

Thu. Sep 8, 2022

Room A

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

[2A_PL] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[2A_PL01] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

*Nobuaki Sato¹ (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Current status of nuclear research facilities and measures for human resource development

*Tomohiko Arai¹ (1. MEXT)

[2A_PL03] Surveillance of management of nuclear fuel facilities

*Naoki Kumagai¹ (1. NRA)

[2A_PL04] Overall discussion

*Nobuaki Sato¹, Tomohiko Arai², Naoki Kumagai³, Yukio Hosono³ (1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2B_PL] Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

Chair: Shin-etsu Sugawara (Kansai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bldg.2F No.21)

[2B_PL01] Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

[2B_PL02] Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*Kohta Juraku¹ (1. TDU)

[2B_PL03] The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*Mikio Iwanaga¹ (1. FUT)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Subcommittee [Co-organized by Standards Committee, System Safety Technical Committee]

[2D_PL] Advanced safety of nuclear fuels and cores

Chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. Standards Committee)

[2D_PL02] Activity on improved safety of fuel and core

*Hiroaki Abe¹ (1. UTokyo)

[2D_PL03] Technical report for design safety of fuel and core

*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[2D_PL04] Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*Shinichiro Yamashita¹ (1. JAEA)

[2D_PL05] Activity on lead use assemblies (LUA)

*Shoichi Kitajima¹ (1. CRIEPI)

[2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya¹, Hiroaki Abe², Ryo Fukuda³, Shinjiro Yamashita⁴, Shoichi Kitajima⁵ (1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[2E_PL] Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (E1 Bldg.2F No.24)

[2E_PL01] Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

*Yuji Arita¹ (1. Univ. of Fukui)

[2E_PL02] Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

*Takeji Kaito¹ (1. JAEA)

[2E_PL03] Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for Improving the Safety of Fast Reactors

*Katsumi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[2E_PL04] Development of Advanced Reactors in Hitachi

*Tetsushi Hino¹ (1. JHGNE)

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor

division

[2F_PL] Value of advanced reactor development based on social trends

Chair: Takaaki Sakai (Tokai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F_PL01] Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues

*Naoyuki Takaki¹ (1. TCU)

[2F_PL02] Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy

*Shuji Ohno¹ (1. JAEA)

[2F_PL03] Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development

*Takuya Seshimo¹ (1. JANUS)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2G_PL] Reactor Physics Engineers be Ambitious!
- Suggestion of Venture Start-up

Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G_PL01] Why nuclear venture with Reactor physics?

*Masatoshi Yamasaki¹ (1. Studsvik Japan)

[2G_PL02] Challenge to technology fusion on Kyoto Fusioneering

*Masato Tabuchi¹ (1. Kyoto Fusioneering)

[2G_PL03] My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics to founding an owner-operator of SMRs in Estonia

*Merja Pukari¹ (1. Fermi Energia)

Room I

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

[2I_PL] Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I_PL01] Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear

*Jorshan Choi¹ (1. Former UC Berkeley)

[2I_PL02] Nuclear Non-Proliferation and Safeguards

Challenges related to Advanced Nuclear Fuel Cycle System

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

Room K

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

[2K_PL] Human Factor, Safety Culture and Risk Management

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K_PL01] Main point of Risk Management for Safety Assessment

*Kazuhiko Noguchi¹ (1. RSSCCC)

[2K_PL02] Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*Noriyuki Maeda¹ (1. NSRA)

[2K_PL03] Essence of Safety Management from Practical Site

*Keiji Enomoto¹ (1. TCC)

[2K_PL04] Panel discussion

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

[2L_PL] Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant (OFNP)

Chair: Shinichi Morooka (Waseda Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L_PL01] Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Daisuke Sasa¹ (TEPCO HD)

[2L_PL02] Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Chiaki Kino¹ (1. IAE)

[2L_PL03] BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*Masahiro Furuya¹ (1. Waseda Univ.)

[2L_PL04] Study on thermal-hydraulics related to OFNP in NEXIP and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

Room M

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

[2M_PL] Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

Chair: Yoshihito Namito (KEK)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (E2 Bldg.1F No.101)

[2M_PL01] Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University

*Hiroataka Sato¹ (1. Hokkaido Univ)

[2M_PL02] Measurement of Muon-induced Soft Error and Its Challenges

*Masanori Hashimoto¹ (1. Kyoto Univ)

[2M_PL03] Simulation of soft errors due to environmental radiation

*Shinichiro Abe¹ (1. JAEA)

Room N

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

[2N_PL] Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

Chair: Kai Masuda (QST)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bldg.1F No.102)

[2N_PL01] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -

*Kimikazu Sasa¹ (1. Univ. of Tsukuba)

[2N_PL02] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - AIST Electron LINAC Facility -

*Ryoichi Suzuki¹ (1. AIST)

[2N_PL03] Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburi Earthquake - Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

[2A_PL] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

Chair: Takumi Saito (UTokyo)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[2A_PL01] Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

*Nobuaki Sato¹ (1. Tohoku Univ.)

[2A_PL02] Current status of nuclear research facilities and measures for human resource development

*Tomohiko Arai¹ (1. MEXT)

[2A_PL03] Surveillance of management of nuclear fuel facilities

*Naoki Kumagai¹ (1. NRA)

[2A_PL04] Overall discussion

*Nobuaki Sato¹, Tomohiko Arai², Naoki Kumagai³, Yukio Hosono³ (1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA)

総合講演・報告 「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」

大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

*佐藤修彰¹, *熊谷直樹², *新井知彦³

¹東北大学, ²原子力規制庁, ³文部科学省

1. 概要

「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、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64, (2022),)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、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OPF)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応

本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動

核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント

「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題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, *Naoki Kumagai², *Tomohiko Arai³

¹Tohoku Univ., ²NRC, ³MEXT

総合講演・報告 「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」

大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

*佐藤修彰¹, *熊谷直樹², *新井知彦³

¹東北大学, ²原子力規制庁, ³文部科学省

1. 概要

「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、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64, (2022),)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、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OPF)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応

本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動

核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント

「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題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, *Naoki Kumagai², *Tomohiko Arai³

¹Tohoku Univ., ²NRC, ³MEXT

大学等核燃・RI 施設の課題と対応

Tasks and actions for nuclear fuel and RI facilities at universities and research institutes

*佐藤修彰¹, *熊谷直樹², *新井知彦³

¹東北大学, ²原子力規制庁, ³文部科学省

1. 概要

「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、学会誌の報告記事「大学等核燃および RI 研究施設の課題と提言」(64, (2022),)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、全国規模の拠点施設の確立、研究ネットワークの構築の必要性を訴えた。例として、東日本では JAEA 東海地区、大洗地区を、西日本では、京大複合原子力研や福井の新研究炉を取り上げ、それぞれにおける照射施設やホットラボ(HL)の利用を提言した。前者では、試験研究炉の運転再開を機に、横断的かつ戦略的な研究開発として一般研究機器等も含めた機構の有する施設・設備・機器の利用促進を図り、オールジャパンでのイノベーション創出に貢献するため、オープンファシリティープラットフォーム(OPF)を立ち上げている。西日本では、京大での HL の更新と整備や、福井炉における施設概要や詳細設計が進められている。一方、各大学において進めている施設統廃合では、核燃料物質や放射性廃棄物の学内外への移動、保管、廃棄が必要であり、そのため、全国的な保管および廃棄物管理施設の設置が不可欠である。そこで、本セッションでは、最初に本分科会より、核燃・RI 研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化について説明する。これらを踏まえ、拠点化を進めるための今後の方策を提言する。上記のような分科会からの報告を受けて、関係する原子力規制庁や文部科学省から、現状認識や提言についての見解やコメントを頂く。最後に、講演者および参加者を含めて本議題に関する意見交換を行い、本セッションを総括する。

具体的には

① 大学等核燃および RI 研究施設の課題と対応

本分科会主査である佐藤より、大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について報告する。

② 核燃料施設の施設管理に係る監視活動

核燃料施設の施設管理に係る監視活動について現況を説明すると共に、「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、原子力規制庁担当者より、コメントする。

③ 文部科学省からのコメント

「大学等核燃・RI 研究施設の課題と対応について」の報告に対して、文部科学省担当者より、コメントする。

これらを踏まえて、講演者をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設の課題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, *Naoki Kumagai², *Tomohiko Arai³

¹Tohoku Univ., ²NRC, ³MEXT

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL04] Overall discussion

*Nobuaki Sato¹, Tomohiko Arai², Naoki Kumagai³, Yukio Hosono³ (1. Tohoku Univ., 2. MEXT, 3. NRA)

近年、大学等の核燃・RI施設では、施設の老朽化などを背景に、統廃合が検討されている。また、今後、核燃・RIを用いた研究開発を維持・拡大していく上で、施設の拠点化が有効である。本企画セッションでは、「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」の活動の一環として、原子力規制庁や文部科学省を交え、核燃・RI研究施設の現状と課題をまとめ、課題解決のための施設の拠点化および核燃料物質や廃棄物の全国的な保管・廃棄物管理施設の設置などの方策について議論する。

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2B_PL] Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

Chair: Shin-etsu Sugawara (Kansai Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bldg.2F No.21)

[2B_PL01] Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

[2B_PL02] Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*Kohta Juraku¹ (1. TDU)

[2B_PL03] The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*Mikio Iwanaga¹ (1. FUT)

倫理委員会セッション

原子力への信頼を、倫理的な行動から考える

Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

(1) 本会倫理規程における専門職原則，誠実性原則

～社会からの信頼の観点から～

(1) Professional Principle and Conscientiousness Principle in AESJ Code of Ethics

～From the Perspective of Trust from Society～

*神谷 昌伸¹¹ 日本原電

1. はじめに

原子力の平和利用は、当初から、その潜在的危険性や放射性廃棄物の長期にわたる管理等の本質的な問題から、社会との関係性に課題を有している。

さらに、原子力災害が生じ、その影響が継続しているわが国では、原子力技術に対しても、それに関わる専門家、関連する組織に対しても、社会からの信頼がない状況が長期化し、社会からの負託に十分に答えられていないといつてよいだろう。

本稿では、日本原子力学会（以下「本会」）倫理規程^[1]のうち、原子力に携わる者・組織と社会との関係性や信頼に関して特に関連する行動の手引等について、2021年5月の倫理規程改定時の背景等を解説しながら、原子力の信頼に関わる倫理的な行動を確認する。

なお、著者は、現在、本会倫理委員会の幹事を務めているが、本稿は、倫理委員会での倫理規程改定に係る検討を踏まえたうえで、著者の責任でまとめたものである。

2. 倫理規程と社会との関係性

2-1. 基本認識

本会倫理規程は2001年に制定され、その後、時代の変化や原子力を取り巻く状況等を踏まえて、本会倫理委員会の検討に基づき改定を重ね、最新版は2021年5月に改定されたものである（表1）。

なお、社会には原子力技術の活用のあり方について様々な意見があり、活用のあり方自体が倫理的な議論の対象になり得るが、本会倫理規程は、本会定款^[2]や倫理規程前文等^[3]にある原子力技術の平和利用に関する目的に立脚しているものと認識している。

学協会が倫理規程（あるいは倫理綱領など）を有する理由は、専門家集団（専門職，profession）と一般社会との間に一種の「契約」があるという欧米の専門職倫理の歴史に起源があり、本会でも同様の認識の下に倫理規程が制定された。すなわち、専門家は、一般の人にはできない、かつ社会にとって不可欠なサービスを責任を持って行い、その見返りとして、社会は高い地位と自治権をその専門家集団に与える。この相互に利益のある関係を保持するため、専門家集団は倫理規程を制定し、個々の専門家が専門家集団の一員として自らを厳しく律し、これに則って依頼された業務を達成するために最善を尽くし、模範的なサービスの提供を社会に対して宣誓するというものである^{[4][5]}。

倫理規程は行動の規範であり、賛助会員を含む本会の会員は、社会からの負託を受け、社会に大きな影響を与える可能性のある業務に携わる者として、社会の中で、あるいは社会に対して、責任ある振る舞いを示さねばならない。

*Masanobu Kamiya¹

¹The Japan Atomic Power Co.

表1 本会倫理委員会の活動の主な経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1979		TMI事故
1981		原電：敦賀1号機 放射性廃液漏洩 事実隠蔽
1986		チェルノブイリ事故
1991		関電：美浜2号機 蒸気発生器細管破断
1995		動燃：もんじゅ二次系Na漏洩およびビデオ隠し
1998		原電工事：使用済み核燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第1回会合	JCO臨界事故
2001	倫理規程制定、倫理委員会発足	
2002		東電：自主点検記録改ざん等
2004	・倫理規程改定 (2003,2005,2007,2009の計4回) ・委員会による意見等の表明 (http://www.aesj.or.jp/ethics/03_03_051/)	関電：美浜3号機 二次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽変圧器火災
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5回目）	
2018	倫理規程改定（6回目）	
2019		関電：金品授受問題発覚
2020	金品授受問題への見解の表明	
2021	倫理規程改定（7回目）	東電：IDカード不正使用問題、核物質防護機能の一部喪失事案の発覚等
2022	核物質防護事案を踏まえた見解の表明	

注) 表記はそれぞれ当時のもの

2-2. 専門職原則、誠実性原則等における社会との信頼の観点

本会倫理規程の憲章および行動の手引では社会との関係を強く意識して倫理的な行動を規定しており、用語の使用という単純な整理では、「社会」という用語は22箇所、「信頼」という用語は5箇所が使われている。

これらのうち、主なものとして、「行動の原理」、「誠実性原則」、「専門職原則」を以下で取り上げる。

(1) 行動の原理

憲章1. 行動原理

会員は、人類の生存の質の向上および地球環境の保全に貢献することを責務と認識し、行動する。

行動の手引1-4 技術者の行動による信頼

会員は、**技術に対する社会からの信頼は、不適切な行動により瞬時に失われることを認識したうえで、技術を扱う者として、社会の理解を得ることのできる行動を積み重ねていく。**

行動の手引1-4は、2021年5月の改定で、金品授受問題^[6]および2017年秋以降に頻発した素材メーカー等の品質不正問題^[7]を踏まえ、より強い訴求と留意すべき具体的行動を明記した。なお、倫理規程の新旧比較（旧倫理規程（2018年1月）と現行倫理規程（2021年5月）の比較）は、本会倫理委員会ホームページを参照されたい^[8]。

行動の手引1-4にある「技術を扱う者」とは、技術者のみならず、原子力に携わるあらゆる関係者、組織と捉えたい。「社会の理解を得ることができる行動」とは具体的にどのような行動か。誠実に業務を遂行する中で倫理的な問題（ジレンマ等）に直面することがあるだろう。「社会の理解を得ることができる」倫理的な行動がいかなる行動なのか、倫理規程全体に立ち戻って考えることが重要である。

倫理的な問題に直面した際に、その状況に応じて自身で考え、判断し、行動することになる。倫理規程は、会員が専門家としての倫理的行動とはどういうものかを考える機会を提供する。あらかじめ考えておくことは、自らが倫理的な問題について判断を下す必要に迫られたとき、適切な解を見つけることに寄与する。ここに倫理規程の意義・価値がある^[9]。

(2) 誠実性原則**憲章 4. 誠実性原則・正直性原則**

会員は、法令や社会の規範を遵守し、自らの業務を誠実に遂行してその責務を果たすとともに、**社会からの負託と社会に対する説明責任**を強く自覚して、**社会の信頼**を得るように努める。

行動の手引 4-1 誠実な行動

会員は、誠実に業務を実施する。その際、他の団体または個人に不適切な利益若しくは損害をもたらす恐れのある場合、ないしは**社会**から疑念を持たれる恐れのある場合は、雇用者あるいは依頼者、状況によっては組織内外の第三者に説明し、誠実な業務が実施できるよう働きかける。もって、**社会に対して説明できない行動はとらない**。

行動の手引 4-5 社会からの負託

会員は、原子力技術を扱う組織または個人として、**社会から一種の負託**を受けており、**特別の責任・倫理観**が求められていることを常に念頭に行動する。

行動の手引 4-6 会員の安心への戒めと信頼のための行動

会員は、安全の状態を過信し、自らがそのことで安心してはならない。**公衆の信頼は、原子力技術を扱う者がその危険性を十分に認識し、緊張感を保って行動すること、他の意見・批判をよく聴くこと等、不断の努力によって得られるものと認識する**。

「2-1.基本認識」で述べた社会からの負託に関して、憲章4とこれに関わる行動の手引で明記している。

憲章4および行動の手引4-1は、行動の手引1-4と同様の理由で、社会との関係を強く意識して改定を行った^[8]。

行動の手引4-6は、2021年5月の改定で、タイトルに「信頼のための行動」と追記した。同手引の本文は改定していないが、原子力の「危険性を十分に認識し」、また、学会内外も含めた「他の意見・批判をよく聴くこと等」の「不断の努力によって」、「公衆の信頼」を獲得していくことを謳っている。これは、社会に対する基本的で重要な倫理的行動である。

(3) 専門職原則**憲章 5. 専門職原則**

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

行動の手引 5-2 専門能力の維持・向上

会員は、求められる**専門能力や倫理的行動**が、時代とともに変化することを自覚し、常に**社会の要請**に応える能力を備えるよう努める。

行動の手引 5-6 社会への情報発信と対話の実践

会員は、公衆が原子力の安全や技術利用に関する問題について自ら考えて判断できるよう、専門知識を分かりやすい形で提供することに努める。また、**原子力に関わる諸問題について真摯に対話し、社会的課題の解決に寄与することを目指す**。

2021年5月の改定で、あらためて会員は専門職（profession、専門技術者、専門研究者等）として本会に所属し、学会活動を通じてお互いに研鑽して社会に貢献し、その活動を支えるために倫理規程の意義があることを再確認した^[8]。

行動の手引5-6は、2021年5月の改定で「また」以下の一文を追加し、技術に基づく製品・サービスや研究成果を社会に提供・還元するだけでなく、専門職として、「真摯に対話」することにより、「社会的課題の解決に寄与することを目指す」ことを倫理的な行動として謳った。このことは、社会との関係を深め、相互に信頼を醸成していく観点から重要な行動であり、また、専門職の行動として重視すべき価値あるものと考えている。

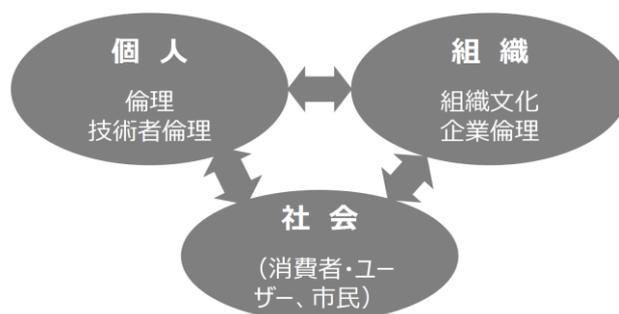


図1 倫理規程の射程

3. まとめ

本会倫理規程は、会員個人の行動のみならず、憲章7で「組織文化の醸成」を掲げ、よりよい組織文化を訴求しており^[10]、これらが相俟って、社会からの負託に応じていくことを目指しているといえよう。

本会倫理規程の射程を図1のように表してみた。倫理規程を参考に倫理的な行動を積み重ねることにより、社会から、原子力に携わる者に対する信頼、原子力に関わる組織に対する信頼の獲得を目指していきたい。

一方、原子力に対する社会の信頼という観点からは、原子力政策（原子力技術の活用、原子力利用に関わる規制、国民や立地地域との対話）に関わる内容、意思決定や制度設計のあり方、見直しなども課題になると考えられるが、本会倫理規程の直接的な射程には入っていないのだろう。

倫理規程に掲げる行動が、社会との関係性、信頼という観点から、重要な架け橋になるものと考えており倫理委員会としては、倫理規程の浸透とともに、倫理に関わる問題の継続的な検討を進めていく。

次回倫理規程改定に向けては、放射性廃棄物の長期的な管理・処分の課題を念頭に、未来社会に対する倫理（世代間倫理）という視点からの行動についても議論していきたい^[11]。

注釈および参考文献

[1] 日本原子力学会倫理規程（2021年5月27日第8回理事会承認）http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/

[2] 日本原子力学会定款（平成30年6月15日第8回総会一部改定）＜抜粋＞

第3条 本会は、公衆の安全をすべてに優先させて、原子力および放射線の平和利用に関する学術および技術の進歩をはかり、その成果の活用と普及を進め、もって環境の保全と社会の発展に寄与することを目的とする。

[3] 本会倫理規程（2021年5月27日第8回理事会承認）＜抜粋＞

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

憲章2. 公衆優先原則・持続性原則

会員は、公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。

[4] 日本原子力学会倫理規定制定委員会，原子力学会倫理規程の制定にあたって，2001年

[5] 黒田光太郎・戸田山和久・伊勢田哲治，誇り高い技術者になろう[第二版]，名古屋大学出版会，2012年

[6] 日本原子力学会倫理委員会，関西電力金品授受問題への見解，2020年8月24日

<http://www.aesj.or.jp/ethics/document/pdf/iken/iken20200824.pdf>

[7] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会2019年春の年会3M_PL01，2019年

- [8] 倫理規程新旧比較表 http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_241_21/0004.pdf
- [9] 日本原子力学会倫理規定制定委員会, 日本原子力学会倫理規定案について, 日本原子力学会誌, Vol.43, No.4, 2001 年
- [10] 神谷昌伸, 倫理問題についての継続的検討～組織文化の観点, ポジティブ倫理の観点など～, 日本原子力学会 2022 年春の年会 1E_PL01, 2022 年
- [11] 土田昭司, 将来世代に対する倫理, 日本原子力学会誌, Vol.64, No.4, 2022 年

倫理委員会セッション

原子力への信頼を、倫理的な行動から考える

Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

(2) 社会からの問いかけと原子力専門家の応答責任:

原子力のリスクの特殊性をめぐって

(2) Social Responsibility of Nuclear Experts and Particularity of Its Risk

*寿楽 浩太¹¹東京電機大学

1. はじめに

社会において原子力のリスクはしばしば特殊なものとして扱われる。2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故後はなおさらだ。なぜか。本稿では社会科学の既往研究に触れ、原子力のリスクの特殊性のいくつかの側面を確認し、社会からの問いかけに対する原子力専門家の応答責任について批判的考察を加える。

2. 原子力のリスクの特殊性についての社会科学的な議論のいくつか

原子力のリスクの特殊性をリスク「認知」の観点から見ると、その背景に「未知性」と「恐ろしさ」があるとされたことは社会心理学者 Slovic の古典以来、つとに知られる (Slovic 1986, 1987)。

他方、原子力のリスクは実体的に特殊だとする見解も早くから示された。TMI 事故をきっかけに書かれた組織社会学の碩学 Perrow の「定常事故」(normal accident) 論では、原子力のリスクは(地域や国の)社会の存続に致命的な影響を与える catastrophic (破局的) なものであることが強調され、同様に高度先端技術と目される航空機の事故リスクなどとは明確に区別して扱われた (Perrow 1984)。

あるいは技術社会学者 Downer は、原子力のリスクはそれを定量的に把握する上でも他の高度先端技術の信頼性とは同列に議論できないことを指摘した。やはり航空機と比較すると、航空機が一般的な意味で標準化されており、かつその数や運転経験が膨大であるのに対し、原子炉の炉型は多様でかつ個々の運転経験は航空機に比べれば決定的に過小であるため、統計的に信頼性を語ることは不可能だという (Downer 2017)。

3. 日本の原子力専門家側のこれまでの応答

翻って日本の原子力専門家側は原子力のリスクの特殊性にどのように向き合ってきたのか。

例えば関西電力大飯発電所 3・4 号機の運転差し止めを命じた 2014 年 5 月の福井地裁の判決は、まさに Perrow のいう破局性を大きな根拠にしたものだったが、これに対して本会が直ちに発した声明は、原子力のリスクを他の科学技術のリスクと同列視した上で「ゼロリスク」志向を批判するなど、破局性に対する問いかけを顧みることが全くなかった (日本原子力学会 2014)。

また、原子力規制委員会は安全目標に大規模放出頻度を追加するなど、原子力のリスクの破局性への配慮を一定程度、示しているとも言えるが、他方でその過程で安全目標を媒介項として、原子力のリスクの特殊性について社会との対話をはかることはなかった。安全目標の本義や米国等のリスク・ガバナンスの実践との比較から、この点に関する彼我の差についての批判的な分析もなされている (菅原・稲村 2016、菅原 2018)。

共通するのは、原子力のリスクの特殊性を正視した上で社会に対する応答責任を果たそうとする姿勢の不在である。原子力への信頼の不在を嘆く前に、原子力専門家の側がまず社会を信頼し、原子力のリスクの特殊性を正面から語る真摯な議論の先にこそ、本当の社会的な支持が得られると腹をくくるべきであろう。

*Kohta Juraku¹

¹Tokyo Denki Univ.

倫理委員会セッション

原子力への信頼を、倫理的な行動から考える

Thinking about Trust in the Use of Nuclear Power in terms of Ethical Action

(3) 原子力と地方自治体～どこに向かう原子力?!～

(3) The Course of Nuclear Power Plants and Local Community

*岩永 幹夫¹¹福井工大

1. はじめに

原子力発電の利用にあたっては、運営している事業者に対する信頼が大きな鍵となっている。さらに、国のエネルギー政策がその柱となっていることを立地自治体は強く求めている。15基の原子炉が立地している福井県において、原子力の安全と地域行政に携わってきた経験をもとに、地域からの信頼について講演する。

2. 福井県における原子力の歴史

福井県と原子力施設との関係は、1960年代研究用原子炉誘致からスタートし、日本原電(株)の商用2号炉として1962年5月、敦賀半島突端で県開発公社により調査着手された。当時、敦賀側では道路の整備に対する住民の期待が高く順調に進んだが、美浜側用地は交渉が紛糾し関西電力(株)と美浜町長と間で調整が進められた。高浜地区では1965年から誘致が進められ、1969年原子炉設置許可後順調に工事が進められた。大飯地区では1969年、町長が建設計画を進めていたが、反対有志の運動により1971年7月町長が辞職し知事に紛争収拾のあつせんを依頼する事態となった。この紛争で約半年間建設工事が中断した。このように、県内の立地自治体それぞれで、誘致以降様々な経緯をたどってきている。

運転開始以降、浦底湾でのCo-60検出や美浜1号機燃料棒折損の事実隠蔽、蒸気発生器の細管漏えいが続くなど、安定運転には程遠いスタートであった。このため、県は1972年から原子力職を、1977年には原子力安全対策課を設置し発電所の安全対策や原子力行政、施設設置者と結んでいる安全協定の運用に努めてきた。

その後も県内の発電所では幾多となく事故や不正問題が発生しており、その度毎に地域との信頼が損なわれる結果を招いてきたが、事業者の改善・改革活動を逐次自治体が指導・監視し、住民に対し積極的に説明していくことで信頼の回復、安心への醸成につなげてきたと考える。

3. 立地地域の期待

半農半漁の小さな町に巨大技術を駆使した原子力発電所が立地することは、地域の社会インフラ整備・拡充とともに働く場や収入の糧として立地地域では大いに期待された。しかし、これまでに十分な技術力を持たない地元企業が参入するにはハードルが非常に高く、企業自らの努力とともに事業者や関係企業の大きなサポートなくしては実現し得なかったことも事実であろう。

2011年の福島第一原発事故以降、再稼働に向け鋭意改造工事等を進める傍らで、30年にわたる廃止措置が並んで進んでいる。廃止措置は周辺部から炉心部に向け段階ごとに進められることから、より専門的な技術が求められる工事となることから、工事参入に向けた工夫が求められている。

4. 原子力の行方

本県には国内初の軽水炉だけでなく、国のプロジェクトとして官民学を挙げて進めてきた新型転換炉と高速増殖炉が立地している。これら国産技術で開発・建設を進めてきた素晴らしさを何とか学生に伝えたいとの思いである。原子力利用は将来にわたって必要な技術であり、継続的な技術継承だけでなく、強い意志を持った技術者が自信をもって進めていくことが国民の信頼確保に繋がるものと考えられる。

*Mikio Iwanaga¹

¹FUT

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Subcommittee [Co-organized by Standards Committee, System Safety Technical Committee]

[2D_PL] Advanced safety of nuclear fuels and cores

Systematic approach at the fuel and core subcommittee

Chair: Ken Kurosaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. Standards Committee)

[2D_PL02] Activity on improved safety of fuel and core

*Hiroaki Abe¹ (1. UTokyo)

[2D_PL03] Technical report for design safety of fuel and core

*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[2D_PL04] Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*Shinichiro Yamashita¹ (1. JAEA)

[2D_PL05] Activity on lead use assemblies (LUA)

*Shoichi Kitajima¹ (1. CRIEPI)

[2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya¹, Hiroaki Abe², Ryo Fukuda³, Shinjiro Yamashita⁴, Shoichi Kitajima⁵
(1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI)

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[2D_PL01] Address by Standards Committee

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. Standards Committee)

日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会では、炉心燃料の安全高度化に向けた体系的活動をすすめている。今回の核燃料部会企画セッションでは、炉心燃料分科会活動報告として、分科会活動の全体像、炉心燃料の安全設計に関する技術レポート、事故耐性燃料（ATF）の実用化に向けたワーキンググループ活動、商用炉先行照射（LUA）の導入に向けたワーキンググループ活動などについて説明する。最後に、講演者全員と会場参加者で総合討論を行う。

核燃料部会セッション[標準委員会, 標準委員会システム安全専門部会共催]

炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について
—炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

(2) 炉心燃料の安全確保・向上に向けた体系的な活動

(2) Activity on improved safety of fuel and core

炉心燃料分科会主査 *阿部 弘亨¹

¹ 東京大学

1. 標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会の経緯と目的

炉心燃料分科会（以下、委員会。）は、標準委員会システム安全専門部会傘下の組織であり、炉心燃料の安全に係る標準作成を担っている。委員、常時参加者等を含めると、規制当局も含め産官学の幅広いステークホルダーからの燃料及び炉心の専門家約 40 名で構成されている。

委員会は、炉心安全の機能原則「止める、冷やす、閉じ込める」を出発点として、炉心及び燃料が担っている役割を明確にし、安全機能を確実にするための設計及び評価の方法を示し、安全設計に係る実施基準を策定する際の基礎資料を提供し、“炉心及び燃料が安全に設計されている”ことに対する十分な科学的根拠を提供することを目的としている。

2. 炉心燃料分科会の燃料安全に向けた取り組み

この目的の下、震災以前は、十分な安全性を確保しつつより高い経済性を達成することを目的とした炉心及び燃料の技術基準の策定を進め、先行少数体照射試験（いわゆる LUA）の基準の作成を目指していた。しかしながら、当時の指針や基準には、「炉心及び燃料が安全であること」に対する科学的な説明性が曖昧であったり、古い基準のためその根拠が良く分からなかったりするものがあつた。さらに、ジルカロイのある破損モードに寄与する事象 A と B がある場合、厳しめに影響する事象 A を評価すれば良い、という思想に基づいていた。しかしこれはジルカロイでは成立するかもしれないが、改良材や新材料の適用を考えた場合には事象 A が厳しめに影響するとは限らない。故に、科学的な合理性と説明性を当時の指針及び基準類から導出することには限界があるとの認識に至つた。

そこで委員会では、当時の指針や基準から一旦離れ、炉内における燃料の挙動と破損モードの全てをリスト化し、破損のメカニズムと条件、破損限界を一つ一つ整理していくこととした。これまで評価の対象になっていなかったようなモードも含め、漏れ欠けが無いよう全てをリスト化し、個々の破損限界を評価した。福島第一原子力発電所の事故による中断期間があつたものの、国内外の規格基準、報告書や論文等を丁寧に精査し、時間をかけて整理し、委員会の構成員の代替わりも含めると 100 名弱の多くの研究者、技術者による議論を重ねた。その結果、2015 年に技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」（2021 年には第一分冊改訂版発行）（以下、技術レポート。）を発行するに至つた次第である。

上記の原則に基づいて燃料劣化や破損の情報を網羅的に整理したため、技術レポートの適用先は現行の燃料被覆管材料に限定されない。新材料の適用を考えた際にも、その材料に特有な現象の追加的評価を踏まえれば基本的に同じ基準で安全を考えることができる。策定当初は軽水炉用ジルコニウム系新材料を念頭に置いていたが、非ジルコニウム系新材料にも広く適用可能なものとなっている。

そこで、技術レポートを LUA に適用することを次のステップとした。LUA は新設計、新材料の実機適用を図るために必要な手段であるが、これまで国内での実績はほとんどなく主には海外炉での試験等に

基づいている。しかし、海外炉で大丈夫だから国内炉でも大丈夫という考え方は科学的な説明性には乏しいし、何よりも国産技術を育成するという戦略的視点で非常に弱い。委員会では、より安全な技術を国内で開発するためには、技術開発と実機による確認の両輪が確実に機能することが必須であると考え、現在 LUA の標準を作成中である。さらに、事故後に提案された事故耐性燃料 (ATF) の開発においても、技術レポートで確立した安全の考え方を適用可能であることから、委員会では本技術レポートを基礎として、ATF への適用を図ることとした。

特に、ATF は現在、世界中の国やメーカーによる競争が激化している分野でもある。このような分野において原子力安全を確保するためには、学協会により客観的、網羅的かつ科学的な安全評価手法を策定し、さらに国内炉を用いた確認を行い、これに基づいた評価により安全性を確認する手段をとり、高い説明性を担保することを目指している。

3. 今回の企画について

炉心燃料分科会の活動はこのように日本の国情に合わせつつ時代の先端を行く燃料安全を模索している。今回の企画では、技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」について報告し、現在検討中の先行少数体照射試験標準、事故耐性燃料に関する技術レポートの考え方を報告する。最新の燃料安全の考え方について学会の皆様と議論させていただきたい。

最後に、炉心燃料分科会では非常に多くの専門家にご参画いただき、ご意見を伺い、検討をお願いし、また執筆をお願いすることにより、質の高いレポートを完成させ、最先端の原子力技術への継続的な貢献を図っています。これは偏に、ボランティアな活動であるにも拘らず労を惜しまず御貢献をいただいた全ての方々の功績です。皆様に本稿をもって改めて感謝申し上げます。また本委員会への新規のご参加も歓迎しております。

参考文献

発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書

第 1 分冊炉心及び燃料の安全設計 (改訂版) (AESJ SC TR009 1:2021) ISBN 978 4 89047 440 0

発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書: (AESJ-SC-TR009: 2015)

第 1 分冊炉心及び燃料の安全設計 ISBN 978 4 89047 384 7

第 2 分冊核設計 ISBN 978 4 89047 385 4

第 3 分冊熱水力設計 ISBN 978 4 89047 386 1

* Hiroaki Abe¹

¹ The University of Tokyo

核燃料部会セッション[標準委員会, 標準委員会システム安全専門部会共催]

炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について —炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores

- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

(3) 炉心燃料の安全設計に関する技術レポート

(3) Technical report for design safety of fuel and core

福田 龍, 三菱重工業,

1. 炉心燃料の安全設計に関する技術レポートの作成の経緯

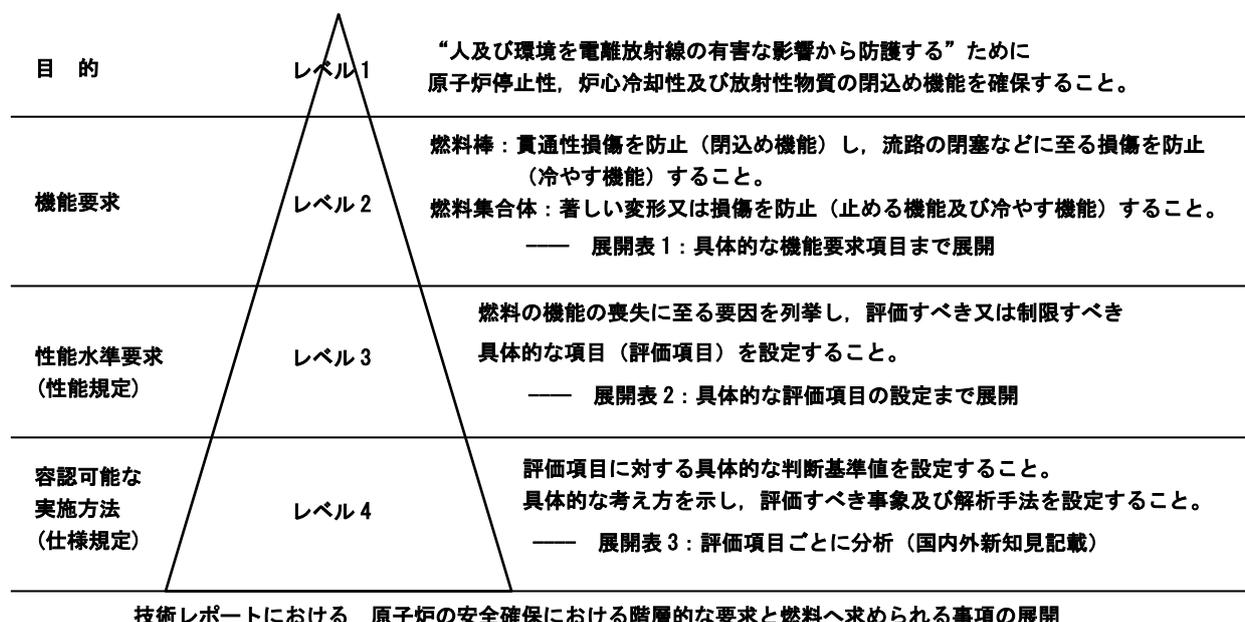
炉心燃料分科会では、2011年3月の東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえ、炉心燃料に係る基本的要求指針、具体的要求指針、手引・技術規定等といった階層構造を技術ベースで体系的に整理する抜本的な安全への取り組みが重要とされた。この体系的な整理を目的として、炉心燃料分科会で2012年度頃から検討が継続されており、「発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 (AESJ-SC-TR009-1)」が2015年10月に、最初の改定版が2022年3月にが発刊されている。

2. 技術レポートの特徴

技術レポートは、主に安全要求の階層的・網羅的な展開、国内外の幅広い知見の収集と分析からなる。

2-1. 体系的階層的な安全要求事項の展開

それまでの燃料棒の閉じ込め機能に限定した検討から、機器は燃料集合体、チャンネルボックスまで、機能は止める（制御棒挿入経路確保）、冷やす（冷却流路の確保）、まで対象を広げた包含的な展開を行った。ここで、性能規定までは規制側、仕様規定以降は産業界との既成概念を撤廃して、IAEAの階層的な安全要求を参考に、レベル1の安全目的からレベル4の仕様規定（容認可能な実施方法）の一部までを可能な限り包含的に展開している。また設置変更許可申請における添付八章の安全設計と添付十章の安全評価との区分にあえてとられず、その主旨から、通常運転時から設計基準事故時までの燃料のおかれた環境を踏まえ、主に米国の Standard Review Plan sec4.2 と IAEA の Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review を参考に、旧原子力安全委員会で策定された安全設計審査指針の中の安全設計審査指針、安全評価指針及び各種の個別の指針等を燃料安全に関連して包含し、より粒のそろった体系的な整理を完遂した。上位から下位の階層への要求展開では、網羅的な検討となるよう展開表1から展開表3を整備している。



* Ryo Fukuda, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd,

- ・展開表1：最も基本的な安全機能要求（止める、冷やす、閉じ込める）を燃料の構造に即してより具体化
- ・展開表2：具体化した安全機能要求を具体的な評価すべき項目まで展開
- ・展開表3：評価項目ごとの分析（具体的基準値設定の基本的考え、関連する知見・トピックスの収集など）

2-2. 国内外の新知見・運転経験等の収集・分析と国内への安全性向上への反映

展開表3にて評価項目ごとに、燃料の安全確保に関する国内外の規制動向、運転経験、技術的な研究成果、民間規格等を調査した結果をもとに、留意すべき知見として記載している。過去に遡って収集した多数の情報を分析し、「燃料棒の多様な閉じ込め機能」「LOCA後を含む事故時の燃料棒冷却維持」「集合体・チャンネルボックスの安全機能」の3分類に統合の下、国内で取り組むべき課題を明確にしている。PWRの例では、LOCAに関連するFFRD、デブリ閉塞やLOCA後の材料劣化後の燃料耐震性の長期冷却の現象解明と安全余裕の定量化の目処付けが優先度が高く、レポート発刊と共に電共研等で集中的な検討を行ってきている。

2-3. その他の主要な記載事項

その他、燃料棒と燃料集合体の安全機能確保を評価する各種のコード、モデル等を燃料設計及び安全解析の現状の概要を主な入出力とともに整理し、評価すべき事象を炉内での核熱及び機械的な環境の変化に伴う物理現象から具体化している。現状の評価手法の全体像の理解の促進と技術・知識の伝承に努めている。

3. 技術レポートの第1回の改定の骨子

燃料安全の要求事項の展開については、照射燃料の地震時の放射性物質閉じ込め機能の要求を追加している。追加知見関連では、基本的に新規な項目は見いだせなかったが、初刊からの世界的な進捗状況の把握に努めるとともに、今後の解決すべき課題としてFFRDの安全余裕の定量化及び燃料被覆管の機械的破損の評価手法の2点を抽出し、それぞれ多角的なアプローチによる検討の重要性・有効性を提言している。

また、付録として漏えい燃料の安全性について、特性と安全性評価の着眼点と見通しを体系的にまとめている。この中で、2次水素化で過度に脆化した漏えい燃料被覆管に大LOCA時のような過大な熱衝撃力が作用する場合には、設計、安全評価にとどまらず、最近の運転中の漏えい燃料監視等の民間規格の充実も踏まえ、運転中の漏えい燃料発生の抑制管理も考慮した総合的な安全確保が合理的であることを提言している。

4. 技術レポートの今後の改定予定

今後も基本的に5年ごとに更新を行っていくが、都度、追加知見の収集と分析に努めるとともに、国内における安全性の向上への取り組みの進捗を示していくことが重要と考えている。これに加えて、これまでの安全要求と関連知見の分析は炉内のDBAに限定していたが、今後は炉心損傷に至る前のBDDBAや使用済みピットにおける燃料安全の考え方や要求等を、新知見も盛り込みながら対象に広げていく予定である。

5. 技術レポートの広範な活用への期待

技術レポートは定期的な更新にとどまらず以下の幅広い活用が期待でき、分科会でも実践していく。また技術レポートを、燃料の安全高度化ロードマップと近年目覚ましい充実ぶりの炉心燃料の管理に関する民間規格類と合わせて定期的に見直しを行っていくことで、燃料安全の着実な向上に結び付くものと考えられる。

・世界的な知見の収集・分析の継続による不断の安全性向上への取り組み

国内外とのギャップ分析や追加知見の収集によって抽出された個別の課題については、産業界、研究機関及び規制側との共通の認識となることで、解決にむけて合理的な安全性向上への対応を進めていくことが期待できる。また産業界では限られた資金の効果的・重点的な投資対象の共有として活用している。

・安全性向上等の改良燃料の開発における階層的な安全要求の適用・活用

ATFに代表される新設計燃料の開発において網羅的な安全要求事項と照合させながら性能改良と安全確保を両立させた開発が着実に遂行できる。大きな設計変更では、新設計の特徴に応じた新たに具体的な評価項目がないか確認が必要で本レポートでの安全機能要求レベル（レベル2）から性能要求（レベル3）への展開の検討が参考となる。

・燃料安全に関わる技術の伝承

体系化された燃料安全要求事項と都度更新される国内外知見の整理は、燃料の安全設計と安全評価に係る関係者において、貴重な技術伝承の礎となるものと考えられる。

核燃料部会セッション[標準委員会, 標準委員会システム安全専門部会共催]

炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について
—炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores
- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

(4) 事故耐性燃料 (ATF) の実用化に向けたワーキンググループ活動

(4) Activity on accident tolerance fuels (ATF)

*山下 真一郎¹, 阿部 弘亨², 佐藤 大樹³, 大脇 理夫⁴, 坂本 寛⁵, 草ヶ谷 和幸⁶, 土屋 暁之⁷

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 東京大学, ³ 三菱原子燃料, ⁴ 原子燃料工業, ⁵ 日本核燃料開発,

⁶ グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, ⁷ 日立 GE ニュークリア・エナジー

1. ATF 検討ワーキンググループ設立の経緯と目的

2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故での教訓を踏まえて、冷却材喪失等の過酷な条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する事故耐性燃料(ATF)の開発が世界的に進められている。海外では、米国を中心に商用炉を用いたATFの先行照射試験が開始されている中、国内においても早期実用化を目指して複数のATFの開発が原子炉・原子燃料メーカーを中心に精力的に進められている。そのような状況下において、本ワーキンググループ(WG)は、ATF導入に関する安全要件について整理することを目的に、国内でATF開発に関わりを持つ学識経験者、官民の研究機関、原子炉・原子燃料メーカーからの構成員で設立された。ATF検討WGの活動は、事前検討が2017年7月から開始され、安全性確認の考え方の整理に向けて検討を進めている。

2. WGの具体的な活動

2-1. 検討の基本方針

燃料の安全性を向上させるためには、新技術や新知見の導入を促す必要がある。一方で、新技術や新知見の導入に際しては、それらの安全性を確認する考え方(燃料安全に係る要件)を整理することが重要となる。ATFに対する燃料安全の考え方を検討し整理する過程においては、軽水炉燃料の安全設計の考え方が体系的に整理されている、日本原子力学会標準委員会の技術レポート(AESJ-SC-TR009-1:2021)を土台とすることで、考え方の整理・検討を合理的かつ効率的に進めることとした。

2-2. 具体的な検討内容

先ず初めに、軽水炉燃料に対して想定しうる種々の機械的、化学的作用が網羅的に整理されている上述の技術レポートの表4.1-1及び表4.1-2(燃料の安全機能の評価方法の現状整理)を活用し、これらの表にATFとして国内で開発が進められている、コーティング被覆管、FeCrAl被覆管、SiC(チャンネルボックス含む)等を当てはめた場合の過不足を検討(新規試験の実施の必要性等も考慮)することから始めた。

次に、技術レポートの表3.2-2(1)～表3.2-2(5)(展開表2)(運転状態と対応付けた機能要求の性能水準要求への展開)について、従来材であるジルコニウム合金被覆管とは異なるATF(FeCrAl被覆管、SiC被覆管)への適用性を検討した。検討の結果、燃料の機能要求のうち、“閉じ込める”については、金属でないSiC被覆管について追加項目が必要となるが、“冷やす”、“止める”はほぼ一般的な記載になっていることが確認できた。また、ATF安全設計に必要な評価項目を抜け漏れなく抽出することを目指し、新設計(改良)燃料

*Shinichiro Yamashita¹, Hiroaki Abe², Daiki Sato³, Masao Owaki⁴, Kan Sakamoto⁵, Kazuyuki Kusagaya⁶, Akiyuki Tsuchiya⁷

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Uni., ³Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., ⁴Nuclear Fuel Industries, Ltd., ⁵Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., ⁶Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd., ⁷Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

において考慮すべき材料特性や照射挙動について、展開表 2 との繋がりを確認しながら適切な記載内容の追記を進めた。

ATF 開発で先行する米国、国際原子力機関 (IAEA) や経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA) 等からは、ATF 開発に関する様々なレポートが公開されている。本 WG の検討においては、ATF の中でも比較的事用化の時期が近いと期待され、数多くのレポートが公開されているコーティング被覆管を対象に、技術レポートの表 4.2-2 (展開表 3) (燃料安全要求事項の仕様規定への展開のための整理) に基づいて事象を特定するための重要事象ランキングテーブル (PIRT : Phenomena Identification and Ranking Table) 作成の考え方を整理した。

表 1 に、コーティング被覆管を対象として PIRT を検討した時の、ATF 安全設計の重要度分類表 (燃料棒閉込め機能 (1) : 通常運転時) を一例として示す。考慮すべき事象として、「燃料被覆管外面の Cr コーティングが燃料挙動に影響する可能性」や「燃料被覆管外面の Cr コーティングの欠陥が燃料挙動に影響する可能性」(表 1 中の赤字箇所) や性能向上要素 (赤字箇所) を追記のほか、米国レポートの PIRT 等を参考に知見の追記と差分確認を行った。また、3 段階で評価・分類した重要度について、重要度が高いと判断した評価項目について、図 1 に示すような個票を作成し、知識レベル拡充のための方法 (解析、試験、設定条件、方針等) を整理した。

ここで作成した PIRT 及び個票については、①3 段階 (H/M/L) で重要度を分類する考え方に不明な点はないか、②知識レベルに関連して考慮すべき知見に漏れはないか、③多角的な視点 (学術界、産業界、規制の視点) から新たな考慮事項はないか、④追加すべき評価項目 (新たな破損モード) はないか、等の観点で炉心燃料分科会のメンバーによりレビューがなされている。

3. まとめ

2017 年 7 月に活動を開始した、ATF 検討 WG では、ATF 開発が先行する米国等の海外知見を取り込みながら、ATF 導入に係る安全要件について検討を進めてきた。検討においては、原子力学会の技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計」を土台として、ATF 安全設計に必要な評価項目を抜け漏れなく抽出するための考え方、及び ATF 安全設計の評価項目の重要度を分類するための考え方を整理した。ここで整理した考え方は、現在国内で進められている ATF の研究開発にも役立てられるものであり、今後、レポートにまとめる予定としている。また、ATF 検討 WG の活動は、ATF 開発の観点から LUA 検討 WG と相互に関連しており、今後も引き続き相互の論点を共有して活動内容にフィードバックしていく予定である。

赤字：性能向上、下線：変更部分
PIRT 個票 (No. PWR-コーティング被覆管-012)

記入日: 2020/12/15	
運転状態: 事故時(冷やす機能)	
損傷モード: 熱的損傷	
損傷位置: 被覆管外面	
評価項目: 被覆管最高温度(PCT)、被覆管高温酸化量(ECR)	
評価の考え方: LOCA 発生時に炉心の露出に伴い高温蒸気による酸化反応が進み、脆化した被覆管が、EOCS の注入による再冠水時の急冷時に生じる熱衝撃(引張)荷重に対して破断しないこと。	
設計変更の燃料挙動に対する影響とその確認方法	
燃料挙動に 影響する 可能性	Cr: 被覆管の高温蒸気による酸化反応が従来の被覆管材料 (Zr 合金) と異なること と、及び Cr-Zr 中間相の形成により、Cr 被覆管が被覆管の脆化度合いに影響する 可能性がある。また、Cr 被覆管とグリッド材料との化学的相互作用により、急冷 時に被覆管に生じる引張荷重に影響する可能性がある。
影響レベル *1	H: Cr 被覆管により高温蒸気に対する耐酸化性の向上、及び被覆管全体の脆化 の抑制が期待される。 M: Cr-Zr 界面での中間相の形成により、被覆管が脆化する可能性がある。 L: Cr 被覆管とグリッド材料との化学的相互作用により急冷時の引張荷重が増加 する可能性がある。
知識レベル *2	L-M: Cr 被覆管による耐酸化性の向上効果、及び被覆管全体の脆化の抑制効 果を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 L-M: Cr-Zr 界面での中間相形成の有無、及びこれによる被覆管の脆化への影 響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。 L-M: Cr 被覆管とグリッド材料との化学的相互作用の有無、及びこれによる引張 荷重への影響を定量的に確認するためには、試験データを取得する必要がある。
確認方法	解析 ・PCT/ECR 評価 試験 ・LOCA 模擬試験(未照射材、試験炉/LTR 照射材) 条件 ・LOCA 模擬条件(PCT、保持時間、昇温速度、内圧、軸拘束力) 方針 従来材の破損(折損)しきい値と比較し、従来材と同等かそれ以上で あることを確認する。
引用・参考 (なし)	
関連 No.	014

*1 影響レベルの定義:
H: 影響が明確
M: 影響が有意となる可能性あり
L: 影響なし、または定性的に影響が軽微

*2 知識レベルの定義:
H: 評価モデル設定が可能
M: 影響評価は可能だが、データ補充が必要
L: 評価に必要なデータが限定

赤字：性能向上、下線：変更部分
PIRT 個票 (No. PWR-コーティング被覆管-005)

記入日: 2020/12/10	
運転状態: 通常運転時(閉じ込め機能)	
損傷モード: 化学的損傷	
損傷位置: 被覆管全体	
評価項目: 被覆管水素吸収	
評価の考え方: 通常運転時の被覆管の水素吸収によって延性が大幅に低下し、通常運転時及び運転時の異常 な過渡酸化時に想定される熱応力などの負荷に対して被覆管に貫通性の損傷が生じることがな いこと。	
設計変更の燃料挙動に対する影響とその確認方法	
燃料挙動に 影響する 可能性	Cr 被覆管の腐食に伴う水素発生及び水素吸収が従来の被覆管材料 (Zr 合金) と 異なることにより、Cr 被覆管が被覆管の水素吸収に影響する可能性がある。 また、Cr 被覆管により水素吸収率が変化し、腐食量に基づき水素吸収量の評価 に影響する可能性がある。
影響レベル *1	H: Cr 被覆管の従来材 (Zr 合金) よりも高い耐食性により、水素発生及び吸収の抑 制が期待される
知識レベル *2	L-M: Cr 被覆管による腐食に伴う水素発生及び吸収の抑制効果を定量的に確認 するためには、試験データを取得する必要がある。
確認方法	解析 ・燃料棒ふるまい解析コード(FINE) 試験 ・オートクレーブ試験(未照射材) ・照射試験(試験炉照射、LTR) 条件 ・通常運転時条件(被覆管外面温度、試験時間) 方針 従来材の試験結果(水素吸収量/率、機械特性)と比較し、水素吸収 率が従来材と同等かそれ以下であること、水素吸収量が従来材より も低いことを確認する。
引用・参考 (なし)	
関連 No.	004

*1 影響レベルの定義:
H: 影響が明確
M: 影響が有意となる可能性あり
L: 影響なし、または定性的に影響が軽微

*2 知識レベルの定義:
H: 評価モデル設定が可能
M: 影響評価は可能だが、データ補充が必要
L: 評価に必要なデータが限定

図 1 PIRT により重要度高に分類した評価項目の個票 (コーティング被覆管の個票検討例)

核燃料部会セッション[標準委員会, 標準委員会システム安全専門部会共催]

炉心燃料の安全高度化に向けた原子力学会での体系的活動について
—炉心燃料分科会活動報告—

Advanced safety of nuclear fuels and cores

- Systematic approach at the fuel and core subcommittee -

(5) 商用炉先行照射 (LUA) の導入に向けたワーキンググループ活動

(5) Activity on lead use assemblies (LUA)

*北島 庄一¹, 阿部 弘亨², 山内 景介³, 原田 健一⁴, 尾家 隆司⁵, 福田 龍⁶,
村上 望⁷, 佐藤 大樹⁸, 久保 雄一郎⁹, 金子 浩久¹⁰

¹電力中央研究所, ²東京大学, ³東京電力 HD, ⁴中部電力, ⁵関西電力, ⁶三菱重工業,
⁷三菱重工業, ⁸三菱原子燃料, ⁹原子燃料工業, ¹⁰グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

1. 商用炉先行照射に関する標準/指針作成の経緯

炉心燃料分科会では商用炉先行照射の導入に係る標準の作成を進めていたが、炉心燃料に対する基本的要求指針、具体的要求指針等の階層構造を技術ベースで体系的に整理することが先決であると判断して、標準の作成を中断していた。この体系的な整理については、「発電用軽水型原子炉施設の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 (AESJ-SC-TR009-1:2021)」に最新の検討結果がまとめられた。

福島第一原子力発電所事故以降、国内の新燃料設計の導入は進んでおらず、世界標準からの遅れを早急に取り戻すことが望まれている。一方、世界中で事故耐性燃料 (ATF) の開発が積極的に進められており、近い将来、これらを国内の原子力発電所に導入することも視野に入れる必要がある。このような状況で、幅広い開発レベルの新設計燃料を対象とした商用炉先行照射の活用方策を検討することが望まれている。

また、国内外の試験炉の廃炉が相次いでおり、これまで海外商用炉で実施してきた先行照射も将来的な利用については不透明な部分があり、国内の商用炉先行照射の役割を広げることも考えなければならない。

2. 商用炉先行照射に関する標準/指針の骨子

炉心燃料分科会ではワーキンググループ活動を通じ、商用炉先行照射を有効に活用する実施手順を検討し、課題について議論を重ねてきた。標準/指針の完成には至っていないが、現状の検討結果の概要を以下に示す。

2-1. 商用炉先行照射の位置づけ

国内の原子力発電所に新技術を導入して発電所を運転するにあたっては、事前に想定されるリスクを排除することが必要であり、新技術の工学的安全性を確認した後に導入することが重要である。これまでの新設計燃料の導入では、本格的な導入の前に国内の商用炉先行照射 (LTR/LUA) を経た事例があるが、LTR/LUA を実施する判断基準や実施プロセスが明確ではないため、基準適合性を示すために本格導入と同様の許認可取得を行った。将来の LTR/LUA 審査に備えて、具体的にどこまでのデータ取得が必要であり、安全設計及び安全評価が必要となるのかを明確にすることが、新設計燃料の速やかな導入による継続的な安全性向上を促進するために必要であると考えている。新設計燃料には、構成部材の材料や構造を一部変更する軽微変更から、機能要求を見直すような大幅変更まで存在する。新設計の内容とその技術的達成度合い、さらには LTR/LUA のリスクの程度によって、LTR/LUA を実施する判断基準や導入プロセスは異なるものとして、技

*Shoichi Kitajima¹, Hiroaki Abe², Keisuke Yamauchi³, Kenichi Harada⁴, Takashi Oka⁵, Ryo Fukuda⁶, Daiki Sato⁷, Nozomu Murakami⁸, Yuichiro Kubo⁹, Hirohisa Kaneko¹⁰

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, ²Tokyo Uni., ³Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, ⁴Chubu Electric Power Co., Inc., ⁵Kansai Electric Power Co., Inc., ⁶Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, ⁷Mitsubishi Heavy Industries, Ltd,

⁸Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., ⁹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ¹⁰Global Nuclear Fuel - Japan Co, Ltd

術的な考え方を定めることが望ましいと考えている。

2-2. 商用炉先行照射で取得するデータ

新設計燃料の安全性や信頼性を確認するため、一般的に商用炉での使用に先立ち、未照射材による試験や試験炉等での試験が行われる。これらの試験では、商用炉における使用環境（温度、圧力、出力等の照射条件及び構造体系）と完全に一致させることは難しい。このため、原子力発電所の安全性を損なわない範囲で、商用炉環境での照射実績を積み重ねることにより、新設計燃料の安全性・信頼性をより確かなものとする。

商用炉環境での照射により取得することが有効なデータを以下に例示する。

燃料ペレット：結晶構造変化、FP 分布状態、寸法変化、被覆管癒着等の熱・化学的相互作用

被覆管：表面腐食、水素吸収の化学的作用、寸法変化、照射後の機械特性

燃料棒：FP ガス放出に伴う燃料棒内圧変化、ペレットと被覆管の機械的相互作用による外径変化

燃料集合体：燃焼集合体の伸び・曲がり・寸法変化、ばね要素等の照射による応力緩和

2-3. 商用炉先行照射の安全性確認

商用炉先行照射に先立ち、LTR/LUA の炉内使用条件（炉内装荷体数、装荷位置、装荷期間等）に基づいた安全評価を実施し、確認すべき全ての評価項目に対する判断基準を満足することが必要である。安全評価に当たっては、既認可燃料の仕様から変更のない設計項目に対する合理的な評価、LTR/LUA の仕様、炉内使用条件、照射計画等を踏まえた上での既存データに基づく合理的な範囲における外挿のような実証データに頼らない設計評価等も行うことができる。安全評価における一般的な評価項目は前述の技術レポート記載の展開表 2 に基づいて決定し、LTR/LUA で新たに採用する設計改良内容ごとの着目すべき個別の評価項目の特定に際しては重要度ランクテーブル（PIRT）などを活用できるが、さらに、LTR/LUA において抜本的材料変更等を行う場合には原子力安全を達成するための機能要求（レベル 2）に立ち返った上での評価項目の特定が必要となる。

商用炉先行照射中は、基本的な安全機能維持を確認することが重要となる。運転中の冷却水中放射性物質濃度監視による閉じ込め機能維持の確認、定期検査中の制御棒挿入時間の測定による停止機能維持の確認、運転中の炉心出口冷却材温度分布の測定による冷却形状維持機能の確認等が事例として挙げられる。

2-4. 商用炉先行照射の継続/中止の判断

商用炉先行照射中又は照射後に、基本的安全機能の維持に係る異常、燃料集合体/燃料棒の特異な寸法変化、燃料集合体/燃料棒の外観異常の発生等を検知し、安全への影響を鑑み、次サイクル以降の継続照射を判断する。基本的安全機能に異常が生じた場合は、当該燃料は次サイクル以降の継続照射を中断し、原因究明と対策を検討する。一方、その他の先行照射燃料については、安全が確保できると判断される場合は継続照射の選択肢も検討する。定期検査中に寸法変化に異常が確認された場合は、前サイクルからの変動等を考慮して次サイクル末までの予測評価を行い、次サイクル末で予測値が制限値を下回ることなどが十分な信頼性をもって評価されれば、次サイクル以降の継続照射の選択肢もあり得る。

2-5. 許認可対応

商用炉先行照射の許認可手続きは、現行の法体系に基づく許認可取得を基本と考えるが、過度の許認可の負担は速やかな新設計燃料の導入を妨げ、結果的に継続的な安全性向上を疎かにする事になりかねない。トピカルレポート（TR）、型式証明（DC）等の制度を十分に活用するなどして、許認可の負担を合理的に軽減することが肝心である。将来的には、米国のような取替炉心ごとの安全性確認及び運転中の安全確認にシフトすることが現実的かつ合理的であるが、法律の一部改訂が必要になると考えられる。

また、これまで炉心運用高度化の時期に合わせて新設計燃料を開発し、総合的な設置変更許可を取得するのが一般的であった。これからは、炉心運用高度化と切り離れた時期に高い安全性を有した新設計燃料を導入することなども選択肢の一つとして考えられ、より一層の許認可の合理化が望まれる。

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[2D_PL06] Discussion

*Yoshiyuki Narumiya¹, Hiroaki Abe², Ryo Fukuda³, Shinjiro Yamashita⁴, Shoichi Kitajima⁵ (1. Standards Committee, 2. UTokyo, 3. MHI, 4. JAEA, 5. CRIEPI)

日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会では、炉心燃料の安全高度化に向けた体系的活動をすすめている。今回の核燃料部会企画セッションでは、炉心燃料分科会活動報告として、分科会活動の全体像、炉心燃料の安全設計に関する技術レポート、事故耐性燃料（ATF）の実用化に向けたワーキンググループ活動、商用炉先行照射（LUA）の導入に向けたワーキンググループ活動などについて説明する。最後に、講演者全員と会場参加者で総合討論を行う。

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[2E_PL] Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room E (E1 Bldg.2F No.24)

[2E_PL01] Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

*Yuji Arita¹ (1. Univ. of Fukui)

[2E_PL02] Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

*Takeji Kaito¹ (1. JAEA)

[2E_PL03] Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for Improving the Safety of Fast Reactors

*Katsumi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[2E_PL04] Development of Advanced Reactors in Hitachi

*Tetsushi Hino¹ (1. JHGNE)

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

溶融塩炉の燃材料研究に関する現状と課題

Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

*有田 裕二¹

¹福井大学

1. はじめに

溶融塩炉は溶融した燃料塩が系を循環する事がその大きな特徴といえる。そのため、照射損傷や核分裂生成ガスの蓄積など燃料の照射挙動自体はさほど燃料の健全性に大きな影響を与えることはなく、構造材料に対する腐食性が原子炉の寿命を決める大きな要因となる。場合によっては燃料は固体で、冷却材として溶融塩を用いるケースもあるが、本稿では溶融塩燃料の特徴と材料に対する懸念事項を概説し、最近の研究事例を紹介しながら今後の材料開発・挙動解明に対する課題を検討する情報を提供する。

2. 溶融塩炉の特徴

2-1. 燃料

現在想定されている主な燃料塩にはフッ化物塩と塩化物塩がある。1960年代に運転された唯一の溶融塩炉であるMSRE(Molten Salt Reactor Experiment: 米国のオークリッジ国立研究所)で用いられた燃料はフッ化物でありその後計画された増殖炉(MSBR)もフッ化物塩を用いることが予定されていた。そのため、様々な知見が得られており現在の多くの新型溶融塩炉の塩として設定されている。近年では腐食性や燃料溶解度の観点から塩化物塩に対する期待も大きくなっており様々なコンセプトでの利用が検討されている。塩の種類も増殖(トリウム-ウラン増殖、ウラン-プルトニウム増殖)、Pu 燃焼炉、核変換(超ウラン元素燃焼)など目的に応じて様々な種類が検討されている。

2-2. 材料

腐食性の強い溶融塩が高温で循環するため、構造材に対するストレスは多大である。フッ化物溶融塩ではフッ素イオンだけでなく、同時に生成する水素(トリチウム)との共存によってフッ化水素やフッ酸と言った腐食性の高い化学種も生成するため、使用する材料は Hastelloy-N などのニッケル基合金が主に検討されている。固体燃料の炉では、核分裂生成物(FP)は被覆管で閉じ込め、配管などは溶存酸素や水素、腐食生成物(CP)と照射効果を主に検討すれば良いが、溶融塩炉では配管材料がハロゲンイオンだけでなく Te など材料腐食を進行させる FP さらには硫黄などの放射化生成物による影響を受けるなど様々な課題を考慮する必要がある。それに加えて照射の影響も受けるため、腐食メカニズムの解明および材料開発が溶融塩炉実現のためには重要となる。

2-3. 今後の研究に向けて

上記のように過酷な環境に置かれる材料については、腐食のメカニズムを明らかにしその対策を検討した上で照射の効果も加味した腐食試験を実施し、使用に耐えうる材料の開発が進んでいくと考えられる。しかしながら、燃料塩自体すら多様な成分が想定される溶融塩炉においては、主要構成元素のみならず微量元素の影響や複合的效果など材料研究の果たす役割は非常に大きい。

*Yuji Arita¹

¹Univ. of Fukui.

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望 Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

高速炉炉心材料の開発と課題

Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

*皆藤 威二¹, 大塚 智史¹, 矢野 康英¹, 丹野 敬嗣¹

¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉の実用化に向けて安全性及び経済性の向上が不可欠であり、燃料集合体を構成する被覆管、ラップ管等の炉心材料には優れた耐照射特性、高温強度及び燃料や冷却材との共存性が求められる。日本原子力研究開発機構(JAEA)が開発を進めるナトリウム(Na)冷却高速炉では、冷却材出口温度の高温化(例えば550°C)に対応するため、通常運転時の被覆管最高温度は約700°C、ラップ管最高温度は約580°Cに達する。また、燃料の高燃焼度化(例えば取出平均燃焼度150GWd/t)に対応するため、被覆管、ラップ管ともに使用期間約9年という長期間にわたり優れた高温強度を維持するとともに、はじき出し損傷量で250dpaを超える耐照射特性が求められる。

ここでは、JAEAにおける高速炉炉心材料の開発経緯や成果、実用化に向けた課題等について述べる。

2. 高速炉炉心材料の開発

高速炉の燃料要素と燃料集合体の構造例を図1に示す。燃料要素は混合酸化物(MOX)燃料等の燃料ペレットを被覆管に装填して上下を端栓で封入したものである。燃料集合体はこれらを六角形状のラップ管に束ねて収納した構造となっている。

高速炉の燃料集合体の耐用期間は被覆管の健全性、ラップ管の変形等が主要因となって決定される。すなわち、被覆管には700°Cの高温で核分裂生成ガスによる内圧に9年間程度耐え得る高温強度、燃料や冷却材Naとの共存性が要求される。さらに、250dpaという高照射領域まで被覆管及びラップ管のスエリング、照射クリープ等による変形を制限し、冷却材Naの流路を確保するとともに炉心からの引抜性を確保することが重要である。

2-1. 改良 SUS316

高速炉燃料用の被覆管及びラップ管としては、高温強度や耐食性に優れ、高温構造用材料として多くの実績を有するSUS316が各国で選択され、様々な改良が加えられてきている。JAEAでもSUS316を選択し、耐スエリング特性や高温強度の向上を狙って合金成分や製造条件を最適化したPNC316を開発した[1]。合金成分については、SUS316のJIS規格内で高Ni、低Cr側を選定し、PやJIS規格では規定していないB、Ti、Nb等の微量元素については成分範囲を新たに設定するなどしてFe-16Cr-14Ni-2.5Mo-0.25P-0.04B-0.1Ti-0.1Nbを基本組成として選定した。また、耐照射特性と高温強度の両立を図るため最終冷間加工度を20%に設定した。

このようにして開発したPNC316は「常陽」及び「もんじゅ」の燃料に被覆管やラップ管として適用され、多くの使用実績を有するだけでなく、様々な照射試験に供され、その性能限界について評価・検討がなされている。図2に「常陽」や米国FFTFで実施した燃料照射試験により得られたPNC316被覆管のスエリングデータを示す。はじき出し損傷量100dpa程度までであればスエリングは3%程度に抑えられており、期待される性能目標に対し十分に小さい値であることがわかる。一方で、それを超えるとスエリングは急激に立ち

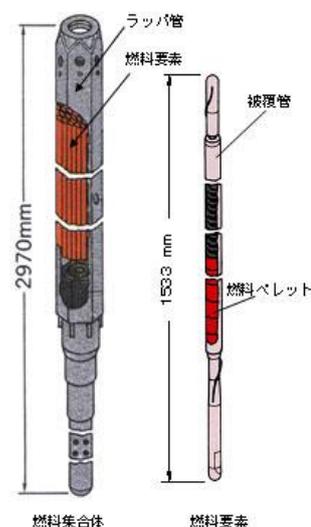


図1 高速炉の燃料集合体構造
(全長は「常陽」の例)

上がる傾向がみられ、耐スエリング特性の観点からははじき出し損傷量 100dpa 程度が確実に使用できる限界と考えられる[2]。

この PNC316 の耐スエリング性を向上させるために、これまでの開発過程で得られた知見、海外におけるオーステナイト鋼の照射実績等を踏まえ、PNC316 をベースに Ni 量を 20% に増やした PNC1520 を開発した[3]。しかし、米国 FFTF での燃料照射試験の結果からは、図 2 に示すように耐スエリング性に有意な改善は見られなかった[4]。

2-2. 高強度フェライト鋼

SUS316 をはじめとするオーステナイト鋼ではスエリングの発生が避けられず、高速炉燃料の高燃焼度化を達成するためにはさらに耐スエリング性に優れた炉心材料の開発が必要である。そこでスエリングが起こりにくい特性を有するフェライト鋼をベースに、フェライト鋼の弱点である高温強度を改善した PNC-FMS を開発した[5]。PNC-FMS の開発では、脱炭抵抗性を高温まで維持し、かつ長時間使用後の衝撃特性の劣化を防止するために、Cr 含有量を 10～12% の範囲に設定した。これに、固溶強化元素である Mo, W、析出強化元素である V, Nb 等の添加量を高温強度と靱性のバランスを考慮して設定し、基本組成として Fe-11Cr-0.5Mo-2W-0.4Ni-0.2V-0.05Nb-0.05N を選定した。また、熱処理条件については、被覆管とラップ管では使用温度が異なり、優先される強度特性も被覆管ではクリープ破断強度、ラップ管では短時間強度と異なることから、それぞれに合わせて以下が推奨されている。

- ・被覆管：焼ならし 1,100℃×10 分+焼もどし 780℃×1 時間
- ・ラップ管：焼ならし 1,050℃×10 分+焼もどし 700℃×1 時間

なお、PNC316 で実施した最終冷間加工については、フェライト鋼では高温での転位の移動が速く、冷間加工で導入された加工歪みの回復や再結晶が容易に起こりやすいため適用していない。

現在は、高温強度の観点から、PNC-FMS は主に使用温度の低いラップ管への適用が検討されており、それに必要な SUS316 との異材接合技術等の開発を進めている[6]。

2-3. 酸化物分散強化型フェライト鋼

酸化物分散強化 (ODS) フェライト鋼は、フェライト鋼の優れた耐スエリング性はそのままだけに、硬く熱的安定性に優れた酸化物をナノ粒子として母相中に分散させることで高温強度を高めた先進的耐熱鋼であり、耐スエリング性と高温強度を高いレベルで両立する被覆管材料として各国で研究開発が行われている。日本では 1980 年代後半から ODS フェライト鋼の研究開発が開始され、同鋼特有の難加工性により各国が研究開発に足踏みしている状況の中でも JAEA は実用化に向けた研究開発を着実に進めてきた。現在は、耐照射特性を重視した Fe-9Cr-2W-0.2Ti-0.35Y₂O₃ を基本組成とする 9Cr-ODS 鋼を被覆管の第一候補材として開発を進めている[7-9]。また、9Cr-ODS 鋼の優れた基本特性を維持しつつ耐食性向上を図った 11Cr-ODS 鋼も開発している[10]。

ODS フェライト鋼の優れた高温強度を実現するためには、図 3 に示すように、ナノメートルスケールの酸化物粒子を母相中に均一かつ緻密に分散させる必要がある。このため、一般的な鉄鋼材料の製造で用いられている溶解鋳造法は適用できず、粉末冶金法を適用している。具体的には、原料となる合金粉末と Y₂O₃ 粉末をアトライタと呼ばれる攪拌型粉碎・分散機を用いて超高純度 Ar ガス雰囲気中で機械的に合金化 (MA: Mechanical Alloying) する。このようにして製造した MA 粉末を軟鋼製カプセルに充填し、真空脱気した後、1150℃で熱間押し出すことで固化成形する。酸化物粒子の分散状態、つまり ODS フェライト鋼の高温強度はここまでの工程でほぼ決まることから、ODS フェライト鋼を製

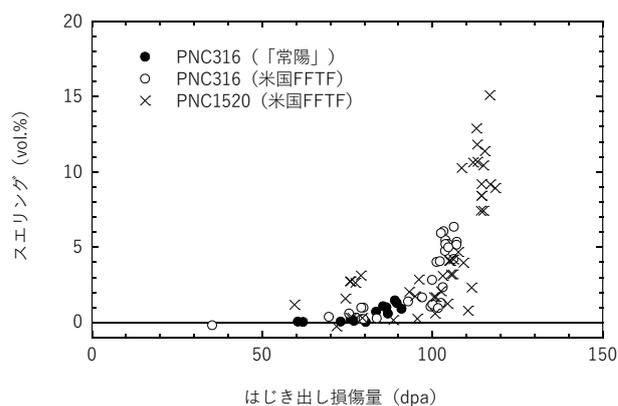


図 2 PNC316、PNC1520 被覆管のスエリング

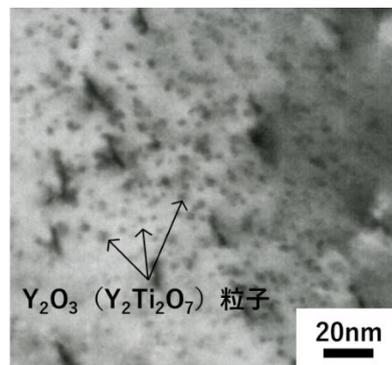


図 3 9Cr-ODS 鋼のナノ組織 (透過型電子顕微鏡観察)

造する上で大変重要な工程である。また、被覆管に適用するためには高い品質安定性が求められるため、これらの工程において粉末の品質や取扱いに関する厳重な管理基準を設定するとともにアトライタの改良を重ねてきた。その結果、鋼中の介在物を極限まで低減した均質性の高い ODS フェライト鋼を安定して製造することに成功した。このようにして製造した ODS フェライト鋼は、図 4 に示すように、高い硬度を有しながらも溶解鋳造法で製造したフェライト鋼と同等の優れた靱性を有する特徴がある。

ODS フェライト鋼は難加工材であるため被覆管への加工が困難であったが、組織制御技術を独自に開発することにより、強度異方性が小さく、かつ寸法精度の優れた被覆管を冷間圧延により安定して製造することを可能にした。このようにして製造した 9Cr-ODS 鋼被覆管の 700°C におけるクリープ破断強度を図 5 に示す。燃料の使用寿命末期に相当する周応力 100MPa では PNC316 よりも破断時間が長く、PNC-FMS との比較では約 500 倍もの破断寿命を有することがわかる。さらに、最近の研究により、図 6 に示すように、9Cr-ODS 鋼は 1200°C の超高温域まで優れた強度特性を維持し、PNC316 や PNC-FMS に対し約 3 倍の引張強さを持っていることが明らかになった[11]。

ODS フェライト鋼を被覆管として適用するためには、端栓接合技術の確立が必要である。しかし、PNC316 等で適用されている TIG 溶接等の融接法では、溶接金属部に多数の気泡を形成するとともに、酸化物が凝集粗大化して接合強度を著しく低下させるという問題がある。このため、固相接合法の一つである加圧抵抗接合 (PRW) 法の開発を進めており、基本的な技術はほぼ確立している[12]。

3. 実用化に向けた課題

ここまで述べてきた研究開発の成果、現状等を踏まえ、高速炉燃料の被覆管には高燃焼度化及び冷却材出口温度の高温化が可能になる ODS フェライト鋼を適用するが、それが実用化するまでは実績のある PNC316 を使用する計画である。ODS フェライト鋼の実用化に向けては、被覆管及び燃料要素の量産技術の確立及び取得した物性値や強度データに基づく規格・基準類の整備が不可欠である。また、ラップ管には PNC-FMS を適用する計画であり、SUS316 との異材接合等の加工技術の確立が不可欠である。最終的には、ODS フェライト鋼被覆管及び PNC-FMS ラップ管ともに、照射試験により許認可に必要なデータを取得するとともに実使用環境下での性能を実証する必要がある。このため、「常陽」の運転再開後速やかに照射試験を実施していく計画である。

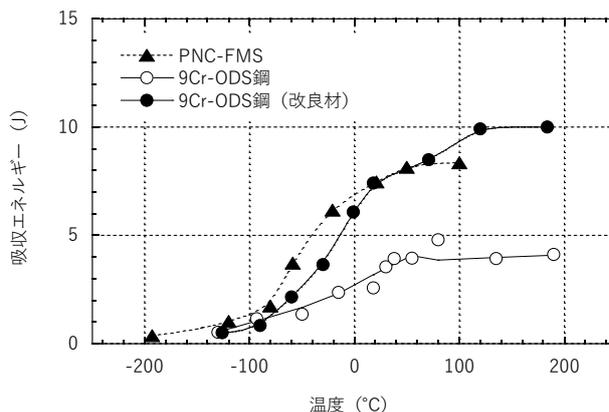


図 4 9Cr-ODS 鋼のシャルピー衝撃特性

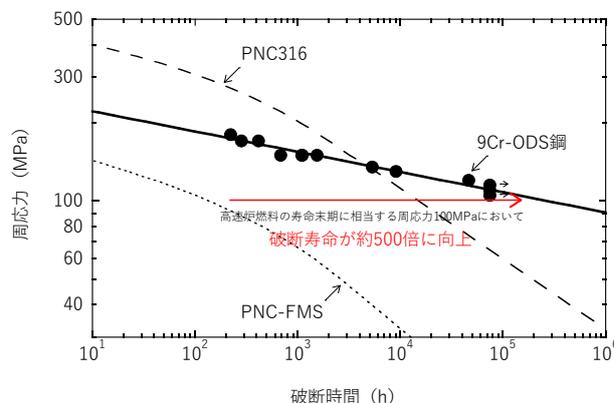


図 5 9Cr-ODS 鋼被覆管のクリープ破断強度 (試験温度 700°C)

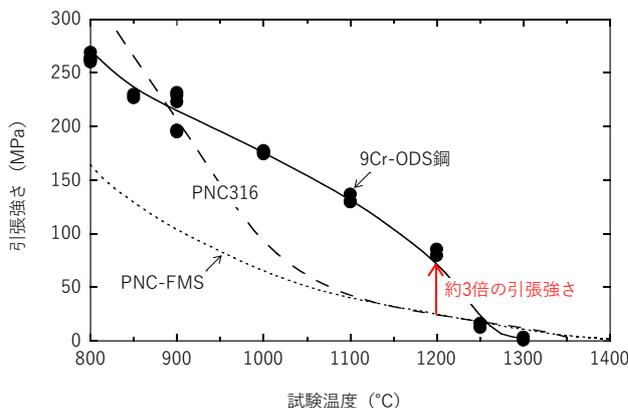


図 6 9Cr-ODS 鋼被覆管の引張強さ

参考文献

- [1] 立石嘉徳、柚原俊一、柴原格、伊藤正彦、野村茂雄、佐藤義則、吉田英一、鹿倉栄、高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.30, No.11 (1988)
- [2] T. Uwaba, M. Ito, K. Maeda, Diametral strain of fast reactor MOX fuel pins with austenitic stainless steel cladding irradiated to high burnup, *J. Nucl. Mater.* 416 (2011) 350-357
- [3] 鹿倉栄、鵜飼重治、佐藤義則、原田誠、小山真一、伊藤卓志、野村茂雄、柴原格、高速炉炉心材料用改良 オーステナイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.36, No.5 (1994)
- [4] T. Uwaba, M. Ito, T. Mizuno, Irradiation Performance of Fast Reactor MOX Fuel Assemblies Irradiated to High Burnup, *J. Nucl. Sci. Technol.* 45 (11) (2008) 1183-1192
- [5] 鹿倉栄、野村茂雄、鵜飼重治、瀬下一郎、加納洋一、桑島幸夫、伊藤卓志、蔦木浩一、藤田利夫、高速炉炉心材料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.33, No.12 (1991)
- [6] Y. Yano, T. Kaito, T. Tanno, S. Ohtsuka, Weldability of dissimilar joint between PNC-FMS and Type 316 steel under electron beam welding, *J. Nucl. Sci. Technol.* 52 (4) (2015) 568-579
- [7] S. Ukai, T. Kaito, S. Ohtsuka, M. Fujiwara, T. Kobayashi, Production and Properties of Nano-scale Oxide Dispersion Strengthened (ODS) 9Cr Martensitic Steel Claddings, *ISIJ Int.* 43 (12) (2003) 2038-2045
- [8] 鵜飼重治、皆藤威二、大塚智史、藤原優行、小林十思美、9Cr-ODS フェライト/マルテンサイト鋼燃料被覆管の開発、*まてりあ* 第45巻 第1号 (2006)
- [9] S. Ohtsuka, S. Ukai, H. Sakasegawa, M. Fujiwara, T. Kaito, T. Narita, Nano-mesoscopic structural characterization of 9Cr-ODS martensitic steel for improving creep strength, *J. Nucl. Mater.* 367-370 (2007) 160-165
- [10] T. Tanno, M. Takeuchi, S. Ohtsuka, T. Kaito, Corrosion behavior of ODS steels with several chromium contents in hot nitric acid solutions, *J. Nucl. Mater.* 494 (2017) 219-226
- [11] Y. Yano, T. Tanno, H. Oka, S. Ohtsuka, T. Inoue, et al., Ultra-high temperature tensile properties of ODS steel claddings under severe accident conditions, *J. Nucl. Mater.* 487 (2017) 229-237
- [12] M. Seki, K. Hirako, S. Kono, Y. Kihara, T. Kaito, S. Ukai, Pressurized resistance welding technology development in 9Cr-ODS martensitic steels, *J. Nucl. Mater.* 329-333 (2004) 1534-1538.

*Takeji Kaito¹, Satoshi Ohtsuka¹, Yasuhide Yano¹ and Takashi Tanno¹

¹Japan Atomic Energy Agency

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
 Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials
**高速炉の安全性向上のための
 高次構造制御炭化ホウ素基セラミックス制御材の開発**

Development of Highly Microstructure-Controlled Boron Carbide-Based Ceramic Neutron Absorbers for
 Improving the Safety of Fast Reactors

* 吉田 克己¹, 鈴木 達², 前田 宏治³

¹ 東工大, ² 物材機構, ³ 原子力機構

1. はじめに

高速炉の制御材として用いられている炭化ホウ素 (B_4C) ペレットは、中性子吸収反応により生じるヘリウムガスの蓄積による体積膨張及び不均一発熱に伴う熱応力により割れが生じ、その結果、機械的相互作用により制御棒被覆管が破損することがある。そのため、高速炉の安全性確保のためには、上記課題を克服した制御材の開発が必須である。本研究では、高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の製造技術を新規に開発し、高性能制御材の開発を行うことで高速炉の安全基盤技術を発展させることを目的とした。また、開発した制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目的とした。本発表では、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で平成 28 年度から令和元年度に実施した「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発」で得られた研究成果について、高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材開発に関する研究成果を紹介する。

2. 本研究開発の概要

図 1 に本研究の開発目標である高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の概念図を示す。本研究では、 B_4C の粒子径や配向性等の粒子自体の微構造制御と同時に気孔径、気孔形状、気孔配向等を同時に制御する（高次構造制御）ことで、熱的・機械的特性に

優れ、中性子吸収時に生成するヘリウムを過剰に蓄積せずに放出し、体積膨張を抑制する、高速炉の安全性の向上を目指した B_4C 基セラミック制御材の開発を目的とした。高次構造制御プロセスとして、鑄込み型面に平行な面内に気孔形成材（造孔材）を配向させるスリップキャスト法及び 10 テスラ以上の強磁場下で結晶及び造孔材を配向させる強磁場配向プロセスを用い、貫通型気孔を有する高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の創製を目指した。また、カーボンナノチューブ (CNT) の添加・配向制御による B_4C 基セラミック制御材の熱的・機械的特性の向上を図った。開発する制御材の気孔率は、中性子吸収能の観点から従来材と同等 (10 %程度) とし、熱伝導率は熱応力緩和の観点から従来材よりも高い値を目標とした。また、耐熱衝撃性に優れ、ヘリウム放出能を有する気孔形態を持つ B_4C 基セラミック制御材の開発を目指した。さらに、高速炉用制御材製造メーカーと共同し、 B_4C 基セラミック制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目標と

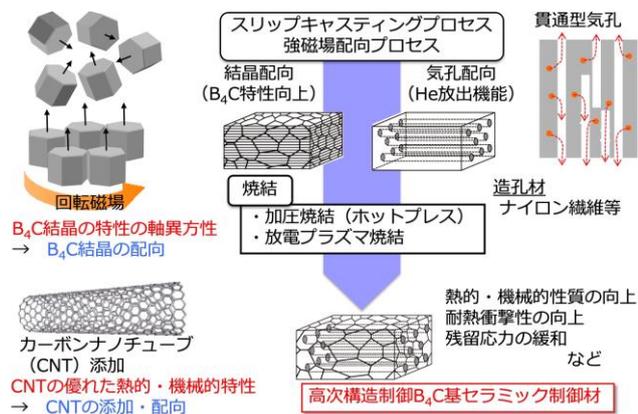


図 1 本研究の高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の概念図

の添加・配向制御による B_4C 基セラミック制御材の熱的・機械的特性の向上を図った。開発する制御材の気孔率は、中性子吸収能の観点から従来材と同等 (10 %程度) とし、熱伝導率は熱応力緩和の観点から従来材よりも高い値を目標とした。また、耐熱衝撃性に優れ、ヘリウム放出能を有する気孔形態を持つ B_4C 基セラミック制御材の開発を目指した。さらに、高速炉用制御材製造メーカーと共同し、 B_4C 基セラミック制御材について既存の検査技術の適用性の検討及び技術継承を行うとともに、最新の検査技術の適用性等を評価することで高度化を検討し、将来の高速炉制御材に関する安全基盤技術を維持・発展させることを目標と

した。

3. 高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の開発

3-1. 高次構造制御による B₄C 基セラミック制御材の作製

スリップキャストリング（鋳込み成形）とは、粉体を溶媒中に分散させてサラサラ流れる泥漿（懸濁液）を調製し、この懸濁液を石膏型等の多孔質の鋳型に流し込み、型の吸水性により懸濁液中の液体を除去して固化体を得る手法である。多孔質型による吸水性制御を図ることにより、本研究で目的とする造孔材や CNT の配向も可能である。スリップキャストリングは、特殊な設備や大型な設備は必要なく、コストも低く、複雑形状を成形できる安価な優れた成形方法である。スリップキャストリングは、古くは 1700 年代から利用されはじめ、現在でも工業的に広く利用されている。また、強磁場配向プロセスでは、磁気による粒子の回転には、結晶磁気異方性に起因する磁気トルクを利用する。その結晶が、正方晶、六方晶、また層状構造のように非対称な構造であるならば、結晶軸方向に依存した磁化率に異方性が存在し、その磁気異方性と磁場の相互作用により磁気トルクが発生し、磁化エネルギーを安定にする方向へ粒子が回転する。しかしながら、常磁性・反磁性体の磁化率は小さく、強磁場を用いたとしても磁気トルクは僅少となる。粒子間の相互作用が大きく、粒子間引力が強くなり凝集している場合には、個々の粒子の回転が妨げられ、磁場の効果が十分に得られない。このため個々の粒子が分散して回転しやすい状況にあることが重要である。本研究で用いる B₄C は結晶構造に異方性があるため、強磁場下での配向構造制御が可能である。

作製プロセスの最適化を図ることで達成目標値である 5-10% の気孔率を有する高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材が得られることを明らかにした。また、無磁場スリップキャストリング法では二次元的にランダムに配向した貫通型気孔及び CNT を有する高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材が作製可能であり、強磁場配向プロセスでは B₄C 結晶及び貫通型気孔を同時に制御した B₄C 基セラミック制御材の作製に成功した（図 2、図 3）。

3-2. 高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材の特性評価

高次構造制御 B₄C 基セラミック制御材について、高次構造制御により導入した貫通型気孔の配向角度分布を定量的に算出するとともに、その形成過程についても明らかにした（図 4）。また、強磁場配向プロセスにより B₄C 結晶の *c* 軸方向及び貫通型気孔が一軸配向していることを確認した（図 2～図 4）。熱的及び機械的特性評価では、CNT 添加、貫通型気孔の導入、B₄C 結晶配向が B₄C 基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機 B₄C

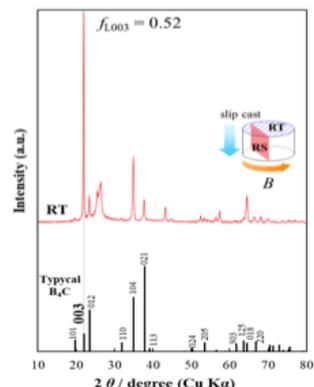


図 2 強磁場配向 B₄C 基セラミック制御材の XRD パターン（B₄C の *c* 軸配向）

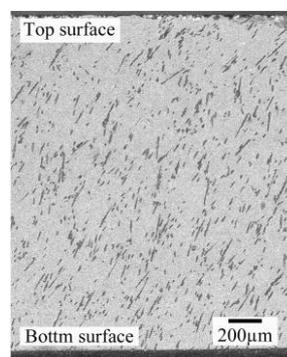


図 3 貫通型配向気孔を有する強磁場配向 B₄C 基セラミック制御材断面の SEM 写真

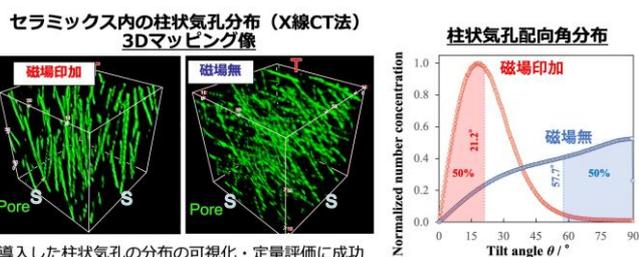


図 4 強磁場配向及び無配向 B₄C 基セラミック制御材内の柱状気孔の 3D マッピング像及び柱状気孔配向角分布

制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する B_4C 基セラミック制御材が得られることを明らかにした (図 5)。高速イオンビーム照射装置を用いたヘリウム照射実験では、照射試料の加熱によるヘリウム放出挙動評価を行い、高次構造制御による貫通型気孔の導入が B_4C 基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした (図 6)。以上の結果から、耐熱衝撃性の向上に加えて、ヘリウムガスが速やかに材料内部から放出されることで B_4C 制御材の割れや欠けを抑制することが可能と考えられ、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。

4. おわりに

本研究では、高速炉の安全性の向上を目指した高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材の開発を目的とし、最適化したプロセスに基づいて作製することで、二次元ランダム配向及び配向制御した貫通気孔及び CNT を有する高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材を得ることに成功した。また、CNT 添加、貫通型気孔の導入、 B_4C 結晶配向が B_4C 基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機 B_4C 制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する B_4C 基セラミック制御材が得られることを明らかにした。高速イオンビーム照射装置によりヘリウム照射した試料について加熱によるヘリウム放出挙動を評価し、貫通型気孔の導入が B_4C 基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした。以上の結果から、本研究で開発した高次構造制御 B_4C 基セラミック制御材により、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。非照射材を用いたサーベイ評価はほぼ終了し、その評価はおおむね良好であることから、今後は実際の高速実験炉「常陽」等での高速中性子を用いた照射実験により、その優位性を確認することが重要であると考えられる。

謝辞

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で平成 28 年度から令和元年度に実施した「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発」の成果である。

参考文献

- S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, "Preparation of textured B_4C compact with oriented pore-forming agent by slip casting under strong magnetic field," *Journal of the Ceramic Society of Japan*, **126** [10], 832-838 (2018).
- R. S.S. Maki, M. Fajar, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, "Evaluation of thermal shock fracture resistance of B_4C/CNT composites with a high-frequency induction-heating furnace," *Materials Today; Proceedings*, **16**, Part 1, 137-143 (2019).
- M. Fajar, A. Gubarevich, R. S.S. Maki, T. Uchikoshi, T. S. Suzuki, T. Yano, K. Yoshida, "Effect of Al_2O_3 addition on texturing in a rotating strong magnetic field and densification of B_4C ," *Ceramics International*, **45**[15], 18222-18228 (2019).
- S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, "Fabrication of textured B_4C ceramics with oriented tubal pores by strong magnetic field-assisted colloidal processing," *Journal of the European Ceramic Society*, **41**[4],

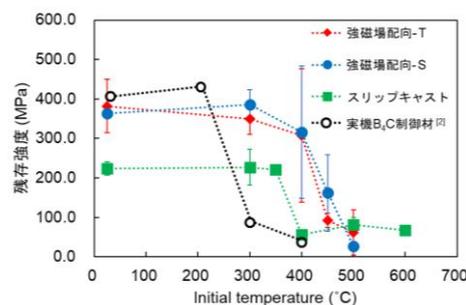


図 5 熱衝撃試験後の残存強度 (室温)

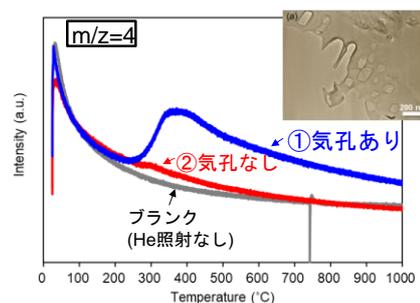


図 6 強磁場配向 B_4C 基セラミック制御材のマスクロマトグラムと粒内のヘリウムバブルの様子 (TEM 写真)

2366-2374 (2021).

- R. S.S. Maki, F. Muhammad, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, “Effect of CNT addition and its orientation on thermal shock resistance of B₄C/CNT composites fabricated by hot-pressing,” *Journal of Asian Ceramic Societies*, Published online 31 Mar 2022.
-

*Katsumi Yoshida¹, Tohru S. Suzuki² and Koji Maeda³

¹Tokyo Tech, ²NIMS, ³JAEA

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

日立の新型炉開発について

Development of Advanced Reactors in Hitachi

*日野 哲士¹

¹日立GEニュークリア・エナジー

1. はじめに

カーボンニュートラルの実現には原子力による電力部門の脱炭素化の推進が不可欠と考えるが、そうした貢献をしていくためにも、原子力が社会に受け入れられる必要がある。安全性と経済性の観点から社会の要請に応えるため、日立GEニュークリア・エナジー（日立GE）では、現行の建設・運転実績のある大型炉 ABWR（改良型 BWR）からさらに安全性を高めつつ、小型化・簡素化により経済性との両立をめざした高経済性小型軽水炉 BWRX-300 の開発を進めている。また、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物の処分問題に対応していくことも必要であり、日立GE では実績豊富な軽水冷却技術を用いた軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の開発も進めている。本稿では、BWRX-300、RBWR および PRISM についてそれぞれ概要とねらい、開発状況を報告する。

2. 高経済性小型軽水炉 BWRX-300[1]

2-1. BWRX-300 の概要とねらい

安全でクリーンな原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには、資本費を低減するとともに、ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し、資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと、経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立GE は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し、高度な安全性を維持した上で経済性を向上した BWRX-300 の日米共同開発を進めている。

BWRX-300 の概要を図 1 に示す。BWRX-300 は、電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は、原子炉で発生した蒸気を、直接タービンに送るシンプルな直接サイクル型の原子炉である。初期型 BWR（BWR-2~6）では再循環ループを原子炉圧力容器の外に設けていたが、ABWR で原子炉直付けの再循環ポンプ（インターナルポンプ）を採用して簡素化したのに続き、SBWR・ESBWR では動的ポンプを削除して自然循環のみで炉心を冷却できる方式とした。BWRX-300 は、このような BWR 開発の歴史の中で 10 番目に開発されたことから、ローマ数字で 10 を意味する“X”を用いて“BWRX”と名付けている。BWRX-300 では、プラントシステムのさらなる簡素化を目的として、隔離弁を原子炉圧力容器に直接接続する革新的な概念（隔離弁一体型原子炉）を採用し、原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の影響を徹底的に低減した。この結果、安全性を高めつつ、非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに、原子炉建屋及び原子炉格納容

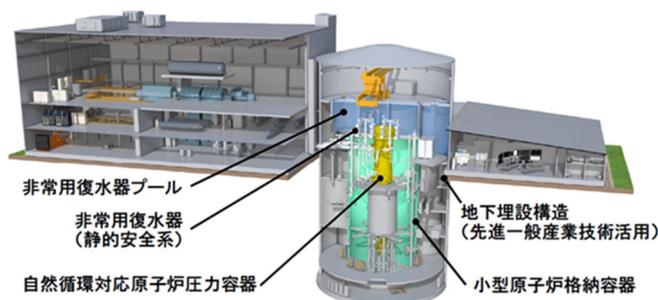


図 1 BWRX-300 の概要

*Tetsushi Hino¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

器を大幅に小型化し、出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は機器点数削減による信頼性の向上や、廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。また、隔離弁一体型原子炉を実現するための、原子炉圧力容器に直接接続される隔離弁等を除き、原子炉系の大部分は実績のある機器で構成され、開発リスク及び許認可リスクを最小化している。

近年の大型炉建設においては、長期間にわたる建設工事が建設費の増加を招き、建設リスク増加の要因の一つとなっている。BWRX-300 では、モジュール化率を向上させた工場完成型一体据付建設手法による建設リスクの低減といった、小型炉特有のメリットを追求するほか、周辺機器や工法には先進的な一般産業技術を積極的に採用し、建設工期や費用の低減を図る。

安全性や社会的受容性の観点での、新たなメリットも検討している。一例として、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして、事故時の周辺住民避難を緩和または回避できるよう米国において EPZ (Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域) 縮小について検討中である。

2-2. BWRX-300 の開発状況

BWRX-300 のプラントコンセプトを実現するため、以下の技術開発を行っている。

1) 隔離弁一体型原子炉：

LOCA の影響を徹底的に低減した原子炉システムの構築、本概念を実現する隔離弁開発、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。

2) 小型炉特有のメリット最大化：

工場完成型の一体据付建設手法、系統数最適化の検討など。

3) 先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：

建設工期を短縮する新工法、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

4) その他原子力技術の応用研究：

原子炉圧力容器の小型化、地下埋設式建屋の耐震評価など。

2021年12月には、カナダのオンタリオ州営電力会社 OPG 社 (Ontario Power Generation) が、同社のダーリントン原子炉発電所に建設する SMR として BWRX-300 を選定したことを発表し、続いてサスカチュワン州の SaskPower 社が同社の新設プロジェクトに同じく BWRX-300 を選定したことを発表した[2][3]。GEH とともに BWRX-300 を共同開発している日立 GE も、これらのプロジェクトをサポートして行く。

3. 軽水冷却高速炉 RBWR[4]

3-1. RBWR の概要とねらい

日立 GE は BWR プラントメーカーとして、冷却水(中性子減速材)が沸騰する BWR の特徴を活かした RBWR の開発を進めてきた。図 2 に RBWR の概要を示す。冷却水の沸騰および稠密燃料により水素対燃料の原子数比を減少させ、通常軽水炉よりも中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトする。最終的には六角格子燃料により超ウラン元素の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、現在は、高速炉サイクルへの移行までに生じる課題に柔軟に対応すべく、BWR 既設炉にバックフィットでき、早期の実用化が期待できる四角格子燃料の開発に注力している。

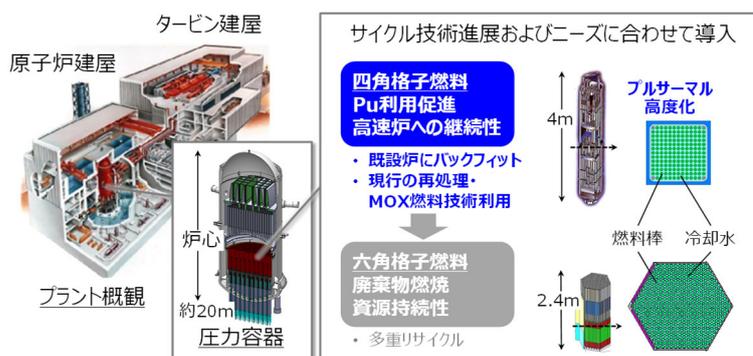


図 2 RBWR の概要

図 3 に四角格子燃料を装荷した RBWR（四角格子 RBWR）のねらいを示す。四角格子 RBWR は燃料集合体当りのプルトニウム装荷量を増やすことで、プルトニウム利用量を現行 BWR プルサーマルの約 2 倍にする。核不拡散の観点から、日本はプルトニウムを利用するのみ再処理の方針であるが、燃料集合体当りのプルトニウム利用量を増やすことで、プルトニウムを利用できるプラントが限られる場合でも、再処理量を増やし、使用済ウラン

燃料貯蔵量をより多く削減することができる。また、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量が増えることで、同じ量のプルトニウムを利用した場合に発生する使用済 MOX 燃料の体数を現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。さらに、プルトニウム利用量を増やしつつも、将来的に高速炉で使用済 MOX 燃料を再利用することを考慮し、四角格子 RBWR は、中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトすることで、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を現行プルサーマルよりも高く維持できる。プルサーマル後の使用済 MOX 燃料は、長期保管され ^{241}Pu の崩壊が進むと、高速炉で再利用する際に、核分裂性プルトニウムの割合が比較的多い使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムと混合するなど、核分裂性プルトニウム割合の回復が必要となる可能性がある。四角格子 RBWR は、燃料稠密化による高速中性子スペクトルを利用し、長期保管後も、核分裂性プルトニウムの割合を単独で高速炉で再利用可能なレベルに維持することで、高速炉サイクル移行に必要な使用済燃料の保管量や再処理量の削減を図ることもねらいである。

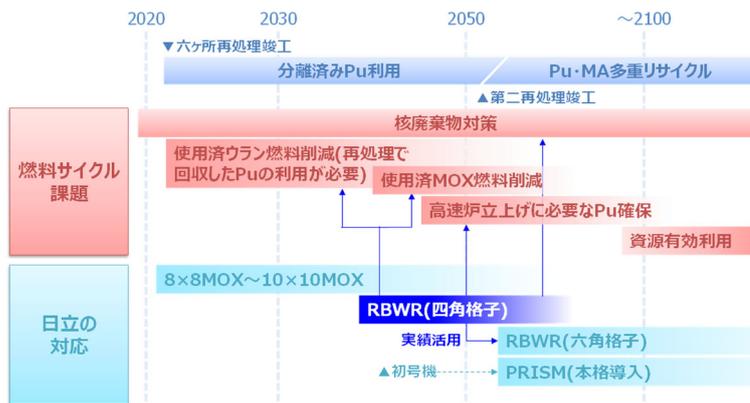


図 3 四角格子 RBWR のねらい

3-2. RBWR の開発状況

現在日立 GE が注力する四角格子 RBWR の開発課題について述べる。既設炉にバックフィットする四角格子 RBWR の開発要素は炉心燃料に集約され、主な開発課題は以下となる。

- 1) 炉心解析妥当性評価
- 2) 燃料ペレットおよび被覆材の炉外材料・照射試験データ蓄積

図 4 に四角格子 RBWR の中性子エネルギースペクトルを現行 BWR および六角格子 RBWR と比較して示す。四角格子 RBWR の特に集合体中央付近では、六角格子 RBWR と同様に熱中性子ピークがほとんどないスペクトルとなる。この特徴により、四角格子 RBWR は、現行 BWR と同様にチャンネルボックス間の水ギャップを有しながらも、現行プルサーマルよりも使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を高く保つことができるが、これまでの BWR の中性子スペクトルと異なることから核特性解析手法の妥当性確認を進めている。また、熱水力パラメータは、四角格子 RBWR は現行燃料とこれまで六角格子 RBWR を含む低減速軽水炉向けに実施された稠密燃料試験の間の領域となるが、チャンネルボックスの四隅などサブチャンネル流路の非均質性がボイド率分布に及ぼす影響に着目しており、熱水力解析手法の妥当性確認も同様に進めている。

四角格子 RBWR の燃料設計に関しては、現状設計例でのプルトニウム含有率は現行再処理お

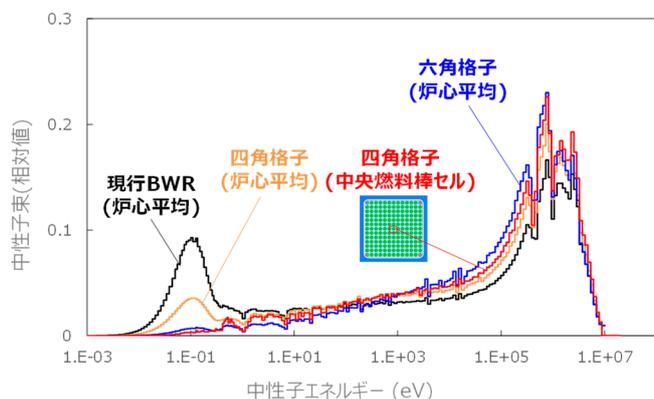


図 4 中性子エネルギースペクトル

よび MOX 燃料製造技術の範囲内としているが、プルトニウム含有率と燃焼度の両方を包絡する既存の照射実績がないため、炉外材料試験データや照射試験データを蓄積していく必要がある。国内外で照射設備が減っていく傾向がある中、既存設備の有効利用と、解析高度化による照射試験の合理化などにより、オープンイノベーションも含めて開発を加速していく。

4. 金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[5]

4-1. PRISM の概要とねらい

米国では、静的安全系を採用して高い安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする、金属燃料小型高速炉の開発が進められており、2020 年代後半に高速中性子照射施設の建設を目的とした多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムや、商用を目指した先進的原子炉実証プログラム（ARDP: Advanced Reactor Demonstration Program）における高速炉 Natrium™の開発が推進されている。これらの米国プログラムにはいずれも PRISM の炉概念が採用されており、開発、実機実証を通じて、ナトリウム冷却材によるタンク型炉、金属燃料の採用、受動的安全系の採用、小型モジュール化を特長とした革新技术について技術成熟度のさらなる向上が期待される。日立 GE では、これら革新技术を日本に導入し、高速炉開発ロードマップにおいて示された今世紀後半の高速炉導入に資することをめざして PRISM の開発を進めている。

PRISM の最大の特徴は、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度などの金属燃料の特徴に加えて、受動的な安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）により固有の安全性を高めた点にある。崩壊熱除去系として採用されている RVACS は静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により作動する。これにより電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有するとともに、初期投資・運転及び保守費用を抑制できる。

また、金属燃料高速炉の特徴として、今後のプルサーマル利用で発生する使用済 MOX 燃料を原料に、金属転換、乾式再処理を経て金属燃料として使用することにより、使用済燃料の蓄積量を削減できると考えている。さらに、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有しつつ、Pu と MA が同時に回収される乾式再処理と組み合わせることで、核不拡散性の向上や高レベル放射性廃棄物の有害度低減といったメリットがある。

4-2. PRISM の開発状況

2018 年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21 世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技术の国内実証に向けた初号機を 2040 年代に導入し、その後に商用炉を段階的に導入することを想定している。ここで、国内導入に向けた開発では日米の知見を活かし、必要とする技術の実現性の把握が重要となる。

システム、機器の多くは既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用できる。一方で、金属燃料の高性能化（被覆管の照射・高温耐性向上、MA 含有燃料）やシビアアクシデントの安全評価、RVACS の除熱性能、金属燃料サイクル等の実証が必要であり、今後優先して取り組む課題を以下と整理した。

- 1) 国内核燃料サイクル政策に整合した再処理、金属燃料及び炉心の成立性、安全性評価と評価手法開発
- 2) 安全系の崩壊熱除去系となる RVACS の信頼性、安全性評価と評価手法の開発（外部事象を含む）

項目 1)については、軽水炉から高速炉への段階的な移行を想定し、酸化物燃料サイクルに整合性をもって金属燃料高速炉を導入するシナリオを検討している。図 5 に日本導入時の PRISM 炉心特性の評価例を示す。炉心 A は国内軽水炉の使用済 UO_2 燃料、炉心 B はプルサーマルの使用済 MOX 燃料、炉心 C はマルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を、それぞれ原料とした場合の例である。いずれのケースも Pu の残存比（燃焼前後の Pu 量の比率）が 1 以上となることから、Pu の増殖による資源の有効利用が持続可能な見通しを得ている。また、すべての軽水炉が高速炉に移行する平衡期までに必要な Pu 量が使用済燃料から確保できる見通しも得ており、Pu バランスの観点で国内導入は可能と考える。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃

棄物の有害度低減および廃棄物減容の効果についても評価する予定である。

項目 2)については、RVACS の除熱性能に対する信頼性検証のため、適切な裕度を有した設計となることを最新の CFD（数値流体力学）を用いた伝熱流動解析による確認を進めている。これまでに原子炉容器外側の空気系流路と内側の一次冷却材（ナトリウム）流路を組合せた 3 次元解析モデルを構築し、空気とナトリウムの自然循環を同時に計算できることを確認した。これにより、RVACS の熱流動定常解析による除熱性能を確認し、感度解析により除熱性能への影響因子の抽出を可能とする見通しを得た。今後、過渡解析や外部事象を含めた影響因子の緩和検討を進めることにより、実証試験の合理化を含め、固有安全性に係る設計裕度評価を検討していく。

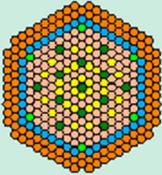
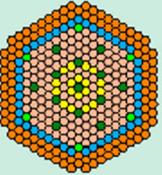
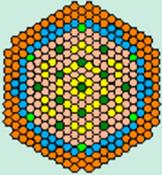
	炉心A	炉心B	炉心C
炉心構成	 <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心燃料 120体 ● 内部ブランケット 30体 ● 径方向ブランケット 45体 ● 制御棒等 13体 ● GEM※ 6体 ● 反射体+遮蔽体 177体 <p>※GEM: カタ調製モジュール</p>	 <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心燃料 132体 ● 内部ブランケット 18体 ● 径方向ブランケット 45体 ● 制御棒等 13体 ● GEM※ 6体 ● 反射体+遮蔽体 177体 	 <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心燃料 114体 ● 内部ブランケット 36体 ● 径方向ブランケット 54体 ● 制御棒等 13体 ● GEM※ 6体 ● 反射体+遮蔽体 168体
導入時期	導入初期(2040年)～	移行期前期(2060年)～	移行期後期(2090年)～ 平衡期～
燃料体数	炉心燃料:120体 内部ブランケット:30体 径方向ブランケット:45体	炉心燃料:132体 内部ブランケット:18体 径方向ブランケット:45体	炉心燃料:114体 内部ブランケット:36体 径方向ブランケット:54体
装荷燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・MOX粉末※由来 (※UO₂-SFの再処理回収物) ・Pu中のPuf含有率:62% 	<ul style="list-style-type: none"> ・プルサーマルMOX-SF由来 ・Pu中のPuf含有率:49% 	<ul style="list-style-type: none"> ・金属使用済燃料由来 (マルチリサイクルを想定) ・Pu中のPuf含有率:66～74%
使用済燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・Pu残存比:1.06 ・燃焼後のPuf含有率:65.9% 	<ul style="list-style-type: none"> ・Pu残存比:1.01 ・燃焼後のPuf含有率:52.7% 	<ul style="list-style-type: none"> ・Pu残存比:1.13 ・燃焼後のPuf含有率:パラメータ

図 5 日本導入時の PRISM 炉心特性例

5. まとめ

日立 GE は、初期投資リスク低減、長期的な安定電源確保を実現しつつ、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物へ対応していくため、BWRX-300、RBWR、PRISM の 3 つの新型炉について、オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている。今後も、原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み等、社会的受容性を高め、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を実施し、3 炉型の早期実用化をめざす。

参考文献

- [1] 松浦正義、他 2 名、「SMR 等革新炉の安全と安全規制について 海外検討 革新炉の安全設計の特徴等について (事例報告: BWRX-300)」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 63 (8)、585-589、2021
- [2] “OPG advances clean energy generation project”
URL https://www.opg.com/media_releases/opg-advances-clean-energy-generation-project/
- [3] <https://www.saskpower.com/about-us/media-information/news-releases/2022/saskpower-selects-the-ge-hitachi-bwrx-300-smr-technology-for-potential-deployment-in-saskatchewan>
- [4] 日野哲士、他 2 名、「国内燃料サイクル柔軟性拡大へ寄与する軽水冷却高速炉」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (3)、149-151、2022
- [5] 中原宏尊、「固有安全性を活用した革新的金燃料小型ナトリウム冷却高速炉」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (4)、203-205、2022

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[2F_PL] Value of advanced reactor development based on social trends

Chair: Takaaki Sakai (Tokai Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bldg.3F No.31)

[2F_PL01] Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues

*Naoyuki Takaki¹ (1. TCU)

[2F_PL02] Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy

*Shuji Ohno¹ (1. JAEA)

[2F_PL03] Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development

*Takuya Seshimo¹ (1. JANUS)

新型炉部会セッション

社会動向を踏まえた新型炉開発の価値

Value of Advanced Reactor Development Based on Social Trends

(1) エネルギー安全保障・廃棄物問題解決等へ貢献できる新型炉開発の価値と課題

(1) Values and issues in developing advanced reactors that can contribute to the solution of energy security and radioactive waste issues

*高木 直行¹

¹東京都市大学

1. エネルギーを取り巻く状況

世界がクリーンエネルギートランジションの潮流にある中、国際エネルギー機関（IEA）は、あらゆる国が国民の生活や社会経済活動を維持していくために必要十分な量のエネルギーを合理的な価格で継続的・安定的に確保するエネルギー安全保障を地球環境保全と両立していく上で、低炭素電源の多様性確保や鉱物資源のサプライチェーンのレジリエンス強化等の原則を提示している。同時に、これらを推進する上では、各国の事情に応じた多様なアプローチがあり、それを相互に認め協力し合うことを勧告している。また2022年2月に勃発したロシアによるウクライナ侵攻は、世界規模でエネルギー安定供給への不安や物価高をもたらし、資源調達やエネルギーシステムの在り方について、全体的見直しを迫る状況となっている¹⁾。

そうした中、日本政府は温室効果ガスの排出量削減について、2021年4月の米国主催気候サミットにおいて、2050年に排出を全体としてゼロにする「カーボンニュートラル」方針と整合的でありかつ野心的な目標として、2030年度に温室効果ガスを2013年度から46%削減することを目指すこと、さらに50%の高みに向け挑戦を続けることを表明している。この高い目標の実現に向けては、温室効果ガス排出の8割以上を占めるエネルギー分野の取り組みが重要であり、中でも電力部門においては、水素・アンモニアを使った発電や、分離・回収・貯留したCO₂を化学原料の生産や藻を育成しバイオ燃料として利用するCCUS (Carbon dioxide Capture, Utilization and Storage)などの可能性を追求するとともに、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力などの実用段階にある脱炭素技術を活用し、着実に脱炭素化を図っていく方針が示されている²⁾。2022年6月下旬には、東京電力管内での電力需給ひっ迫が懸念されたことを受け、岸田総理大臣は冬期に同様な事態が生じる事を避けるため、萩生田経済産業大臣に対し、最大9基の原発の稼働を進め日本全体の電力消費量のおよそ1割に相当する電力を確保することを指示した。ウクライナ侵攻もあり、エネルギー危機への不安はより現実味を帯びている。

このような背景を受けて、経済産業省資源エネルギー庁は2022年4月、原子力発電の新たな社会的価値を再定義し、我が国の炉型開発に係る道筋を示すため、総合エネルギー調査会電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に「革新炉ワーキンググループ」（以下、革新炉WG）を設置した。2050年カーボンニュートラル実現に向けては、原子力を含めたあらゆる選択肢を追求することが重要であることに加え、欧米では、既設炉への財政支援等のみならず、革新炉についても大規模予算支援の下にイノベーションが加速していることがその背景にある。この革新炉WGは7、8回の開催を通じて、海外の動向も踏まえながら、原子力イノベーションによる再エネとの共存、水素社会への貢献といった新たな社会デザインを提示するとともに、革新炉を含めた原子力全体のサプライチェーンの維持・強化につなげていくためのロードマップをまとめ、2022年秋頃にこれを原子力小委員会へ提示することを目的としている。

本稿では、1)近未来の温室効果ガス排出削減の具体的目標に対し、原子力が実効的に貢献するための短中期的計画の在り方、2)我が国のエネルギー安全保障を確保する上での革新炉を含む原子力開発の方向性、3)放射性廃棄物の環境負荷に対する革新炉のポテンシャルについて論じたい。

*Naoyuki Takaki¹

¹Tokyo City University

2. 原子力の短中期の計画の在り方

2022年2月に開催された第24回原子力小委員会資料によれば、エネルギー起源のCO₂を2030年時点で45%削減するための電源構成は、化石火力を41%に抑え、非化石を59%とする必要がある。非化石の電源は、再エネが36~38%、原子力が20~22%(の組み合わせにより合計59%)であり、野心的な省エネを想定した2030年時点の日本の一次エネルギー供給量(9,340億kWh)をこの構成比で供給する計画である。この場合、原子力発電の稼働率を80%とすると、2030年時点で必要な原子力発電容量は約27~30GWeと見積もられる。

図1に国内原子力発電所の設備容量推移予想を示す。2012年の原子炉等規制法改正により、発電用原子炉の運転期間が明示され、使用前検査に合格した日から起算して40年運転、1回に限り20年を超えない期間延長できるとされている。運転期間が40年のままの場合、2030年時点での原子力容量は27GWeであり、CO₂45%削減目標達成は辛うじて可能そうだが、それは直ぐさま寿命を迎えた炉の退役により達成不可能となる。2050年の正味ゼロ目標については、例え全基を60年運転としても2030年時点での容量維持が出来ず、削減目標の達成が見通せない。

それでは革新炉、新型炉を導入することで削減達成は可能だろうか。図1の40年運転ケース、60年運転ケースで若干の違いはあるものの、設備容量の減少速度はおおよそ1GWe/年であり、これは即ち、2030年時点の容量を維持するだけでも約1GWe/年の新規原子炉建設が必要であることを意味する。しかもそれは、40年運転ケースの場合、2030年以降早々には開始されねばならない。

2050年の正味ゼロ目標達成に至っては、2030年以降の電力需要伸びや再エネシェアの増加度合いに依存するものの、1GWe/年を上回るペースでの新設炉導入が必要となる。

革新炉WGで議論の対象とする炉型は、WGのその名称から、SMRや高温ガス炉が想起されることが多い様だが、2030年運開、1GWe/年以上のペースでの増設を20年以上継続、という必要要件を考えると、それらの炉型が適合しにくいことが容易に推察される。例えば米のNuScale炉(NuScale Power Module™: NPM)の発電容量は、2018年にモジュールあたり50MWeから60MWeへ、2020年末にはさらに77MWeへと増強され、12モジュールを連結したNuScale発電所としての設備容量は924MWeとされているが、仮にこの炉で日本の2030年時点の原子力設備容量を2050年まで維持するとしたら260モジュールもの導入が必要となる。小型かつ自然循環炉は炉心高さH/直径Dの比が大きめ(≒1.3)であり、定性的に中性子漏洩が大きいことに加え、燃料にはHALEU(high-assay low-enriched uranium)でなく濃縮度5%以下のLEUが想定されているため、取出平均燃焼度は初期型の軽水炉と同等レベルと予想され、天然ウラン消費(次章参照)や使用済み燃料の発生量は大型軽水炉より大きくなる。さらに新型炉の場合、新たな規制基準や体制の整備にも時間を要するであろう。米国が国内向けや輸出目的でこれらを開発する意義と、日本のニーズには隔たりがある。

従って、2030年に46%減、2050年に正味ゼロとする目標に対しては、出力の小さい新型炉よりも、技術が確立し実績豊富、かつ新規規制基準に対応し震災以前に比べ飛躍的に安全性を改善した大型軽水炉の導入が現実的とみるのが自然であろう。もちろん、その大型軽水炉であっても、新規建設が途絶えて久しい日本において上記のスピードで建設導入するには、綻び始めた原子力サプライチェーンの維持・補強が喫緊の課題だ。需要が生まれさえすれば、チェーンの復帰は思いのほか容易、とみるのは楽観的過ぎかも知れないが、日本では1970年に始まった軽水炉導入以降、約40年で50GWeの設備を建設した実績がある。東京電力福島第一原子力発電所事故で染みついた軽水炉への不信は、新たに積み上げる実績で払拭するしかない。

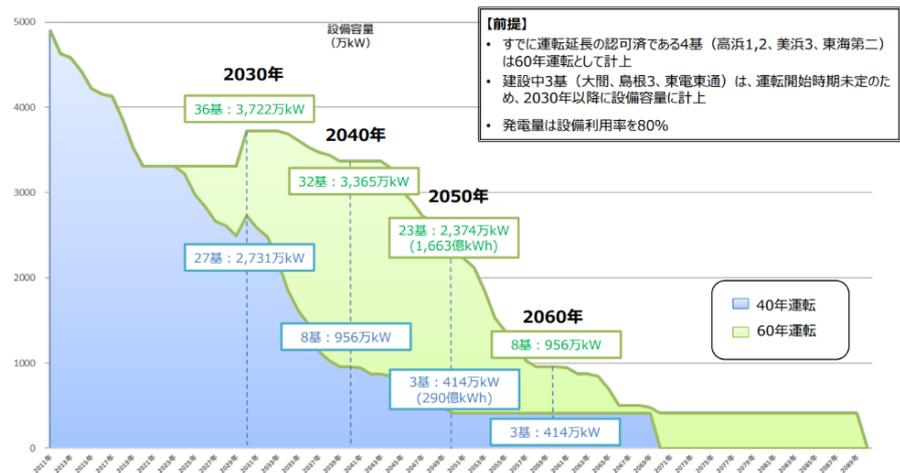


図1 国内原子力発電所の将来の設備容量の見通し¹⁾

3. エネルギー安全保障に貢献する新型炉

1972年にローマクラブが発表した報告書「成長の限界」は、資源、エネルギー、地球汚染、食料生産、人口の総合的相関を示し、地球環境問題対策の重要性を世界へ啓発する役割を果たした。その後、1992年のリオ宣言、1997年京都議定書、2015年パリ協定等を経て、今や気候変動への取り組みの重要性と必要性は各国の共通認識となり、経済活動の方向性をも左右している。この様に地球温暖化への対策が声高に叫ばれる一方で、S+3Eの一つのEであるEnergy Securityへの意識はやや薄れ優先度が低下した、ということはないだろうか。そもそもエネルギー安全保障とは地政学的に捉えられる各国固有の政策を要する問題であり、世界各国が足並み揃えて実施する環境対策とは質が異なるが、こと資源小国日本にとって、その重要性はいささかも変わっていないはずである。ウクライナ侵攻を目の当たりにした全世界は改めてこれを再認識している。

世界人口推移について、国連の最新の報告書は、2022年11月に80億人、2058年には100億人に到達、2080年代には約104億人でピークとなり、2100年までその水準が維持されるとしている。この人口増加と生活の質向上は相乗効果で世界エネルギー消費量を増大させるため、今後高効率化と省エネを極めても消費量の抑制は容易ではない。加えてこのエネルギーの大半を非化石源で供給することが現代の要請である。

IEAが昨年示した「2050年ネットゼロシナリオ」で想定する1次エネルギー供給量は、2020年以降2050年までほぼ同水準の550~600EJ/年とされ、2050年時点で化石シェアを20%まで下げ、残りを再エネと原子力で賄うことでネットゼロを達成可能としている³⁾。この時点での原子力の設備容量は、現在の2倍に近い800GWeにもなっており、これはIAEA「2021年版予測」の高位ケースと同等である。IAEAの低位ケースでも現在レベルの原子力設備容量を2050年まで維持する必要がある。いずれにしても、原子炉を動かすためのウラン資源の消費は継続するというのである。

ではここで基本に立ち返り、ウラン資源量の観点から、こうした規模の原子力発電の持続可能期間に目を向けてみる。図2に概算結果を示す。経済的に採掘可能(<100 US\$/lbU₃O₈)なウランの既知資源量は807万tonとされており、このウラン量は、4.5%濃縮度の燃料を用い燃焼度42GWd/tを達成する1GWe大型軽水炉、400基(現在規模、IAEAの低位ケース)を約100年間維持する量に相当する。400GWe分全てがSMRと仮定した場合、燃焼度がやや低いこと、濃縮度の高いHALEUを用いること、熱効率がやや低いことから持続できる期間はほぼ半減する。高温ガス炉(HTGR)では、高い燃焼度や熱効率が得られるものの、濃縮度の高い燃料(14%程度)を用いることから、持続期間はやはり短くなる。設備容量800GWe(IEA ネットゼロ、IAEA 高位ケース)を想定すると、それぞれの期間は半減し、これを究極資源量(1529万ton)で考えるとおよそ倍の年数(図2とほぼ同じ)に延長される。

そもそもワンスルーを前提とした軽水炉のウラン資源利用率(濃縮工程廃品ウラン濃縮度0.25%を想定)は、図3の通り0.5~0.6%程度である。なお、天然ウランで稼働するCANDU炉の燃焼度は軽水炉の1/5程度と低いながら濃縮不要故に資源利用率は1%弱と軽水炉に勝る。一方、近年注目される小型軽水炉や高温ガス炉は、経済性へ直結する燃焼度向上を優先し、資源利用率は0.3%程度に留まる。ここで現在の我が国のウラン購入契約量は、長期契約、短期契約及び製品購入、開発輸入分全てを含め約35万tonであり、大型軽水炉ワンスルーを継続する場合、2070年頃にはこの量を上回る可能性があり、これを回避するには2045年頃からの高速増殖炉導入が必要との予測例がある⁴⁾。大型軽水炉以外の革新炉導入は、天然ウランの消費速度を早め、高速炉導入時期に影響することに留意する必要がある。

増殖比が1を越える高速炉の資源利用率は、炉心部とブランケット部の平均燃焼度、再処理毎の回収ロス、そしてMAリサイクルの有無に依存し60%~99%となる。すなわち、ワンスルー大型軽水炉と閉サイクル

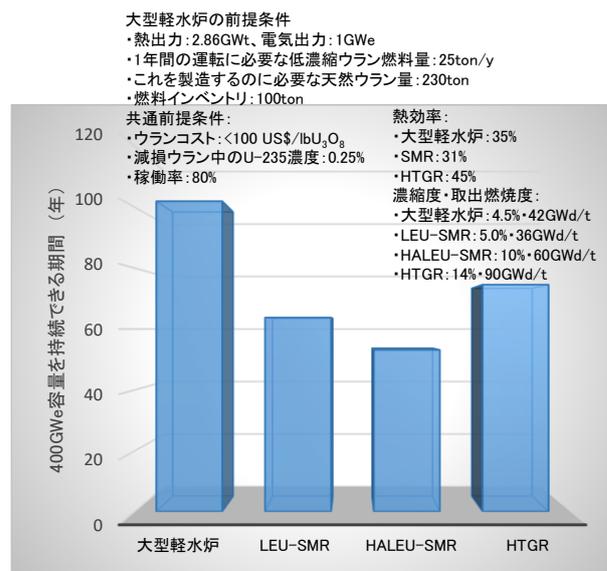


図2 既知ウラン量で400GWe分の発電設備容量を
持続できる年数比較

型高速増殖炉の資源利用率には 120~200 倍 (=60/0.5~99/0.5)の違いがあり、熱効率の違いも考慮するとその差はさらに大きくなる。

世界が目指す脱炭素に向かいつつ、天然ウラン累積消費を適量レベルで安定化させ、ウラン価格の高騰を回避するには、着実な高速炉サイクルへの移行が必要である。

4. 放射性廃棄物問題に貢献する新型炉

原子炉の運転に伴い発生する使用済み燃料は、再処理により U と Pu を回収した後、高レベル廃液をガラス固化して深地層処分することが我が国の基本方針だが、分離核変換技術の適用により、放射性廃棄物の有害度継続期間の短縮、発生するガラス固化体数の低減、処分場面積の削減等ができる可能性がある。この技術開発の歴史は長く、日本での研究開発計画としては、1987年の原子力開発利用長期計画を受け翌 1988 年に開始された群分離・消滅処理技術研究開発長期計画（通称オメガ計画）がある。また日本原子力学会では 1991 年から消滅処理研究専門委員会が設置され、長らくバックエンド問題を緩和する技術やその在り方が研究されてきた。

放射性廃棄物の何をどうすることが最終処分の負担軽減になるか。これは単純な様で複雑な問題である。その考察には、放射能、放射性毒性、存続時間、発熱量、廃棄物体積、処分施設の安全性能等の技術的指標に加えて、放射能を有する廃棄物でありかつ超長期にわたる問題故の、社会的受容性や世代間倫理といった社会的視点も必要であり、現在でも核変換やバックエンドの専門家間で多様な考え方があ。例えば、① MA リサイクルにより放射性毒性がウランレベル以下となる期間を短縮しても、地層処分場の安全評価結果には何ら変わりが無い、②MA の主成分である Np-237 の毒性はそもそも低く、さらなる低減は不要である、③Cs, Sr, Am 等の発熱性核種を回収しガラス固化体の発熱量を低減することで廃棄体の処分ピッチを短縮でき処分場面積を縮小できる、④ガラス固化体に封じ込む事が出来ずかつ岩盤へ吸着されず地中移行し易い長寿命核種 I-129、C-14、Cl36 等が重要な核変換対象核種である、④移行性の I-129 ですら、安全評価によるリスク（線量当量）は $10 \mu \text{Sv/年}$ 以下であり、さらに低減しても処分安全の向上にはつながらない、⑤自然を相手とする超長期の問題故、予測シナリオや安全評価には限界があり、廃棄物のポテンシャルリスクの極力低減やその存続期間短縮の絶え無き追求は原子力業界の責務である、などが挙げられる。

いずれにせよ明確なのは、長寿命核種を核変換で短寿命化・安定化するには中性子を消費するため、臨界炉でこれを実施するには十分な中性子が必要なことである。図 4 にみる通り、Pu 燃料高速炉は核分裂あたりの発生中性子数が多いため、臨界維持に 1 個、消費された核分裂性核種を U-238 から補うために 1 個、その他漏れや構造材や冷却材への吸収を考慮してもなお余剰 (0.2 個) の中性子が存在し、これを長寿命核種の核変換に利用できる。一方熱中性子炉では臨界維持と燃料の部分的維持しかできず、MA や LLFP を消滅するために十分な中性子をもたない。また重元素の内あらゆる親核種は、熱中性子に対する捕獲と核分裂の断面積比 σ_p/σ_f が大きいいため、熱炉では核分裂で消滅するより中性子を捕獲しより重い核種へと高次化する傾向が強い。もちろん、消費する燃料（核分裂性核種）量に制限が無いとすれば、熱炉でも MA や LLFP の核変換は可能だが、これは天然ウラン消費を早め、前章の資源論につながることとなる。

なお、将来の原子力が軽水炉やガス炉等の熱中性子炉と高速炉の複数炉型で構成されることを仮定すると、燃料や消滅対象廃棄物を相互にやり取りする協働系として、燃料維持と廃棄物燃焼を両立できる可能性がある。高速炉の持つ燃料増殖性能は、十分な発電設備容量に到達した時点でやがて不要となり、熱炉向けの燃料生産や、熱炉で発生した廃棄物の核変換に振り向けることができる。軽水炉、ガス炉、高速炉を資源や廃棄物の視点で相互に関連づけた導入シナリオの検討が必要である。

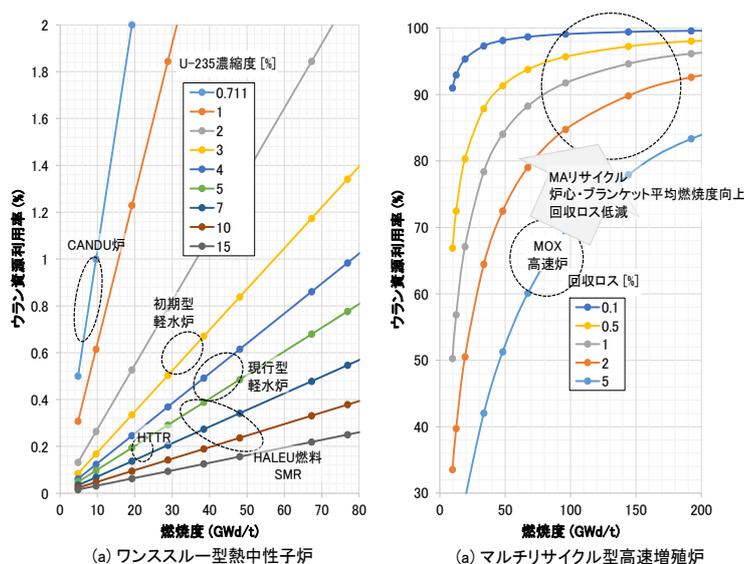


図3 熱中性子炉と高速増殖炉のウラン資源利用率の比

5. おわりに

我が国の炭酸ガス排出量を 2030 年に 46% 減、2050 年に正味ゼロとする政府目標の達成には、再エネの最大限の導入を図っても、原子力発電の活用は不可欠である。しかもそれには規模とスピードが必要なため、出力が小さく、開発途上にあり、許認可体制も整っていない革新炉の寄与は限定的とならざるを得ない。主役となる大型軽水炉には、既設炉の再稼働と寿命延長、そして革新軽水炉の導入が期待され、そのためには大きな初期投資に対する政府支援、建設期間短縮によるファイナンスリスクの回避、綻び始めているサプライチェーン維持強化のための迅速なプロジェクト開始が求められる。

資源消費型の熱中性子炉＋ワンスルー体系では、2050 年の炭酸ガス削減目標に必要な発電容量を維持することは、日本が確保・消費可能なウラン資源量制約の観点から、21 世紀中盤以降困難となる。長期的な低炭素社会の維持に核分裂炉の貢献が期待される限り、資源利用率を飛躍的に改善する高速炉＋リサイクル体系への移行（部分導入）が必須であり、特に、濃縮度の高い燃料を用いる SMR や高温ガス炉が一定のシェアを持つようになると、高速炉導入時期を早める必要すら生じる可能性がある。加えて、放射性廃棄物の有害度低減や毒性持続期間の短縮等、核変換の実施が必須の社会要請となった場合、それを実施するための中性子収支の観点から、さらに高速炉＋リサイクル体系の重要性は増してくると考えられる。

革新炉 WG では、安全性向上を前提としつつ付加する原子力の新たな価値として、変動性の再エネと共存するための「負荷追従性」、エネルギーの長期安定供給に寄与する「資源有効利用」、冷却材の高出口温度を活用した「水素製造」、放射性廃棄物の「減容・短寿命化」等について良く議論されたが、最後にもう一つの新たな価値について述べ本稿を閉じたい。それは原子炉による医用 RI の製造である。重粒子や BNCT によるがん治療は放射線を外部から照射するため、健全細胞への一定の放射線照射は不可避だが、近年発展しつつある標的 α 線療法では Ra-223 や Ac-225 等の短寿命 α 核種を注射で内用し、腫瘍内部からの照射となるため効果的である。原子炉や加速器設備に出向く必要もなく患者の負担は少ない。そもそも原子炉は、原理的にビーム束高、照射体積大、除熱能力大そしてエネルギー収支に優れる特徴があり、核分裂連鎖反応を司る中性子は、全てが有効活用されている訳ではなく、一定量は構造材への吸収や炉外への漏洩で消費されている。こうした中性子を有用な放射性同位体(RI)の生成に積極的に活用することを、これからの革新炉の設計段階から想定しておけば、発電の傍らで RI 製造を行うことは技術的に可能である。エネルギー分野に比べ医用 RI 分野の経済効果は日本では小さいものの、米国では 20 年以上も前から肩を並べる規模にある。IAEA は未だ核医学の恩恵に供せず癌により 1 千万人規模の犠牲を払う途上国へ核診断・治療を普及させるための”Rays of Hope”プロジェクトを 2022 年から開始している。供給が需要を生むはずだ。真の意味の「革新」を考えたい。

参考文献

1. 中島 学「ウクライナ情勢とエネルギー・トランジションについて」JOGMEC 石油・天然ガス資源情報 (2022 年 7 月)
2. 「今後の原子力政策について」第 24 回原子力小委員会資料 (2022 年 2 月)
3. 「IEA (国際エネルギー機関) による 2050 年ネットゼロに向けたロードマップの解説」公益財団法人地球環境戦略研究機関 (IGES) 気候変動ウェビナーシリーズ(2021 年 7 月)
4. 森 行秀、小野 清、大滝 明、高速炉戦略ロードマップ検討会報告 (2)長期的視点からの検討：高速炉開発の意義、2018 年日本原子力学会秋の大会新型炉部会セッション -2H_PL02-

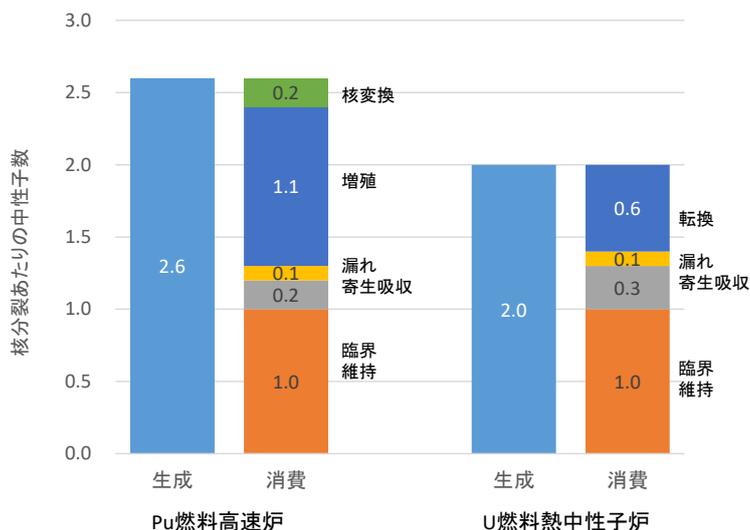


図4 高速炉と熱中性子炉における中性子の収支

新型炉部会セッション

社会動向を踏まえた新型炉開発の価値

Value of Advanced Reactor Development Based on Social Trends

(2) 再生可能エネルギーと共存できる新型炉によるカーボンニュートラルへの貢献

(2) Contribution to carbon neutrality by advanced reactors that can coexist with renewable energy

*大野 修司¹, 山野 秀将¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

2020年10月、総理大臣所信表明演説にて、日本政府は「2050年までに温室効果ガスの排出を全体としてゼロにする」方針を宣言し、「省エネルギーを徹底し、再生可能エネルギー（再エネ）を最大限導入するとともに、安全最優先で原子力政策を進めることで、安定的なエネルギー供給を確立」すると表明した。そして、2021年4月、地球温暖化対策推進本部の会議にて、2030年に向けた温室効果ガスの削減目標について、「2013年度から46%削減することを目指し、さらに、50%の高みに向けて、挑戦を続けていく」と表明した。これは、2013年度から26%削減するとして2015年パリ協定後に国連に提出した目標を大幅に引き上げることであり、我が国が世界の脱炭素化をリードしていきたいという狙いがある。

この表明を受けて、2021年10月、第6次エネルギー基本計画において、2030年度の電源構成は再エネを36～38%程度、原子力を20～22%程度を見込んでおり、残りを天然ガスや石炭といった火力とする計画である。火力発電については、太陽光発電や風力発電のもつ再エネの変動性を補う調整力として活用しつつ、2050年カーボンニュートラルに向けて火力発電の比率をできる限り引き下げる方針である。原子力については、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉を始め、安全性等に優れた炉の追求など、将来に向けた原子力利用の安全性・信頼性・効率性を抜本的に高める新技術等の開発や人材育成を進める」と記述され、具体的には、「革新的な原子炉開発を進める米国や欧州の取組も踏まえつつ、国は長期的な開発ビジョンを掲げ、民間は創意工夫や知恵を活かしながら、多様な技術間競争と国内外の市場による選択を行うなど、戦略的柔軟性を確保して進める」としている。

国外に目を転じれば、欧州委員会は、2022年7月、原子力と天然ガスによる発電を一定の条件のもとで脱炭素に役立つ持続可能なエネルギーとして「EUタクソノミー」と呼ばれる新たな基準に含めることを承認し、脱炭素に向けて投資を促すことを狙っている。また、欧米諸国では、再エネと共存できる新型炉概念を創出するなど新型炉開発が活発になってきている。

我が国においても、2050年カーボンニュートラルに向けて持続可能な脱炭素社会を実現するためには、電力部門において再エネと原子力発電のゼロ・エミッション技術を最大限活用していくことが急務であり、加えて、産業・民生・運輸といった非電力部門において省エネルギー化や電化を進め、エネルギーシステムのイノベーションを図っていく必要がある。本講演では、変動性再エネの導入拡大に伴う調整力の重要性を述べたのち、再エネと共存できる新型炉システムについて国内外の開発動向を紹介する。

2. 調整力の重要性

太陽光や風力など変動性再エネは発電量が季節や天候に左右され、需要と供給のバランスが崩れると、大規模な停電などが発生するおそれがある。最近でも供給力不足により電力予備率が3%を切りそうになるという厳しい状況がよく報道されている。また、電力消費地から遠い北海道や九州が再エネの適地であり、導入拡大が進んでいるが、電力供給の不安定を避けるため九州では出力制御が行われている。そこで、地域間の電力需給バランスを解消するため、地域間連系線を増強する計画があるが、それだけでは解決できない。再

*Shuji Ohno¹ and Hidemasa Yamano¹

¹Japan Atomic Energy Agency

エネを大量導入し主力電源化していくためには、不安定な発電量をカバーすることのできる別の電源、つまり適切な「調整力」の確保が不可欠である。

図1は、2017年4月30日の九州地方の電力の需要と供給を示したものである[1]。太陽光発電によって、昼間には最大で需要全体の約7割を賄うことができているが、電力の需要は、真夏の昼～夕方や真冬の朝夕の時間帯にピークを迎えるため、揚水動力や火力発電によつて的確に対応している。しかし、今後、再エネが大量に導入されると、こうした時間帯に電力不足に陥るおそれがある。一方、暖房や冷房の需要が少ない春や秋、それも工場が休みになっていることの多い休日などは、電力需要は年間のピーク時の半分程度になる。しかも春の昼間というのは、天候に恵まれれば、太陽光発電が年間でもっとも発電する時期である。日本の卸電力市場（JEPX）の取引量は、小売全面自由化当初（2016年4月）では総需要の約2%であったのに対し、2021年には40%を超えるほどの水準になっており、太陽光発電が最も発電する時期の昼間には0.01円/kWhになることが頻繁になっている。

このような昼間の時間帯に売電せず、電気を貯めておき、夕方のような必要な時に放電することができる蓄電池は最も期待される調整力である。ただし、蓄電池は、最近下落傾向にあるもののコスト面に課題がある。今後、大容量蓄電池の開発が期待されるが、デジタル化や電気自動車の普及拡大によって需要が高まっており、蓄電池だけで調整力を期待するのは限界がある。また、蓄電池にはレアメタルを使用しており、そのほとんどを輸入している我が国はその安定調達にリスクがあることも留意が必要である。これらを踏まえて、再エネ主力電源化に向けて、蓄電池以外の調整力を確保していくことが肝要である。

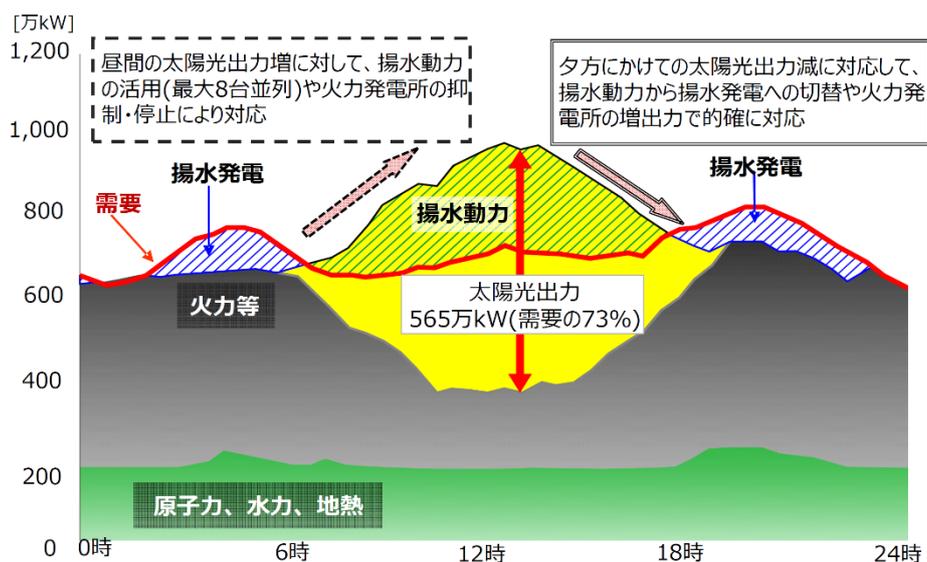


図1 2017年4月30日の九州の電力需給実績

(出所：資源エネルギー庁 https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/qa_syuturyokuseigy.html)

将来、変動性再エネ割合が40%を想定すると、不足電力が1日に最大35～90GWh規模で発生することが試算されている[2]。すなわち、90GWh規模の蓄電容量を確保する必要がある。リチウムイオン電池を用いた大容量蓄電池システムは、国内では0.7GWhの設備導入が計画されている。蓄電池の今後の導入拡大を期待するにしても、大容量蓄電池及び一般水力の揚水化拡大だけでは不足電力を補うことはできない。様々な技術によって調整力を確保することが重要である。

3. 再エネと共存できる新型炉システム

3-1. 負荷追従能力

原子力発電は火力発電に比べて発電コストにおける燃料費の比率が小さい。そのため、我が国では、原子力発電はベースロード電源として火力発電のように負荷追従運転をしてこなかった。しかし、技術的には日

間や週間の長期的な電力需給の補完や1次や2次調整力の提供による電力系統の安定性確保を目的とした負荷追従性能を有する。実際に、電源構成に占める原子力発電の割合の高い仏国、電源構成に対して出力変動する再生可能エネルギーの割合が高い独国ではすでに原子力発電が日常的に負荷追従運転を実施している。負荷追従における技術的課題は国外では解決済みであり、国内導入も問題ないとみられる。また、欧米では負荷追従運転が事業者から設計要求されており、新型炉システムも設計対応によって将来には負荷追従運転性能を有する必要がある。

3-2. 熱供給範囲

原子力プラントは一般に発電向けであるが、世界的には、70基もの原子炉が様々な熱利用分野（コージェネレーション）において利用されている[3]。熱利用範囲は、5～240 MWth/基で、原子炉の熱利用割合は全体量に比べて僅か(<1%)であって、その利用は地域暖房、蒸気供給及び海水淡水化に限定されている。

軽水炉及び第4世代原子炉の供給温度域は以下のとおりである。

- ✓ 軽水炉 (BWR, PWR, SMR), 280-300°C
- ✓ ナトリウム冷却高速炉 (SFR), 500-550°C
- ✓ 鉛冷却高速炉 (LFR), 480-570°C
- ✓ 超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR), 510-625°C
- ✓ 熔融塩炉 (MSR), 700-800°C
- ✓ ガス冷却高速炉 (GFR) 約 850°C
- ✓ 高温ガス炉 (HTGR), 750-950°C

軽水炉に比べて、上記の第4世代原子炉で代表される新型炉は供給温度域が高く、熱エネルギーの利用価値が高い。

3-3. 調整力として期待される原子炉システムに関する議論

マサチューセッツ工科大学と東工大を始めとする日米共同研究の2017年報告書[4]では、熱貯蔵設備の建設コストが蓄電設備の建設コストよりもはるかに安価であるとの試算結果に基づき、原子炉と熱貯蔵装置を接続させ、原子炉の定格出力運転を維持したまま、再エネの出力変動に伴う要求に応じて電力提供を可能とする以下のシステムが提案された。

- ✓ 蒸気発電サイクルを用いた原子力発電プラントと熱貯蔵設備（スチームアキュムレータ、顕熱蓄熱型、氷蓄熱型、充填層型、高温岩体型）から構成されるシステム
- ✓ 耐火煉瓦抵抗加熱式エネルギー貯蔵設備について、安価な余剰電力を用いて耐火煉瓦を高温に熱し、必要に応じて高温の耐火煉瓦に空気を吹き込むことで貯蔵熱を回収し、発電に利用するシステム
- ✓ 炉心の蓄熱容量を活用した高温ガス炉ガスタービン発電システム
- ✓ 高温炉とプレイトンサイクル発電設備、耐火煉瓦抵抗加熱式エネルギー貯蔵設備から構成されるシステム

2018年10月、IAEAでは、Technical Meeting on Nuclear-Renewable Hybrid Energy Systems for Decarbonized Energy Production and Cogenerationを開催し、各国における原子力-再エネ共存システムについて紹介され、開発資金や戦略、計画管理、技術的な課題が議論された[5]。これを契機に、世界中で原子力-再エネ共存システムの検討が進むことが期待される。

我が国では、日本機械学会動力エネルギーシステム部門「原子力・再生可能エネルギー調和型エネルギーシステム研究会」（2019年4月～2021年3月）が、「2050年温室効果ガス排出実質ゼロを達成するための意見書(2021年3月9日)」を公表し、蓄エネルギー技術の確立と調整力に富んだクリーンな安定電源の確立を提言している。ゼロ・エミッション安定電源である原子力発電のより積極的な活用も重要であると述べ、原子力・再生可能エネルギー調和型エネルギーシステムの有用性を主張している[3]。

4. 国内外の新型炉開発動向

4-1. 蓄熱設備を有する新型炉

米国では、テラパワー社と GE 日立ニュークリア・エナジー社が電気出力 345MWe の小型モジュラー型ナトリウム冷却高速炉 PRISM と蒸気タービン発電設備、熔融塩蓄熱設備を接続し、原子炉出力一定のまま、再エネの出力変動に伴う要求に応じて変動した電力を提供するシステムを共同で開発している[6]。

我が国では、JAEA が中心となってナトリウム冷却高速炉を開発してきた。最近では、熔融塩蓄熱を組み合わせ、蒸気発生器におけるナトリウム-水反応の可能性を排除するとともに、浮体免震設備により耐震性を向上させ、安全性と経済性を有した小型炉概念を検討している[7]。蓄熱設備により原子炉出力 100%のまま電気出力を変動可能にし、夕方に売電量を増やすことで収益性を向上できる。熔融塩蓄熱設備は海外の太陽熱発電で実用化済みであり、ナトリウムと熔融塩の熱交換設備のみが機器開発の課題である。

蓄熱型高温ガス炉は、東芝エネルギーシステムズ（株）と富士電機（株）が開発を進めている[8]。JAEA の試験研究炉 HTTR の実績を踏まえて、技術開発課題を極力少なくして、実用化済みの蒸気タービンを採用して早期実用化を目指したものである。

蓄熱型熔融塩炉は、カナダ Terrestrial Energy 社がフッ化物熔融塩を液体燃料として使用し、二次系熔融塩ループを用いて、蓄熱技術により発電量の調整や多様な熱利用が可能である[9]。英国 Moltex Energy 社も蓄熱型熔融塩炉の開発を進めている[10]。

4-2. 水素製造設備を有する新型炉

第 6 次エネルギー基本計画では、水素を新たな資源として位置付け、社会実装を加速することとしている。発電部門ではガス火力へ水素混焼や水素専焼を推進し、運輸部門では燃料電池自動車の普及と水素ステーションの整備を推進する方針である。産業部門や民生部門でも活用範囲を広げ、水素利用を拡大させる方針である。諸外国でも、2020 年頃に水素の国家戦略が策定されるなどして世界中で取り組みが本格化している[11]。

原子炉を用いた水素製造技術には、以下に示す様々な手法があり、電気に加えて水素も併給できる[12]。

- ✓ 原子炉で発電した電気を用いた低温電気分解法
- ✓ 原子炉で発電した電気と供給した 750-850℃の熱を用いた高温水蒸気電解法
- ✓ 原子炉で供給した 850-950℃の熱を用いた化石燃料やバイオマスの化学改質
- ✓ 原子炉で発電した電気と供給した 850-950℃の熱を用いた熱化学水分解法やハイブリッド水分解法

例として、米国では、NuScale 社が、小型モジュラー型軽水炉と蒸気タービン発電設備、高温水蒸気電解法による水素製造施設等の熱利用施設を接続し、電力系統や熱利用施設の要求に応じて、原子炉出力や蒸気タービン発電設備への供給蒸気量を調整することで電力系統における再生可能エネルギーの出力変動を補完可能なシステムを開発している[13]。

我が国では、JAEA が中心となって高温ガス炉を開発してきた。HTTR により安全性実証試験を実施するとともに、連続水素製造試験装置によって実用機器の信頼性と性能の確証を行っている（2019 年には最大 30L/h で 150 時間の連続水素製造に成功）。HTTR と接続させて水素製造技術を実証するため、2022 年から三菱重工業（株）と共に実証試験を進めている。

中国では、100L/h の製造規模を目指したパイロットプロジェクトに成功しており、600MW 級高温ガス炉での水素製造技術の確立を視野に入れている[14]。

高速炉でも水素製造は可能であり[15]、原子力による水素製造が期待されている[16]。

5. おわりに

「グリーン成長戦略」では、「2050 年の電力需要は、産業・運輸・業務・家庭部門の電化によって、一定程度の増加を要する」と認識されており、「2050 年にカーボンニュートラルを実現する上では、電化の進展により約 3～4 割電力需要が増加することが見込まれる」とも記述され、変動性再エネ大量導入に対応する調整力はますます重要になると想定される。さらに、「電化で対応できない熱需要には、水素などの脱炭素燃料」

を活用することも想定されている。負荷追従能力を有する原子力は柔軟性に富んでおり、2050年カーボンニュートラルに向けて必要不可欠な技術である。

日本政府はグリーントランスフォーメーション（GX）を推進し、温室効果ガスを発生させないグリーンエネルギーに転換することで、産業構造や社会経済を変革し、成長に繋げようとしている。再エネと共存できる新型炉はカーボンニュートラルに貢献できる技術であり、政府によって技術開発が後押しされ、早期実用化と社会実装が進むことを期待する。

参考文献

- [1] https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteiky/qa_syuturyokuseigy.html
- [2] <https://www.jsme.or.jp/pes/Research/A-TS08-12/Y2021-2.pdf>
- [3] <https://www.jsme.or.jp/pes/Research/A-TS08-12/210906.pdf>
- [4] <https://energy.mit.edu/wp-content/uploads/2017/12/MIT-Japan-Study-Future-of-Nuclear-Power-in-a-Low-Carbon-World-The-Need-for-Dispatchable-Energy.pdf>
- [5] <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1885web.pdf>
- [6] <https://www.terrapower.com/our-work/natriumpower/>
- [7] <https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material0601.pdf>
- [8] <http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/AESJ-2021A-ARD-2.pdf>
- [9] <https://www.terrestrialenergy.com/technology/molten-salt-reactor/>
- [10] <https://www.moltenergy.com/enables-renewables/>
- [11] https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/001_06_00.pdf
- [12] Yan, X., R. Hino, (2011), Nuclear Hydrogen Production Handbook, ISBN 978-143981083-5, CRC Press, USA
- [13] <https://www.nuscalepower.com/environment/clean-hydrogen-production>
- [14] https://energyiceberg.com/ten-chinese-green-hydrogen-companies/#CNNC_Nuclear_Giants_Power-to-Gas
- [15] https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-01-07-01.html
- [16] https://www.jstage.jst.go.jp/article/hess/28/2/28_29/_pdf/-char/en

新型炉部会セッション

社会動向を踏まえた新型炉開発の価値

Value of advanced reactor development based on social trends

(3) 新型炉開発の海外動向・国際連携

(3) Foreign country trends and international cooperation on advanced reactor development

*瀬下 拓也¹¹ 日本エヌ・ユー・エス株式会社

1. はじめに

カーボンニュートラル実現などの外部環境変化により、原子力エネルギーが果たす役割は変化していく。従来の軽水炉で果たせない役割は新型炉が担っていく必要があり、各国で新型炉開発の動きが活発である。経済産業省資源エネルギー庁は、2022年4月、原子力発電の新たな社会的価値を再定義し、我が国の炉型開発に係る道筋を示すため、総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に「革新炉ワーキンググループ」を設置した¹。その第1回会合では、カーボンニュートラル実現に向けた社会全体の变革に対し、革新炉による貢献の可能性について、以下の観点で整理された。

- 安全性向上
- 電力部門の脱炭素化
- 産業部門の脱炭素化
- 電力ネットワーク
- レジリエンス
- 安定供給、経済安全保障
- 廃棄物問題
- 非エネ分野

特に、安定供給、経済安全保障については、エネルギー・サプライチェーンの地政学リスクが近年注目されている。新型炉開発は、技術自給率の維持・改善による地政学リスクの低減に貢献でき、また、国際連携プロジェクトにも貢献できると期待される。

本講演では、海外主要国における新型炉開発の動向や国際連携について紹介し、今後の展望を述べることにしたい。

2. 海外主要国における新型炉開発の動向

海外主要国における主な開発・建設プロジェクトを表1に示す。セッション当日は、これらを含め最新の動向を紹介するが、2-1~2-6では主要なポイントを示す。

下記のように、小型炉やマイクロ炉の開発が多く進められているが、これにより様々な市場、様々な顧客に対応できることが期待される。最近の検討では、以下の適用先が言及されている²⁾。

短期

- 既設サイトでの増設、リプレース（大型炉、小型炉）
- 石炭、ガス、石油火力発電所のリプレース（小型炉）
- 軍事基地、軍事用可搬電源（マイクロ炉及び小型炉）
- データセンター（全て）
- 遠隔地での利用（マイクロ炉及び小型炉）
- 直接契約（マイクロ炉及び小型炉）

中期

- 送電網に接続されていない産業用サイト（マイクロ炉及び小型炉）

- 産業熱利用、コジェネ（全て）
- 軍事以外の可搬電源（マイクロ炉及び小型炉）

発電以外

- 産業熱利用
- 地域暖房
- 淡水化
- 水素製造
- 合成燃料製造

表1 各国における主要な開発・建設プロジェクト

国名	主なプロジェクト	スケジュール	開発者	名称	炉型
米国	CFPP	2029年運転開始	NuScale Power	VOYGR	iPWR
	ARDP①	2027年運転開始	X-Energy	Xe-100	高温ガス炉
			TerraPower	Natrium	ナトリウム冷却高速炉
	ARDP②	2030～2032年頃に実証	Kairos Power	ヘルメス試験炉	熔融塩炉
			Westinghouse	eVinci	ヒートパイプ型超小型炉
			BWXT Advanced Technologies	BANR	高温ガス炉
			Holtec Government Services	SMR-160	PWR
			Southern Company Services	MCRE	熔融塩炉
	ARDP③	2030年代半ばの実用化	Advanced Reactor Concepts	ARC-100	ナトリウム冷却高速炉
			General Atomics	FMR	ヘリウム冷却式高速炉
MIT			MIGHTR	高温ガス炉	
プロジェクト Pele	2024年試験開始	X-Energy	Xe-Mobile	高温ガス炉	
		BWXT Advanced Technologies	BANR	高温ガス炉	
カナダ	CNL	2026年までに建設	USNC	MMR	高温ガス炉
	OPG	2028年までに建設	GEH	BWRX-300	BWR
	SaskPower	2032年までに1基建設	GEH	BWRX-300（4基）	BWR
	NB Power	2030年頃建設	Moltex Energy	SSR-W	熔融塩炉
Advanced Reactor Concepts			ARC-100	ナトリウム冷却高速炉	
英国	LCN	2029年までに建設	Rolls-Royce	UK-SMR	PWR
	AMR RD&D	2030年代初頭までに建設	未定	未定	高温ガス炉
仏国	NUWARD 開発	2030年までに開発完了	EDF 他	NUWARD	PWR
中国	ACP100 建設	2021年に建設開始	CNNC	ACP100	PWR
	ACPR50S 建設	2016年に建設開始	CGN	ACRP50S	PWR
	CFR600 建設	2017年に建設開始	CNNC	CFR600	ナトリウム冷却高速炉
	HTR-PM 建設	2021年に臨界達成	清華大学	HTR-PM	高温ガス炉
ロシア	RITM200M 建設	2023年までに建設	Afrikantov OKBM	RITM200M	PWR
	RITM200N 建設	2024年までに建設	Afrikantov OKBM	RITM200N	PWR
	BREST-300 建設	2026年運転開始	NIKIET	BREST-300	鉛冷却高速炉

2-1. 米国

- NuScale は 2026 年までに初号機プロジェクトの建設・運転認可を取得し、2029 年に運転開始予定である。DOE は開発支援を目的とした補助金を交付している。NuScale 炉（VOYGR）は、複数の方法を用

いて（モジュールを個別に起動・停止、制御棒調整、タービンバイパス制御）、様々な時間単位での負荷追従運転が可能であるほか、水素製造も検討されている。

- TerraPower の高速炉 Natrium は、高速炉の高温と蓄熱性能に優れる熔融塩タンクを組み合わせ、負荷追従が可能である。熔融塩タンクによる蓄熱システムは、出力変動する再エネの補完として既に実用化されている。
- 2018年に制定された「原子力エネルギー技術革新対応法（NEICA）」に基づき、米国エネルギー省（DOE）はアイダホ国立研究所（INL）内に国立原子炉イノベーションセンター（NRIC）を設置した。これは、2015年から実施されている、民間イノベーション支援（GAIN）の成功を背景とした取組みであり、様々な炉型の試験や実証を行う場として機能している。DOE はまた、2021年から革新的原子炉実証プログラム（ARDP）を開始している。技術熟度、実用化時期に応じて軽重をつけ、3種類のプランで多様な炉型の実証・開発を支援している。
- 本年6月、原子力エネルギー協会（NEI）会長の Maria Korsnick 氏は、今後25年で SMR 300基を建設し、原子力設備を倍にする（電源比率 20→40%）、米国外への輸出収益は1.9兆ドルを見込む、とのビジョンを示した³⁾。
- 現状は既設炉での取組みになるが、DOE は2020年より原子力水素の技術開発を支援している。低温電気分解による水素製造の実証（Energy Harbor 社・INL）、高温水蒸気電解の実証（Xcel Energy 社・INL）等が進められている。

2-2. カナダ

- カナダ原子力研究所（CNL）は2018年、CNLが管理する Chalk River 研究所に SMR を立地する立地評価プロセスを開始した。これに4社が応じているが、Global First Power Limited Partnership（Ontario Power Generation（OPG）及び Ultrasafe Nuclear Corporation（USNC）のカナダ子会社である USNC-Power が出資）による MMR（5MWe の高温ガス炉）建設計画が最も進んでいる。
- OPG 及び SaskPower は、各々 BWRX-300 の建設プロジェクトを進めている。前者は、2028年の運転開始を目指している。
- カナダ天然資源省（NRCan）の原子力部門は、原子力開発の政策を立案している。2020年12月には、SMR ロードマップの実現に向けた進捗状況と継続的な取組みを概説した「カナダ SMR アクションプラン」を発表した。この政策は、カナダ原子力公社（AECL）によって推進されるが、研究開発は CNL が担っており、AECL はプロジェクトファシリテーターに徹している。

2-3. 英国

- Rolls-Royce SMR 社は UK-SMR を開発しており、英国産低コスト SMR の開発を支援する低コスト原子力（LCN）プログラムによる開発助成金を受け、設計の詳細化を進めている。
- 英国政府は2021年7月、先進的モジュール式原子炉（AMR）の研究開発及び実証（RD&D）を開始し、対象として高温ガス炉を選択した。第一段階として、実証の規模、種類、コスト及び実施方法の可能性を検証する6プロジェクトに資金提供を行う。
- 英国政府は、本年4月に「エネルギー安全保障戦略」を公表し、2050年までに原子力による発電割合を現状の15%から25%に拡大し、24GWの導入を目指すとした。新しい政府機関として「Great British Nuclear」を立ち上げ、新設プロジェクトの投資準備や建設期間中の支援を行う。

2-4. 仏国

- EDF 社、TechnicAtome 社、Naval Group 社及び原子力・代替エネルギー庁（CEA）のコンソーシアムは、NUWARD という SMR を開発している。政府はこの開発に5億ユーロの支援を行うとしており、2030年から実証プラントの建設を開始する予定である。
- 本年2月、マクロン大統領は演説の中で、2050年までに6基の EPR2 を建設し、さらに8基の EPR2 建

設に向けた検討を開始する意向を表明した。国営企業が EPR、EPR2 の建設で産業基盤を維持しつつ、将来に向けた革新炉開発も推進している。

2-5. 中国

- 中国核工業集団（CNNC）は、仏国の PWR 技術をベースに開発した ACP1000 の小型版である ACP100 の開発を 2010 年頃から行っている。
- CNNC は、2018 年から原子力発電の余剰電力を使用して水素製造を行う Power to Gas（P2G）を検討しており、高温ガス炉は原子力 P2G のオプションの一つである。CNNC は精華大学・宝鋼集団と協力し、鉄鋼業での利用に向けた高温ガス炉ベースのグリーン水素プロジェクトに着手している。

2-6. ロシア

- 砕氷船で既に使用されている KLT-40S や RITM-200 等小型 PWR の改良版として、VBER-300 や RITM-200M が開発されている。RITM-200M はチュクチ自治管区で 2023 年までに建設する計画であり、その陸上版である RITM-200N はサハ共和国国内で 2024 年までに建設する予定である。
- ロシアは高速炉の商用展開により核燃料サイクルを閉じることを目指しており、実証炉 BN-600 や BN-800 が既に建設されている。鉛高速炉の原型炉 BREST-300 は現在建設中で 2026 年に運転予定である。

3. 国際連携

従来、我が国原子力産業の中核部品・部材のサプライヤは、国内での豊富な実績を活かし、海外プロジェクトにも多数参画してきた。新型炉に関しては、現状、主に以下の国際連携がある。

- SMR：NuScale、BWRX-300 等に関する日米協力
- 高速炉：安全性・経済性を向上する研究開発の日仏協力、Natrium 炉に関する日米協力
- 高温ガス炉：AMR RD&D 等に関する日英協力

ただし、上記は海外プロジェクトへの参画が主であり、国内の新型炉プロジェクトは具体化していない。国内におけるエンジニアリング・機器製造能力を維持するためにも、海外プロジェクトへの効果的な参加が提言されている（革新サプライヤチャレンジ）¹。これは、新型炉向けの機器や部素材の設計・開発・実用化に挑戦する国内サプライヤでチームを組成し、海外の実機プロジェクトへの参画を官民で支援する仕組みを設けるものである。

また、新型炉の円滑な導入に向け、国際レベルでの標準化及び規制条件の調整が重要である。主な国際機関や多国間の検討を以下に示す。

- 第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）：高速炉の安全性に関わる研究及び安全要件の検討は日本がリードしている。
- IAEA の SMR Regulators' Forum 及び Nuclear Harmonization and Standardization Initiative（NHSI）
- OECD/NEA の Working Group on the Safety of Advanced Reactors（WGSAR）
- WNA の CORDEL（Cooperation in Reactor Design Evaluation and Licensing）ワーキンググループ
- EU の ELSMOR（towards European Licensing of Small MOdular Reactors）プロジェクト
- NRC（米国）とカナダ（CNSC）の新型炉審査協力
- EU の 3 か国による NUWARD の共同審査

新型炉の多くは、従来の軽水炉に比べて単純、小型のため、より安全と期待されている。また、モジュール炉は数をこなして製造コストを下げて行くビジネスモデルであり、導入国毎に設計が変わる運用では負担が増加する。そのため、各国における審査の効率化や共通化は、新型炉の導入を促進していく上で重要な課題である。

4. おわりに

米国、英国、仏国、フィンランド等の西側諸国で進められた大型軽水炉建設プロジェクトは、スケジュール超過、コスト超過が相次ぎ、競争力を身に着けたロシア、中国の台頭を許した。昨今における新型炉開発の高まりは、西側諸国にとって、外部環境の変化に応じて原子炉のあり方を再定義し、新商品を開発し、国際的なリーダーシップを取り戻す試みと言える。日本企業にとっても多くの可能性があり、国際社会から期待されているところも多い。一方、新型炉の実用化においてはサプライチェーン、規制、使用済燃料・廃棄物などが障壁になりうると認識されている。これらは一国で解決できるものではなく、国際連携が以前に増して重要となっている。

参考文献

- 1) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html
- 2) Breakthrough Institute, "Advancing Nuclear Energy," (2022)
<https://thebreakthrough.org/articles/advancing-nuclear-energy-report>
- 3) NEI, "Maria Korsnick's Remarks at the State of the Industry," (2022)
<https://www.nei.org/news/2022/maria-korsnicks-state-of-the-nuclear-industry>

*Takuya Seshimo¹

¹Japan NUS, Co., Ltd.

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2G_PL] Reactor Physics Engineers be Ambitious! - Suggestion of Venture Start-up

Chair: Satoshi Wada (TOSHIBA ESS)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[2G_PL01] Why nuclear venture with Reactor physics?

*Masatoshi Yamasaki¹ (1. Studsvik Japan)

[2G_PL02] Challenge to technology fusion on Kyoto Fusioneering

*Masato Tabuchi¹ (1. Kyoto Fusioneering)

[2G_PL03] My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics to
founding an owner-operator of SMRs in Estonia

*Merja Pukari¹ (1. Fermi Energia)

炉物理部会セッション

炉物理発、ベンチャー起業のすすめ

Reactor Physics Engineers be Ambitious! - Suggestion of Venture Start-up

(1) 炉物理から原子力ベンチャーを考える～概要とベンチャーのサポート紹介～

(1) Why nuclear venture with Reactor physics? -background and outline-

*山崎 正俊¹¹スタズビック・ジャパン

1. はじめに

世界の原子力業界ではいま、レガシー企業の枠を超えベンチャー企業主導による小型モジュラー炉等の新型炉開発が盛んに進められている。ところが、日本国内では原子力分野におけるベンチャー企業の動きは活発とは言えず、原子力・炉物理分野の研究開発に閉そく感が生じている。

国内のベンチャー企業に関しては、2019-2020年調査で大学発ベンチャーが約300社増加するなど、多くの大学でベンチャー創出に力が入られている。そのため、学生・若手エンジニアのみならずベテラン・シニアエンジニアのセカンドキャリアとしてベンチャー参画も身近な選択肢となりつつある。

本セッションでは、国内の原子力業界の閉そく感を打破するカンフル剤となるべく、原子力業界の核となる炉物理分野からベンチャーについて考える。まず講演(1)では、本セッションの導入として、いま原子力ベンチャーを議論する意義と国内におけるベンチャーを支援するしくみについて紹介する。続く講演(2)、(3)では国内外で実際にベンチャーとして活躍している方から、その経験を紹介していただく。

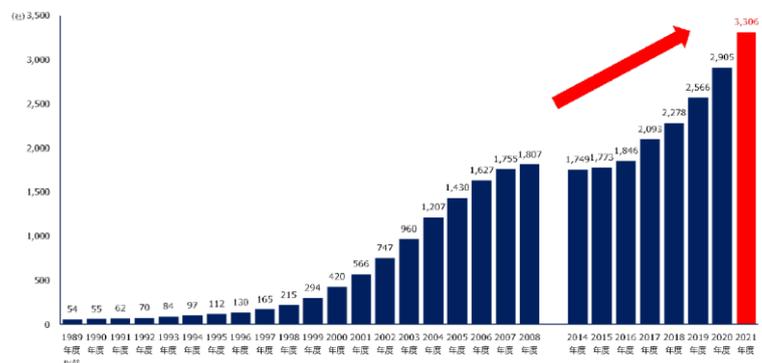


図1 大学発ベンチャー数の推移

2. どうして私がベンチャーを勧めるのか？

それはつまり「それが、これから未来の働き方に直結するから」である。

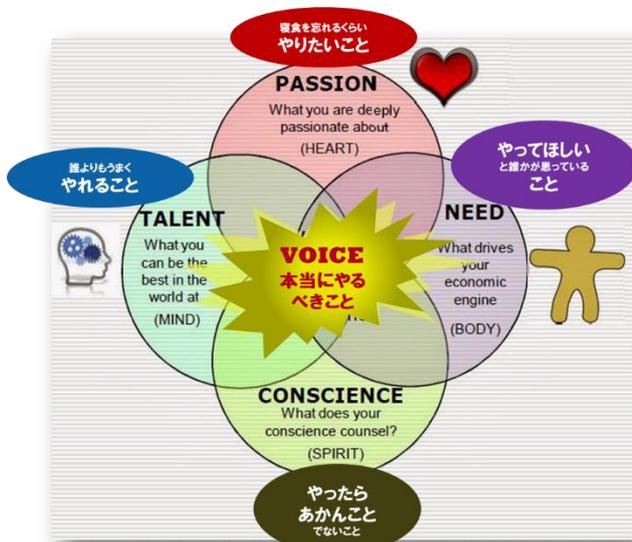


図2 真にやるべきこと”VOICE”

様々な研究者、成功者が語る「未来の働き方」のキーワードは、「自立した個人たちの協働」、「継続的学習」、「自身の強みへのフォーカス」である。ひとつの企業で定年まで勤め続ける終身雇用制は既に崩壊し、有名企業といえども失職のリスクは付きまとうようになった。そこで求められるのは企業に依存することなく、個人として自立し、組織内外の他の個人と協力しながら仕事を完遂する能力である。そのためには日々変化する環境に対応するため柔軟かつ継続的に学習し続けることと、自分自身を知り、自分が真にやるべきこと“VOICE”を見つけ、自分だけのストーリーを語れることが必要となる。

原子力業界は「複数のプロフェッショナル」を目指すためにうってつけのフィールドである。原子炉工学（核、熱水力、機械、水化学、照射、構造、土木）、情報科学（数値計算、ロボット、AI、ブロックチェーン）、技術者実務（プロジェクトマネジメント、品質保証、知財戦略、法令順守、核セキュリティ）、人文知識（哲学、社会学、経済学、地政学、国際政治学、企画力、政策立案、説明力、交渉力、異文化マネジメント）など、その気になれば何でも学ぶことができる。

必ずしも会社を興すことだけがベンチャーではない。上記のような様々なことを学び、スキルを身につけ、自分だけのストーリーを語るため、組織の内外、大小を問わず冒険的事業に取り組むことが、これから求められる働き方の本質なのである。

3. ベンチャーを支援するしくみ

とはいうものの、では何から始めればいいのか途方に暮れる方も多いだろう。そこで後半ではベンチャーを支援する様々な仕組みについて紹介する。

国連の持続的開発目標(SDGs)が浸透し、脱炭素の目標のもと、世界中で環境、社会、企業統治に優れた企業に選択的に投資すること（ESG 投資）が盛んとなっている。このため、新たな投資先として化石燃料事業ではなく、より環境持続性に寄与する事業へ資金が集まっている。

日本においても新たな成長戦略の一環としてベンチャー育成の重要性が認識され、様々な大学、企業、地域などでベンチャーを支援するしくみが構築されている。

発表では、JAEA、東大、京大、阪大、京阪神地域における取り組みを例示し、起業意識の育成、資金調達、知財管理、経営戦略、企業とのマッチングなど様々な助言、支援が得られる仕組みが整っていることを紹介する。

参考文献

- 1) 経済産業省 Web サイト：大学発ベンチャー実態調査の結果より
<https://www.mecti.go.jp/press/2022/05/20220517001/20220517001.html>
- 2) フランクリン・コヴィー・ジャパン「7つの習慣 ビジヨナリー・キャリア」より
- 3) 大阪大学共創機構 Web サイト：ベンチャー創成支援より
https://www.ccb.osaka-u.ac.jp/service/venture_shien/
- 4) 大阪スタートアップ支援ポータルサイト：京阪神スタートアップ アカデミア・コアリションより
<https://www.innovation-osaka.jp/ja/startup-ecosystem/score-gap/>

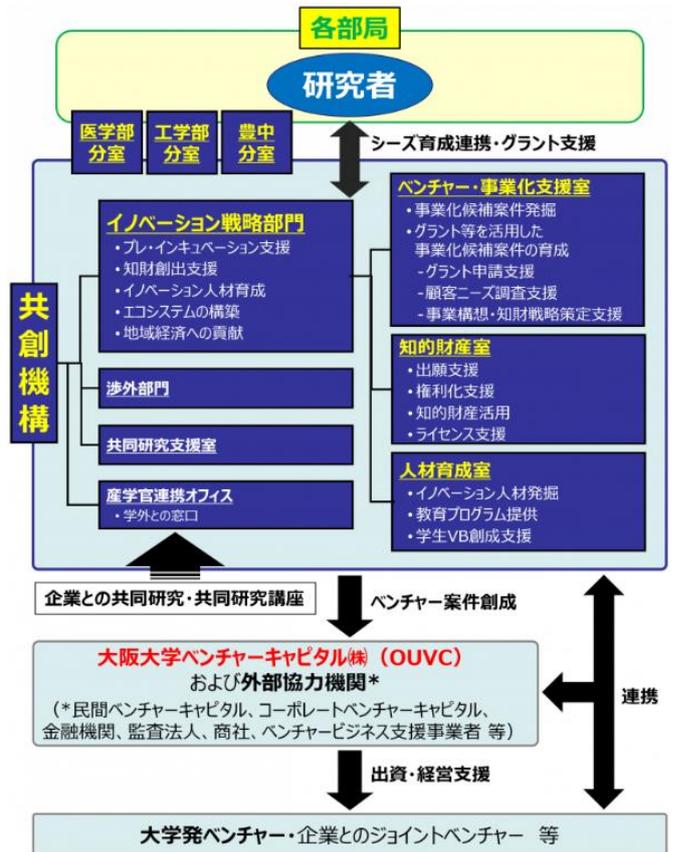


図3 大阪大学における産官学連携のしくみ



図4 京阪神スタートアップの取り組み

*Masatoshi Yamasaki¹

¹Studavik Japan

炉物理部会セッション

炉物理発、ベンチャー起業のすすめ

Reactor Physics Engineers be Ambitious! – Suggestion of Venture Start-up

(2) ベンチャーでの活動状況と技術融合に向けた取り組みの紹介

(2) Challenge to Technology Fusion on Kyoto Fusionering.

*田淵 将人¹¹京都フュージョニアリング

1. はじめに

本セッションにおけるキーワードである「炉物理」、「ベンチャー」と関連し、講演(2)ではこれまで炉物理に携わってきた技術者である登壇者が、自身のベンチャーへの転身の事例を取り上げ、その体験を基にベンチャーでの活動状況や炉物理との関わりについて紹介する。

2. ベンチャーへの転身

本題に入る前に、ベンチャーに転身するまでの経緯を説明する。登壇者は、大学4年時に炉物理の研究室に配属となったのち、卒論では炉雑音解析、修論では中性子輸送計算手法の高度化について研究を行い、炉物理の基礎を学んだ。その後、民間企業にて主にPWRの炉心設計業務に従事するとともに、核計算コードの開発業務に従事した。核計算コード開発においては、社会人博士としての研究活動も実施し、中性子輸送計算手法の高度化の研究を通して学位を取得した。大学4年時から炉物理一筋で約19年間を過ごし、炉物理の発展を肌で感じてきた状況ではあったが、炉物理の枠にとらわれずに原子力・エネルギー業界全体の発展に貢献したいとの思いから、少しずつ他分野への転身を視野に入れるようになった。これは決して炉物理を見限ったことではなく、炉物理技術の他分野への展開（さらにはその逆）を狙ったものであり、炉物理との関連性がある分野が選択肢となった。しかしながら、決して若手とは呼べない年齢の技術者にとって他分野への転身は現実的にハードルが高く、身の振り方を決めかねている状況であった。そのような中で、核融合ベンチャーである京都フュージョニアリング（以降、KFと呼ぶ。）を知る機会があり、経営陣を中心にKFメンバーと対話を進めていくこととなった。核融合分野が選択肢に挙げたのは、自身の専門分野である中性子輸送計算関連技術であれば、トリチウム増殖、遮蔽、放射化などの核融合分野の技術課題に活用できる可能性があるとの思いからである。その後、KFとの対話を重ねるにつれて、新しいことへの挑戦の気持ちとKFのビジョン・熱意への共感が次第に強くなり、セカンドキャリアとして核融合分野の技術者になることを決断するに至った。振り返ってみれば、自身の決断だけでなく、他分野からのキャリアチェンジを受け入れられるKFの柔軟な姿勢もこの転身が成立する重要な要素であったと捉えている。一方で、正直な気持ちとして、他分野ましてやベンチャーの環境になじむことができるのか、社会に貢献できる成果を出すことができるのか、との観点で強い不安はあった。実際に入社してみると、これまでと大幅に異なる環境に困惑するとともに、自身の強みを活かす機会が予想以上に少ない状況であり、ある程度不安は的中した。しかしながら、何とか自身の立ち位置を確立するため必死にもがく日々を過ごした結果、入社後半年以上経過した今では、目まぐるしく変化する状況に慣れたと同時に、社会に貢献できる成果も出せていると評価している。やはり、環境を大幅に変えるというのは無傷では済まないが、大きな成長の機会であるとともに、刺激的な毎日が約束されるものと実感した。

3. ベンチャーでの活動状況

炉物理との直接的な関連性は低いが、ベンチャーに関する事例としてKFを取り巻く環境とそこでの活動状況を通してベンチャーの組織・人の置かれている状況を紹介する。これまで核融合分野では、世界的に公的機関が主導で技術開発が進められてきたが、1990年代から欧米を中心にベンチャーが起業し始め、少しずつ

ベンチャーによる資金調達が増加していった。ついに2021年には、米国での核融合に対する投資額は、民間企業の資金調達額が公的機関の資金を初めて上回るどころか、公的機関の約4倍の資金を調達するに至っている（図1参照）。米国に限らず世界的に見ても、民間企業の資金調達額は2020年までの累計が約2000億円であったのに対し、2021年の単年で新たに約3000億円という驚異的な伸び方である（表1参照）。これは、(1) ESG投資・ダイベストメント（石炭・石油からの資金引き上げ）先としての核融合への投資の増加、(2) 高温超伝導線材・球状トカマク等の実用化に向けた技術革新、などが主な要因である。

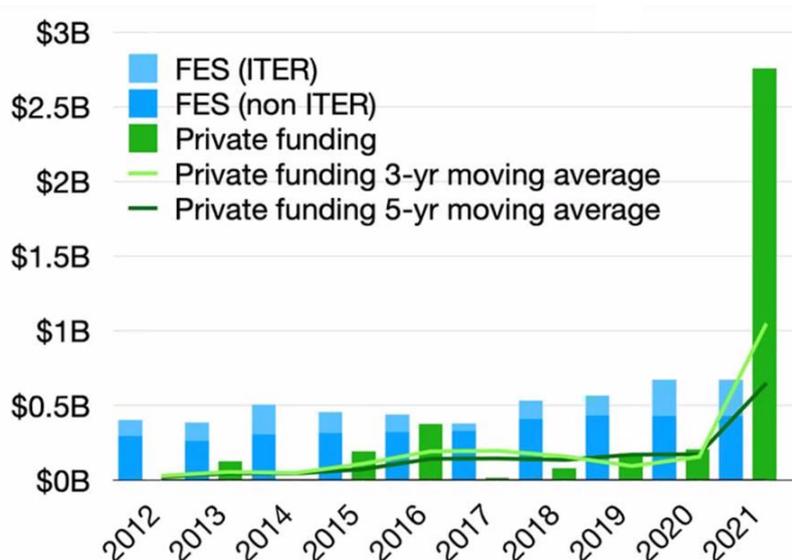


図1 米国における核融合に対する投資額の状況¹⁾

表1 核融合ベンチャーによる資金調達状況²⁾

Company	Location	Launch date	Concept	Investment (US\$) as of March 2020	
TAE Technologies	Orange County, CA, United States	1998	Field Reversed Configuration (FRC)	~770M	→ 2021年投資額 Additional 1 billion USD
General Fusion	Vancouver, BC, Canada	2002	Magnetically confined acoustic compression	~300M	
Commonwealth Fusion Systems	Cambridge, MA, United States	2017	Tokamak (with HTS magnets)	180M	→ Additional 2 billion USD
Tokamak Energy Ltd.	Oxford, United Kingdom	2009	Spherical tokamak (with HTS magnets)	~150M	
First Light Fusion Ltd	Oxford, United Kingdom	2011	Hypervelocity inertial confinement	~73M	→ Additional 0.5 billion USD
ZaP Energy Inc.	Seattle, WA, United States	2015	Sheared-Flow-Stabilized Z-pinch	~14M	
Helion Energy	Redmond, WA, United States	2013	Field reverse configuration (FRC)	~12M	
MIFTI Fusion	Tustin, CA, United States	2008	Z-pinch	~8M	累計2,000億円 (2020年まで) 3,000億円 (2021年単年)
Lawrenceville Plasma Physics	Middlesex, NJ, United States	2003	Dense Plasma Focus (DPF)	~7M	
Proton Scientific	Oak Ridge, TN, United States	2012	Electron Beam Fusion (EBF)	~5M	
Compact Fusion Systems	Santa Fe, NM, United States	2017	Stabilised Linear Compression	~4.4M	
CTFusion	Seattle, WA, United States	2015	Spheromak		
Hyperjet Fusion	Chantilly, VA, United States	2017	Plasma-jet liner compression		

このように、核融合分野では急激に資金が集まっている状況であるが、その急激な状況の変化は基本的にはベンチャーを中心としたものである。一方で、日本では2019年まで核融合ベンチャーは存在せず、2019年10月のKF起業を皮切りに2022年7月現在で3社の起業にとどまっている。また、それらの資金調達額も欧

米と比較すると2桁以上小さく、いかにベンチャーが日本に根付いていないかを物語っている。さらには、英国や米国においては、政府主導で民間企業を支援しながら技術開発を進める姿勢が示されており、実際に各国独自で核融合発電の実現を目指すプロジェクトが進められている。日本の状況としては、技術的な観点では、これまでの大学や研究機関の努力の賜物により、核融合の中核技術において世界トップレベルの技術力を有しているものの、産業化の観点で官民一体の体制について欧米に後れをとっているのは否めない。欧米の人・金が潤沢に集まりつつある状況を横目で見つつ、将来の核融合において日本が主導権を握れるのか危惧するばかりである。

そのような核融合分野の情勢の中でのKFの立ち位置や活動状況について紹介する。世界中の核融合ベンチャーの多くは、炉心における核融合反応の安定的な維持に関する技術開発に精力的に取り組んでいるが、KFはプラズマ加熱装置、ブランケット、水素同位体排気循環装置など炉心以外の核融合特有の特殊機器と、それらを統合したプラントエンジニアリングを対象として技術開発を進めている。したがって、表1に見られるような巨額の資金調達に成功しているベンチャーはKFの競争相手ではなく、むしろ核融合発電の実現に向けて共に協力し合うパートナーであると捉えている。KFが技術開発に取り組んでいる特殊機器は、いずれも核融合発電の実用化に不可欠なものであり、これらの実証により「あとはプラズマだけ」の状態をいち早く確立することを目指している。このような観点から、KFでは将来想定される核融合発電所の環境に近い条件下で一連の特殊機器を統合的に開発試験することを目的として、核融合発電試験プラント「UNITY」(Unique Integrated Testing Facility)の建設を進めている。その基本設計はすでに終え、今後2023年3月までにプラントの中核となる液体金属ループの一次建設を完工し、2024年末に世界初となる発電実証試験の開始を予定している。UNITYのような核融合発電システムの試験施設はこれまで世界に存在せず、UNITYは核融合プラントの主要な機器の試験施設として、また核融合発電の総合的な技術実証施設として、世界初の試みであり、核融合分野において世界中から多大な注目を集めている。UNITYのような取り組みがスピーディに進められた背景には、特殊機器の専門家に加えて各方面から様々なバックグラウンドを持った技術者が集まり技術の融合を進められた点、失敗をおそれずにチャレンジできる環境があった点、が挙げられる。これらはまさにベンチャーが持つ利点であり、UNITYプロジェクトは、ベンチャーの利点が適切に活かされ機能した良好事例の1つと言えるであろう。当然のことながら、登壇者も「様々なバックグラウンドを持った技術者」の1人としてUNITYプロジェクトに密接に加わり、ブランケット設計のための中性子輸送計算を実施するなど、これまでに培った技術力を最大限活用してプロジェクトの成功に向けて精力的に技術開発を進めている。また、バックグラウンド技術の活用のみではなく、核融合技術の習得・伝承に対する期待も強く、日々の自身の成長を肌で感じているところである。

4. 技術の融合に向けた取り組み

上述のとおり、炉物理の枠にとらわれずに原子力・エネルギー業界全体の発展に貢献したいとの思いからベンチャーへの転身を選択した状況であり、分野を超えた人材・技術の交流・融合が自身の使命の1つと認識している。そのような観点から、これまでに培った炉物理の技術力だけでなく、人脈も最大限に活用して、炉物理分野、核融合分野の双方にとって有益な技術の融合を進めていきたいと考えている。現時点では、核計算技術を中心に、炉物理技術が適用できるものを模索しながら核融合技術の習得を進めている段階であり、技術の融合について具体的に語る状況には至っていない。まだ転職から日が浅いため、目に見えた活動はできていないものの、前職で関わった炉物理分野の複数の大学と連絡を継続し、実際に大学を訪問し共同研究に向けた打ち合わせを実施するなど、具体的な活動を進めつつある。今回、炉物理部会セッションにて講演の機会をいただけたのも、今後の分野を超えた交流を促進するための重要な機会と捉えており、KFの活動や核融合分野の状況に興味のある炉物理部会員がいればぜひ協力の可能性を探っていきたいと考えている。

5. 炉物理とベンチャー

炉物理から少し引いた立場から、炉物理を俯瞰して見た印象とベンチャーとの親和性について述べる。核融合分野に身を置いてまず感じたのは、炉物理における核計算技術の深さである。その主な要因として、巨

大な共鳴吸収を持つ核種を大量に取り扱う必要がある点、固定源計算だけでなく固有値計算も必要な点が大いと考えている。これらは、実効断面積評価手法の高度化をもたらしただけでなく、幾何形状や中性子源分布に対する近似に重要性を与えてきたと考えている。また別の観点として、産業化されて長い年月を経た原子力発電において、核計算技術高度化による信頼性向上の需要が継続的にあった点も、炉物理の核計算技術に深さを与えた要因である。一方で、核融合分野では重核種を扱わず固定源計算のみである点もさながら、まだ産業化に至っていないことから炉心形状をはじめとするプラント設計に不確定な要素が多いため、核計算の精緻化が炉物理ほど求められていないのが現状と認識している。そういう意味では、炉物理の技術が核融合分野の核計算に必要なのかとの疑問はあったが、実際のところは核計算結果を分析・考察するフェーズにおいて、炉物理の知識が強みとして活かされたというのが実感である。しかしながら、炉物理の適用範囲はさほど広くないとの印象も否定できない。現時点で関わっている業務だけでも、材料、熱力学、流体力学に関する知識が求められるが、これらには炉物理の知識は直接的にはほとんど役に立っていない。ただ、これまで炉物理分野において様々な課題に向き合ってきた経験を通して、物理現象を理解するための素養は高まっており、その点で炉物理を学んできたことが活かしているようには感じている。この点については炉物理特有の強みではなく、何らかの学問を修めることによって得られる教養のようなものかもしれないが。

ベンチャーとの親和性の観点では、炉物理とベンチャーにはあまり親和性がないように感じている。というのも、炉物理の技術としての完成度は高く、炉物理技術が産業化のボトルネックとなる状況が想像しづらいためである。ただ、ベンチャーへの転身や起業自体に重要性があるのではなく、各個人が主体的に考えて行動することこそ重要性があると考えている。その観点で、特に若手の炉物理技術者には、どこでも生きていけるような自立可能な強みを持ってほしいと考えている。つまり、組織の看板に守られるようなマインドではなく、自身の個の力を高めていくことに励んでほしいとの思いである。そのためには、炉物理技術を深めていくことはもちろんであるが、「炉物理+ α 」というのが非常に重要となると考えている。むしろ、「+ α 」の部分こそ、炉物理技術者としての強みを発揮するための重要な部分と感じており、その部分でベンチャーと関わることになった場合に、炉物理技術が必要な場面において存分に力を発揮できると考えている。

6. おわりに

本稿では、これまで炉物理に携わってきた技術者である登壇者が、自身のベンチャーへの転身の事例を取り上げ、その体験を基にベンチャーでの活動状況や炉物理との関わりについて紹介した。核融合分野でのベンチャーを例に挙げて紹介したが、やはり日本のベンチャーの動向は欧米と比較して大きく後れを取っている状況であり、それは炉物理分野も同様の状況と認識している。SMR、高温ガス炉、浮体式発電所など、革新的な原子力技術の確立・産業化が望まれる中で、これまでの原子力産業で十分なノウハウを蓄積しているメーカー・エンジニアリング企業の取り組みが重要であることは言うまでもないが、特に産業化の加速において、ベンチャーが重要な役割を担うことも事実である。ただ、ベンチャー自体を強く勧めるというよりは、個々の技術者が自身の強みを持って自立可能な力を身に付けることこそが重要であり、その考えが定着した結果として、ベンチャーに関わる炉物理技術者が出てくればよいと考えている。今回の講演が、単に分野を超えた技術の融合に結び付くだけでなく、イノベーションの在り方、進め方についても広く議論して協力し合える関係性を築いていく足掛かりになることを大いに期待する。

参考文献

- 1) S. Wurzel, "Road to Commercialization: US." The 2nd IAEA Workshop on Fusion Enterprises (2022).
- 2) W. J. Nuttall, S. Konishi, S. Takeda and D. Webbe-Wood, "Commercialising Fusion Energy: How small businesses are transforming big science." Institute of Physics (2020).

*Masato Tabuchi¹

¹Kyoto Fusionceering

Reactor Physics Session

Reactor Physics Engineers be Ambitious!

– Suggestion of Venture Start-up –

(3) My custom-made nuclear career: from a PhD in reactor physics
to founding an owner-operator of SMRs in Estonia*Merja Pukari¹¹Fermi Energia**1. Introduction**

I'm an IPMA (=International Project Management Association) Level-C certified project manager with a PhD from nuclear fuel research and a considerable experience in supporting the nuclear power industry with data analysis, strategic planning, and project management.

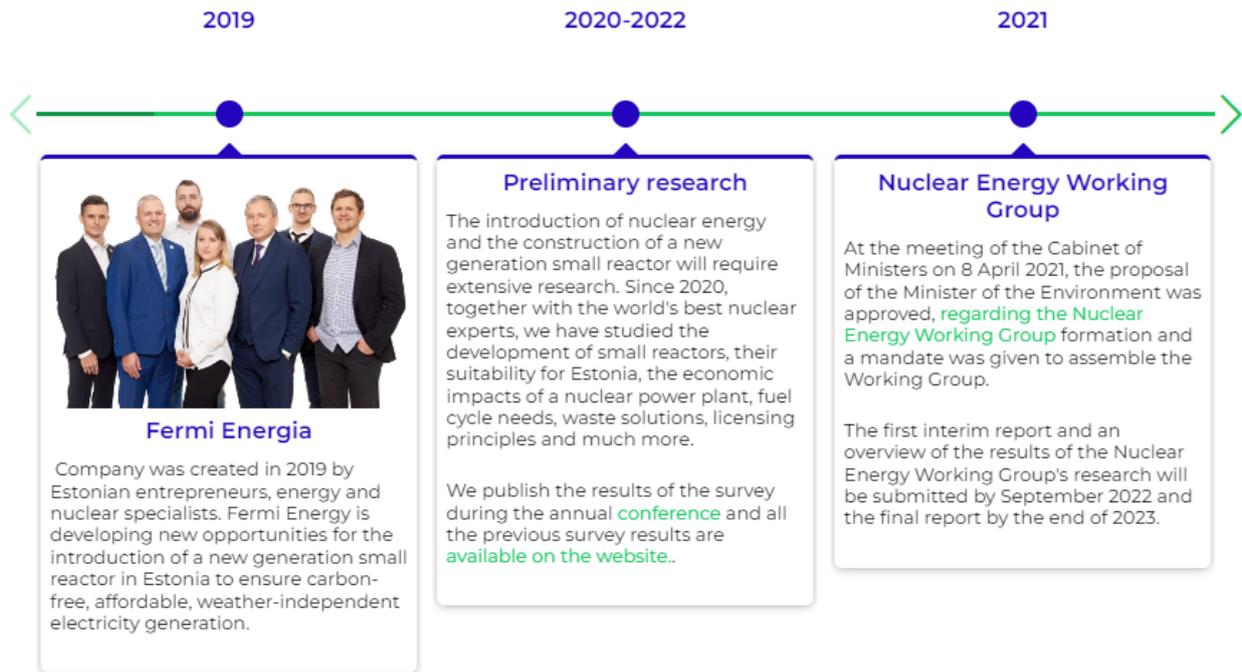
Always working towards increased technical competence, developing business acumen, and seeking ways to apply entrepreneurial mindset. Working with challenging tasks to ensure personal and organizational growth. By nature, a developer, an organizer, a negotiator, an analyst, a matchmaker, a collaborator, a planner, and a dreamer. Affinity for foreign languages and international work environment is not only reflected in personal history but is a strong driving force for future undertakings.

Awarded PhD of Reactor Physics by KTH (=Swedish Royal Institute of Technology), MBA of Entrepreneurship by Estonian Business School. Started career as a research associate of KTH, then Project Manager of Studsvik Nuclear AB, and now Nuclear Advisor of Swedish utility Vattenfall, while one of the founders of Estonian nuclear startup company; Fermi Energia.

2. Establish Fermi Energia

The tangible idea of Estonia's own nuclear power plant remained gathering dust for years, until Kalev Kallemeets, Kaspar Kõöp and Henri Ormus met in the summer of 2018. The men, who are well aware of the latest developments in the nuclear field, discussed the possibility of building a completely different, new-generation nuclear power plant in Estonia, which would be based on the small modular reactors that are being licensed in Canada and the United States. A good example was the business model used by Teolisuden Voima and Fennovoima in Finland, where the owners of nuclear plants are energy consumers from all over the country. Rapidly developed technologies in the intervening years have made nuclear energy a future energy solution worth considering again for Estonia, which would help to ensure both reasonable energy prices, energy security and the fulfillment of nationally important climate goals.

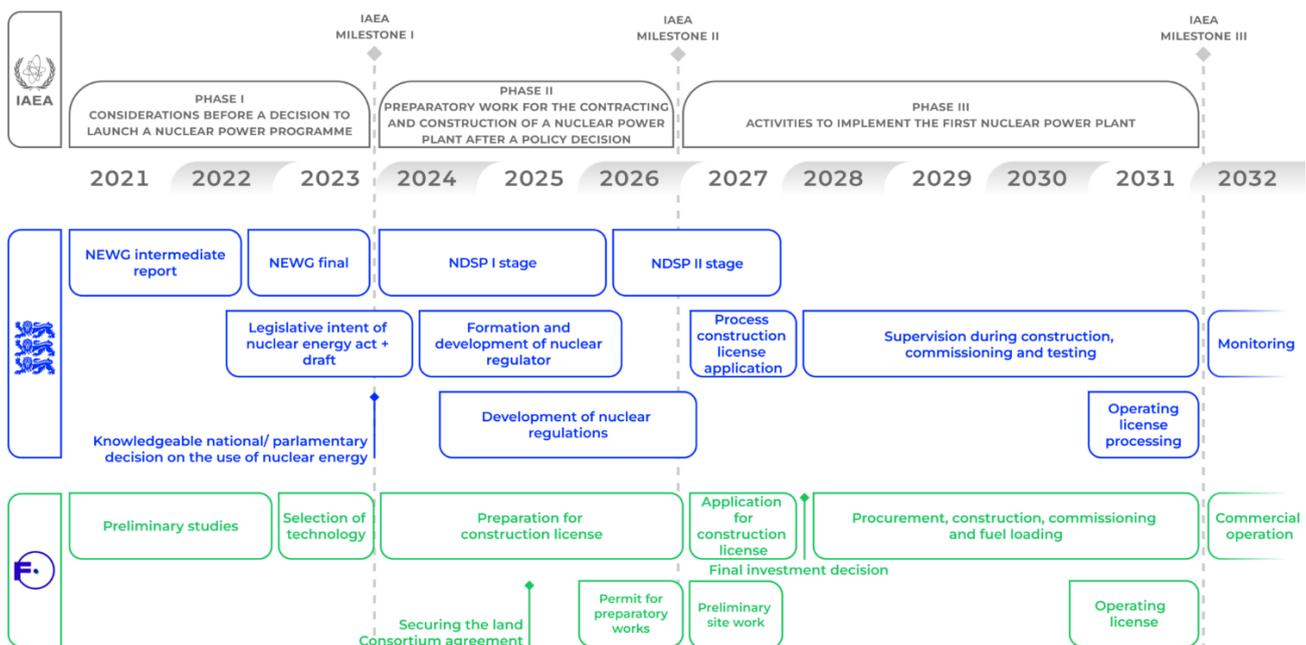
After extensive preliminary work, Kalev Kallemeets, Sandor Liive, Henri Ormus, Kaspar Kõöp, Marti Jeltsov, Mait Müntel and Merja Pukari, myself, founded OÜ Fermi Energia. The founders are united by the belief that in order to achieve the goals of reducing carbon emissions, the country's energy portfolio must contain a manageable type of energy without carbon emissions that does not require subsidies. Due to the lack of mountain rivers, this energy can only be nuclear energy in Estonia.



3. Timeline of SMRs Deployment in Estonia

Bringing a small modular reactor to Estonia will require quite a lot of prior knowledge and research. Clear understanding of the options and their implications is needed before a country can make an informed and knowledge-based decision in principle to go nuclear or not. A decision in principle to use nuclear power does not mean that a decision to build a plant has been taken.

Fermi Energia's research plan is based on the IAEA's "Roadmap approach". The consideration of the use of nuclear energy and the subsequent development of the necessary infrastructure go through several stages before the station is completed and starts working, which, based on experience so far, takes about 10-15 years. According to today's best knowledge, commissioning of a small reactor in Estonia is feasible by 2031.



Reference: Fermi Energia Web site, <https://fermi.ee/>

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

[2I_PL] Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I_PL01] Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear

*Jorshan Choi¹ (1. Former UC Berkeley)

[2I_PL02] Nuclear Non-Proliferation and Safeguards Challenges related to
Advanced Nuclear Fuel Cycle System

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

Planning Lecture of Nuclear Non-Proliferation, Safeguards, Nuclear Security Network
Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel
Cycle

(1) Challenges to Nuclear Security in a Changing Nuclear -Energy Landscape for Novel
Small Modular Reactors and Innovative Nuclear Fuel Cycles

*Jor-shan Choi¹

¹ Lawrence Livermore National Laboratory (retired)

To counter the twin challenges of ensuring a country's energy security and complying with its climate-change commitment, nuclear power is being considered (again) a viable energy option, and a new generation of advanced reactor technologies including small modular reactors (SMRs) are envisioned, developed, and some are deployed, currently and in the near future. The most impactful driver of this development will be a changing landscape for advanced reactor technologies including novel SMRs and their innovative nuclear fuel cycles. To ensure that these advanced reactors and their associated nuclear fuel cycles are safe, secure, and for purely peaceful purposes, the nuclear 3S (safety, security, and safeguards) are important considerations in the successful development and deployment of such technologies.

Many SMRs are encompassing advanced and innovative technology solutions. Several are in various stage of construction, or in-line for regulatory review and authorization (e.g., CAREM by CNEA, Argentina; ACP100 by CNNC, China; BWRX300 by GE-Hitachi, Japan/US; and NUSCALE by NUSCALE VOYGR, US; etc.). Two SMRs are currently deployed, they are:

- KLT40S, a 2x35 MWe PWR floating nuclear power plant (FNPP) developed by OKBM, Russia, and commissioned in the Russian Far East in May 2020¹, and
- HTR-PM, a 2x105 MWe HTGR developed by CNEC and INNET of China, connected to grid in December 2021².

These deployed, or soon-to-be-deployed SMRs would face different 3S challenges in their operational phase, as well as in their decommissioning and disposition phase. The work presented here focuses on the challenges to nuclear security.

Nuclear Security

Nuclear security³ deals with the measures to protect a nuclear facility and its nuclear material against malevolent acts such as sabotage or theft by criminals and terrorists. Specific features of SMRs, such as transportability, floating platform, remote locations, new fuel designs and new fuel cycles, present new nuclear-security challenges, which may be more severe than those of existing light-water reactors (LWRs).

Nuclear security focuses on the criminal or intentional unauthorized acts and other associated activities.

¹ "ROSATOM: World's only floating nuclear power plant enters full commercial exploitation," 22 May 2020, www.rosatom.ru

² "Demonstration HTR-PM grid connected," World Nuclear News, 16 December 2021.

³ IAEA Glossary defines "Security" as the prevention and detection of, and response to theft, sabotage, unauthorized access, illegal transfer or other malicious acts involving nuclear material, other radioactive substances or their associated facilities.

Countries employing SMRs need to establish and implement an overall nuclear security strategy that works to protect people, property, and the environment against the malicious use of nuclear or radioactive material, or sabotage of the SMRs. Many first-of-a-kind (FOAK) SMRs possess unique design features, operational conditions, and associated nuclear fuel cycles, which may pose challenges to nuclear security. Some of these challenges are briefly discussed below:

- *Transportability of SMRs* – Transportation security may have multiple challenges, including uncertainties with the public domain, the possibility of attack anywhere along the transport route, and the involvement of multiple national, regional, international agencies with multiple security interfaces.
- *Demarcation of physical protection perimeters for marine-based SMRs (FNPPs or immersible SMR)⁴* – It is difficult to set physical protection perimeters for marine-based SMRs as they are susceptible to seaborn threats when in transit or docked at a port facility.
- *Terrorist threats aiming at sinking the FNPP barges* – Terrorists attacks aiming at sinking the FNPP barges in transit or docked at a port facility are specifically challenging. To protect against such security incidents, cooperation and coordination among countries' arm forces (navies) may be warranted, in a similar manner when transportations of nuclear fuel/materials/spent fuel in international waterways are taking place.
- *Remote locations* – The difficulty of physical access to remote sites can present challenges to nuclear security. In the case of an attack, it will be difficult for any offsite response force to access the site in a timely manner. Additionally, the deployment of onsite response force may be difficult or inadequate.
- *Small size of fuel assemblies* – The shorter (fresh and spent fuel) assemblies or a container-load of fuel pebbles are easier targets for theft, in comparison to the 14-foot-long LWR assemblies. This concern may be elevated for SMRs located in remote sites with less attention to physical protection of nuclear fuel and materials.
- *New fuel & new fuel cycles* – The new types, enrichments, and forms of fuel, which are used by some SMRs require different fuel-cycle processes and facilities than those that support the current LWR fuel-cycle. This would impose new security challenges in protecting the fuel and fuel-cycle facilities.
- *Insider threats* – Insider threats present more challenging problems than external adversaries because they can take advantage of their insider attributes to bypass technical and administrative physical-protection measures to facilitate unauthorized removal of nuclear materials or sabotage. These threats apply to all nuclear facilities, including SMRs.
- *Cybersecurity* – The overall goal of cybersecurity in the physical protection of nuclear material and nuclear facilities is to protect the digital-based systems against attacks aimed at facilitating the unauthorized removal of nuclear material or sabotage of nuclear facilities. The cybersecurity threats apply to all nuclear facilities, including SMRs.

⁴ FLEXBLUE-160, a transportable reactor concept to be moored on the seafloor, designed by France's Direction of Construction Naval and Submarines and under development since 2011 "Instrumentation and Control Systems for Advanced Small Modular Reactors, FLEXBLUE (DCNS, France) Annex A-4," inis.iaea.org

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

次世代核燃料サイクルシステムにおける核不拡散・核セキュリティの課題
Challenges in Nuclear Non-Proliferation and Nuclear Security for Next Generation Nuclear Fuel

(2) 次世代核燃料サイクルシステムにおける核不拡散・保障措置に関する

課題と今後

(2) Nuclear Non-Proliferation and Safeguards Challenges related to Advanced Nuclear Fuel Cycle System

*堀 雅人¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 概要

現在、多様な小型モジュラー炉（SMR）の開発が各国で進められている²が、地球温暖化対策、ロシアのウクライナ侵攻等によるエネルギー危機の解決策として、SMR は注目されており、その重要性は増している。今後、各国において SMR の開発・導入が進み、SMR の数の増加ばかりでなく、導入国・地域の拡大も予想される。

核不拡散の観点から、核物質を扱う SMR に対して適正な保障措置を適用し、平和目的以外に転用されていないことを検証し、確証を与えることが重要である。保障措置の実施機関である国際原子力機関（IAEA）の保障措置予算は、実質 0 成長であることから、限られた予算の中で、増加する SMR に対する保障措置を如何に効果的に実施することが保障措置上の重要課題となっている。SMR には、現在、保障措置が適用されている一般的な軽水炉やナトリウム冷却高速炉とは異なる原子炉の設計、異なる仕様の核燃料が採用されている。また、SMR の燃料サイクルとして新たなリサイクル技術や廃棄物処理技術も検討されている。IAEA が保障措置を適用した経験がない、新しい特徴をもった原子炉及び燃料サイクル施設や核物質に対して効果的に保障措置を適用するために、新しいコンセプトや検認及び封じ込め・監視技術の開発も必要となる。IAEA は、加盟国支援計画（MSSP）の一環として Safeguards-By-Design for Small Modular Reactor というプロジェクトを立ち上げ、加盟国からの支援の下で、SMR に対して設計段階から保障措置を適用するための取り組みを進めている。

本講演では、SMR の保障措置に関連する特徴とその課題と取組みについて概説する。また、SMR が軍用の潜水艦や空母の推進力として用いられる場合の保障措置上の扱いについても簡単に触れる。

2. SMR に対する保障措置

2-1. 軽水炉・ナトリウム冷却高速炉に対する保障措置

IAEA は、軽水炉に対する保障措置を長年にわたり実施しており、保障措置アプローチは確立している。年 1 回程度の実在庫検認/設計情報検認（PIV/DIV）、年 1~4 回程度の中間査察、必要に応じて受払の検認が行われる。査察の回数や内容は、その施設で扱われる核物質の特徴によって異なり、軽水炉においては、低濃縮ウラン新燃料と Pu を含む使用済み燃料が扱われるためにこのような頻度となっている。この頻度については、その施設にリモートモニタリングが適用されているかどうか、その国が追加議定書を発効しているかどうか等によっても異なってくる。

原子力機構において開発・導入が進められているナトリウム冷却高速炉は、軽水炉とは異なる設計と燃料が採用されている。保障措置に関連する主な違いは、冷却材としてナトリウムが使うこと、新燃料にプルトニウム・ウラン混合酸化物燃料（MOX）を使うこと、Pu の生成を目的としたブランケット燃料が用いられることである。そのため、保障措置を確実に実施するために、ナトリウム中の燃料に対する新たな監視装置の導入、より高い頻度の査察、異なる仕様の燃料を検認する装置の導入を原子力機構、国、IAEA が協力して進めた。最終的には、開発した検認装置及び封じ込め・監視装置のすべての情報をリモートモニタリング化し、

査察の頻度を低減し、保障措置の効率化に貢献した。

2-2. SMR の保障措置上の特徴

開発が進められている SMR の保障措置上の特徴として、施設の設計や核物質の仕様ごとに以下の通り整理した。

冷却減速材：黒鉛、鉛、フッ化物塩

燃料の性状：モルテンソルト、ペブルベッド、窒化物燃料、Th/²³³U、5%以上の低濃縮ウラン

燃焼度等：高燃焼度、長い運転サイクル

燃料交換、燃料サイクル等：移動型炉、中央工場における燃料交換

燃料サイクル：新しいリサイクル施設、燃料加工施設、廃棄物処理施設

各々の炉・施設・核物質の特徴に応じた保障措置アプローチの開発が必要になるが、特に、モルテンソルトやペブルベッド型炉に対する保障措置の経験は限られており、より多くの開発要素があると考えられる。

長い運転サイクル、特に、燃料交換を行わないタイプの SMR は、査察頻度が少なくなり、保障措置の効率化に貢献する。一方で、核燃料を装荷した原子炉が、適用される保障措置が異なる国の間、例えば、核兵器国と非核兵器国、を移動する場合の対応について、保障措置の制度・法的な側面での整理も必要になる。

3. IAEA の取り組み

IAEA では、2018 年より、MSSP として Safeguards-By-Design for Small Modular Reactor のプロジェクトを進めており、ロシア、カナダ、韓国、フィンランド、フランス、米国、中国が参加し、各国が開発・導入を進めている SMR の情報提供、保障措置アプローチの開発が進められ、SMR に対して設計段階から保障措置を適用するための取り組みが行われている。

4. SMR の原潜の推進力等への応用

SMR については、将来、汎用性が高くなると、発電ばかりでなく、動力源等としての利用が広がる可能性がある。ここでは、可能性として、小型炉が軍用の潜水艦や空母の推進力として用いられる場合の保障措置上の取り扱いを整理した。一般論として、原潜の推進力といった非平和利用活動に使用される核物質は、保障措置協定 (INFCIRC/153) の第 14 条に基づき、所定の手続き、取決めを行い、一時的に、保障措置の適用除外となる。その際に IAEA がその国と結ぶ取決めの内容が重要である。現在、オーストラリア、ブラジルにおいて、原潜の導入・開発計画が進んでおり、IAEA との間で取決めに関する議論が行われているが、議論が先行しているオーストラリアが IAEA との間で、良き前例となるような取決めを結ぶことが、今後の核不拡散上重要と考えている。

*Masato Hori¹

¹Japan Atomic Energy Agency

²ISCN ニュースレターNo.0296-2021 年 8 月号

https://www.jaea.go.jp/04/iscn/nnp_news/attached/0296.pdf#page=4

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

[2K_PL] Human Factor, Safety Culture and Risk Management

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K_PL01] Main point of Risk Management for Safety Assessment

*Kazuhiko Noguchi¹ (1. RSSCCC)

[2K_PL02] Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*Noriyuki Maeda¹ (1. NSRA)

[2K_PL03] Essence of Safety Management from Practical Site

*Keiji Enomoto¹ (1. TCC)

[2K_PL04] Panel discussion

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える

Human Factor, Safety Culture and Risk Management

(1) 安全検討のためのリスクマネジメントの要点

(1) Main point of Risk Management for Safety Assessment

*野口 和彦¹¹NPO 法人リスク共生推進センター

1. はじめに

安全検討にリスクを活用するという手法に関しては、原子力分野の安全研究の貢献は大きく、他の産業分野への影響も大きかった。

しかし、社会や技術の変化に伴い、安全の捉え方もリスク分析に対する考え方も変化してきている。ここでは、この社会や技術の変化を前提として、安全とリスクとの関係の再整理を試みる。

2. 安全検討とリスク

安全をリスクで議論していくためには、「どのようなリスクを検討すれば安全か否かを判断できるか」ということを明らかにする必要がある。そのためには、まず目指す安全とは如何なるものであるかということを手を明らかにしなければならない。この検討により、目指す安全を獲得するために、どのようなリスクを検討すべきかということが明らかになり、その安全の状況を判断するための分析をリスクという概念を用いて可能になる。

例えば、内的事象を原因とする事故による放射性物質の漏洩が、一定の発生確率以下に抑えられれば、安全と判断できると決まっていれば、津波によって放射性物質が漏洩しても、安全の判断は変わらないことになるし、あらゆる条件下で放射性物質の漏洩を一定の発生確率以下に抑えることが安全と判断できる条件だとすると、内的事象による事故確率だけでは、安全は判断できないことになる。

また、安全に関するリスク分析のあり方は、何のために安全を考えるかによっても異なる。例えば、その目的が「システムが安全であるかどうかを知りたい」、「システムが安全である為の課題を知りたい」、「システムが安全である為の対策を知りたい」等によってもリスク分析の要件は、異なってくる。

また、本来、リスクは、その課題について判断するためのものであり、そのリスクが十分に小さくても、他のリスクも小さいことを明らかにしたわけではない。そのために、リスクを用いて安全を判断しようとすると、安全であることを判断するリスク指標を体系的に定める必要がある。

2-1. 安全とはどのような状況かを考える

安全を考えたり議論したりする際には、その対象である安全とはどういうことか言うことに関して共通の理解をする必要がある。

安全は、安全を理念として議論する場合と工学システムの事故や自然災害等に対応するための社会要件として議論する場合とは、その考え方も異なる。ここでは、社会における工学システムのあり方を議論するための社会目標の概念として、「許容不可能なリスクがないこと」(ISO/IEC Guide 51 の定義)として論を進めたい。この定義によれば、安全をリスクで定義しているために、リスク論で扱うしかない。この場合は、許容できないリスクとは何かということが安全を議論する際に大事な問題となる。学術会議で提言した「工学システムの社会安全目標の新体系」(以下「提言」と記す)では、この安全の定義を採用している。そして、安全の検討対象を、「従来から検討の重要項目となっている生命、心身の健康(短期、長期の健康被害・傷害・障害の視点も重要)、財産、環境への影響に加え、情報、経済、物理的被害、社会的混乱、日常生活の不便等の多様な事項とする」としている。このことにより、安全で検討すべき事項が多様により、あ

る事項への対策が別の事象を悪化させる場合も出てくる可能性がある。

また、広辞苑では、安全を「安らかで危険のないこと、平穏無事」または、「物事が損傷したり、危害を受けたりする恐れがないこと」と定義している。「ない」ということが「理論的に可能性が0」という意味であれば、実現出来る工学システムは無い。そして、「ない」ということが「ないと感じるぐらい少ない」という意味であれば、リスク論で論じることになる。

安全の状況をどのように定めるかは、システム技術者の視点だけでは定まらず、リスクの影響を受けるステークホルダや、そのシステムの社会における必要性を踏まえて行なう必要がある。

この安全の定義が定まっていない状況で、安全に関する議論・判断する場合に、その判断における安全の考え方を明示する必要がある。

2-2. リスクの概念の特徴

リスクは、時として危険性という概念と同義に使用される場合もあるが、リスクは、何らかの獲得したい要求がある際の概念であるという特徴がある。その事象が単なる危険ということであれば、その対象を排除すればよい。しかし、その排除によって何らか得られないものがあつたり、現状を維持できないような状況があつたりすれば、単に排除すれば良いということにはならない。

そのために、なんらかの許容基準を作成して、その製品やサービスを受入れる必要が出てくる。そこに、リスクという概念の意味があり、複数のリスクのバランスを考える事の必要性の考え方にリスク共生という考え方がある。

社会における安全という概念も同じで有り、好ましくない影響を排除するという視点だけでは、必要な社会機能や生活の利便性を維持出来なくなる場合がある。

また、リスクは、影響を与えるものと影響を受けるものの関係で決まり、その双方の理解が必要である。このことは、安全も同様で有り、事故を起こす工学システムの理解と同時に影響を受ける社会の理解が必要になる。安全の議論は、システムに関する議論だけでは、完結できない。

さらに、安全を構築する手法として発生した事故に学び再発防止を重ねていくという方法では、一回はその被害を受けることが避けられず、これからの社会で許容できない。したがって、これからの安全の構築には、リスク概念の活用は、必須である。そして、システムを社会で活用する限り何らかの好ましくない影響を受ける可能性を0にすることは、工学システムを活用する事を前提としている限り難しく、その視点でもリスク概念を持ちいることは、必須である。ただし、リスク論では、全ての工学システムの稼働を行うということを許容しているわけではない、社会として許容できないリスクを持つシステムは、社会野重大なリスクを回避するためにそのシステムの社会実装を認めないことになる。

2-3. 社会はどこまでリスクを許容できるか

安全に関してリスクを用いて検討する際には、リスクを何処まで許容するかという課題が発生する。しかし、この許容の問題を議論するためにリスク分析の間に定めておくべきことがある。

まず安全を議論するためには、何のリスクを分析し、その結果を用いて議論すれば、安全を検討することになるかという問題である。一般的には、一つのリスク分析の結果を用いて議論できることは、そのリスクに関して、安全の基準を満たしているか否かを議論できるだけで、そのシステムの安全の全容を判断する事はできない。そのシステムの安全に関してリスクを用いて議論するためには、どの影響をどのリスクとして判定するかということを明らかにしておく必要がある。さらに、その安全を判断するためのリスク分析に求められる前提を定めておく必要がある。

次に、この安全の議論に使用するリスクを体系的に定め、そのリスクの許容基準を定める必要がある。リスクの許容に関しては、一般的には、リスクの発生確率や好ましくない影響の大きさにより、その基準を決める場合があるが、リスクの許容は、リスクの値だけで決まるわけではなく、リスクの許容を考える際にはリスクをもたらすシステム等に対する社会の需要やその時の社会状況によって、その許容のレベルは異なってくる場合もある。

そのため、日本学術会議の提言工学システムの社会安全目標の新体系：2019（以下提言と記す）」では、図1に示すようなALARPの概念を用いた許容できるリスクの考え方を安全目標の考え方として示している。

「提言」では、この安全目標を考える際の安全の範囲は、生命、心身の健康、財産、環境、情報、経済、物理的被害、社会的混乱、等と定めており、人命に加え、社会リスクの観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定するとしている。また、この安全を考える際のリスクの定義は、「許容できないリスクがないこと」（ISO/IEC Guide 51 の定義）を採用している。

図1の基準Aは、法規のようにシステムの稼働には、その基準を満足することが定めているレベルを示しており、基準Aと基準Bの間のどこでその基準を定めるかは、社会状況によって変化することを前提としている。

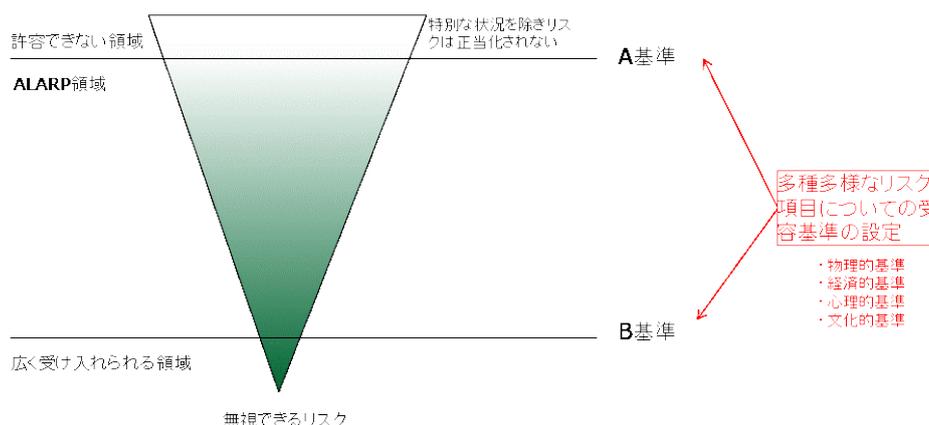


図1 リスク概念を用いた安全目標
(参考資料[4]より引用)

2.4 安全を議論するためにリスクアセスメントの要件

リスクを用いて安全を判断するためのリスクアセスメントに求められる要件を以下に示す。

- 1) 安全の要件をどのリスクで判断するかを定める
この検討では、分析するリスクを以下の様に特定する。
 - ① 安全に必要な要件を、体系的なリスク群として設定する
 - ② 各安全の指標とリスクが1対1とは限っておらず、一つの安全指標を複数のリスク指標で判断する場合もある
- 2) 分析の際の前提条件の設定
 - ① リスク毎に、安全を判断するために必要な分析の前提を設定する
 - ② この際、前提を現状において客観的リスク分析を行なうことができる条件に限定すると適切な判断ができなくなる。十分な前提で分析が実施できない場合は、その旨を分析結果に付記する必要がある
- 3) 安全を判断するためのリスク基準の設定
 - ① リスク基準は、安全の考え方と合わせてその理由も含めて社会と共有する事が望ましい。
 - ② リスク基準は、リスクの発生確率や被害の大きさだけでなく、様々な安全を判断するための指標を使用することができる
 - ③ リスク基準を比較する分析結果の指標を明確にする必要がある。
例：発生確率の分散が大きい事象に関しては、リスク基準とリスク分布の何処と比較するか等
 - ④ 社会や技術やデータ等の変化に伴い、リスク基準も変化する

4) リスク分析手法の選定

分析するリスクの種類や分析の前提条件を鑑み、使用する分析手法を選定する。

5) リスク分析の実施

① リスク分析者のレベルを確保する

② リスク分析は、リスクのレベル、リスクの性質及び特徴を理解するものであるが、不確かさ、リスク源、結果、起こりやすさ、事象、シナリオ、管理策及び管理策の有効性の詳細な検討が含まれる

③ リスク評価へのインプット、リスク対応の必要性及び方法、最適なリスク対応の戦略及び方法の決定へのインプットを提供する

④ リスク分析における検討事項

- ・事象の起こりやすさ及び結果
- ・結果の性質及び大きさ、複雑さ及び結合性
- ・時間に関する要素及び変動性
- ・既存の管理策の有効性、機微性及び機密レベル

⑤ リスク分析は、以下の影響を検討し、文書化し、意思決定者に伝達することが望ましい

- ・意見の相違、先入観、リスク認知及び判断によって影響される
- ・使用する情報の質、加えられた前提及び除外された前提、手法の限界、並びに 実行方法
- ・最新の情報・知識・データの採用

6) リスク評価の実施

リスク評価では、以下の決定を行なう。

① 更なる運営・活動は行わない

② リスク対応の選択肢を検討する

- ・リスク低減対策
- ・リスク共有対策
- ・リスク保有対策

③ リスクをより深く理解するために、更なる分析に着手する

④ 既存の管理策を維持する

⑤ 目的を再考する

以上、記したように、リスクアセスメントリスクを用いて、安全を議論する際には、議論の対象とするリスクの分析には、一定の要件が存在する。「提言」では、対象となる工学システムの現状リスクの算定に際しては、以下のことを踏まえることが望ましいとしており、安全の議論に採用するリスク分析の前提、モデル等は明らかにする必要がある。

① 経験した災害・事故・トラブルに限定することなく、可能性を洗い出すように努めること。

② 安全性評価にとどまらず、どこまでいけば危険かという危険性を評価し限界を見極めること。

③ 対象とする製品・システムに関しては、製造から廃棄までのリスクを総合的に評価すること

④ 設備・部材・製品の故障・経年劣化を反映すること

⑤ ヒューマンファクタを考慮すること

⑥ ソフトウェアリスクを考慮すること

⑦ 変更管理によるリスクを考慮すること

⑧ 不確定性の高いパラメータは、その設定の考え方について明らかにすること（原則として、希望的観測にもとづきリスクを小さく評価しないように注意すること）

⑨ 最新の知識や環境の変化を反映すること

⑩ 自然災害等との複合事象も想定すること

⑪ 非定常作業時のリスク評価も行うこと

⑫事故拡大防止対策の失敗確率を考慮すること

⑬影響の大きさに関しては、人身への影響、物理的被害の影響のほか、環境（生態系、動物）・社会・地域・生活・組織等への影響も評価すること

⑭使用する情報の公開性・検証性を確保すること

⑮リスク論的目標設定を行うのは、対象システム等の現状リスクが検証できる範囲に限るものとする。

この条件をどこまで満足しているかによって、議論できる安全の範囲が定まってくる。但し、全ての条件を満足しなくても、その分析の前提が明確であれば、その前提の範囲での安全の議論は可能となる。

これまで論じたように、安全の議論に関して、リスクを用いることが必要であるということを鑑みると、リスク分析の技術をシステムや社会の高度化に遅れる事無く、開発していくことも必要である。

3. まとめ

工学システムの安全は、技術が高度化するほど、重要性が増してくる。さらに、DX 政策やカーボンニュートラル政策によって、その構成技術が高度化・変化するにつれて、仕様規定による安全規制だけでは、安全の確保が難しくなってくる可能性がある。

必然的に先端技術システムの安全検討には、リスク概念の活用が不可欠になってくる。原子力分野でも、この変化する技術社会の要求に応えるためには、社会視点で評価されるリスクマネジメントの活用が必須になってくる。

参考文献

[1] ISO/IEC Guide51 :2014 Safety aspects — Guidelines for their inclusion in standards.

[2] ISO31000 : 2018 リスクマネジメント解説と適用ガイド 日本規格協会

[3] リスク共生学 横浜国立大学先端科学高等研究院 編

横浜国立大学リスク共生社会創造センター 編 丸善出版

[4] 提言 工学システムの社会安全目標の新体系 : 2019 日本学術会議

*Kazuhiko Noguchi¹

¹Risk Symbiotic Society Co-Creation Center.

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える
Human Factor, Safety Culture and Risk Management

(2) リスクマネジメントと安全文化を総合的に考える

(2) Holistic View of Risk Management and Safety Culture

*前田 典幸¹, 倉林 正治¹, 氏田 博士²¹原子力安全推進協会, ²元原子力安全推進協会

1. はじめに

IAEA（国際原子力機関）は、GSR Part.2の中で「技術的、人的及び組織的な要因間の相互作用を適正に考慮して、システムを全体として理解・把握しようとする考え方」すなわち、システミックアプローチ（Systemic Approach）の必要性を示している [1]。これは、安全問題は個別に捉えるのではなく、要因の背景や相互影響を踏まえた全体最適の視点を持った取り組みが無ければ安全の向上に結び付かないという指摘と言える。

原子力分野での事故・トラブルに係る原因と対策への関心領域を振り返ると、技術の要因を除けば1990年代はもっぱら「ヒューマンファクター」であった。近年は「安全文化」や「リスクマネジメント」に移っているようであるが、果たしてヒューマンファクターの視点が十分に理解され定着した上で、そのスコープが拡大しているのであろうか。積み上げてベースにすべきヒューマンファクターの知見を持たずに、あるいはまだまだ未消化のままに新しい言葉（枠組み）に乗り換えてしまっていないか気になるところである。

原子力の安全問題には、単に技術的な問題や安全管理の問題だけではなく、原子力の社会的合意、規制や協力企業も含む原子力施設に関わる人や組織の体制や仕組み、さらには個人や組織の価値観や姿勢など様々な要因が関わっており、少なくとも個別課題のような捉え方では効果的な安全の向上は期待できないであろう。本稿では、安全の視点からヒューマンファクター、安全文化、そしてリスクマネジメントが、システム全体としてどのように繋がっているのかについて総合的に考えてみたい。

2. 安全確保・向上への取り組みと保全活動

原子力発電所は、深層防護による安全確保がその基本的な考え方であり、特にレベル1~3は設計基準によって確保される安全である。ただそれを設計通り機能させるためには、運用や管理も含めて人が適切に関わらなければならない。

図1には、保全活動に係るスコープの拡大をイメージ図として示した。「機器の故障・劣化防止」は基本的に炉心損傷リスクの増大を抑制するとともに機器故障確率を小さくすることで安全マージンの増大を狙うものであり、次の目標となった「ヒューマンファクター

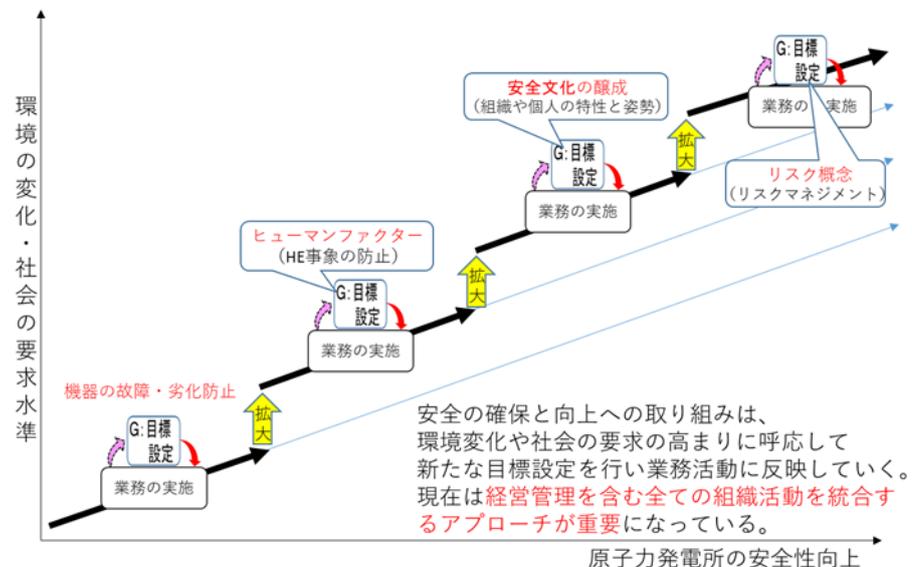


図1 保全活動スコープの拡大（イメージ）

*Noriyuki Maeda¹, Masaharu Kurabayashi¹ and Hiroshi Ujita²¹Japan Nuclear Safety Institute, ²Former Japan Nuclear Safety Institute.

(エラー事象の防止)」も人間特性と環境要因との不整合を少なくすることで、それを達成しようとしている。その後の「安全文化」、「リスクマネジメント」も、その視点が個人から組織へ、組織から社会へと拡大し、環境変化や社会の要求の高まりに呼応して新たな目標設定とそのPDCAを繰り返してきている。しかしその取り組みは、それぞれの取り組みが個別のものであってはならず、それぞれの関係性を理解して統合した取り組みとする必要がある。次項からはこれら3つがこれまでどのように取り組まれ、そこにはどのような問題があるのか、特に事故分析や安全文化醸成の視点から見てみたい。

3. ヒューマンファクターへの関心と対処に見る諸問題

ヒューマンファクターの学術領域は人間特性の解明や人間行動の信頼性評価、また原子力システムの設計と評価など多方面にわたるが、特に事業者(現場)が深く関わっているのは「ヒューマンエラー(HE)事象の分析」であろう。分析では、エラーの当事者の責任追及ではなく、なぜ起きたかという原因追究を目的として行われているものの、時として「どのようなエラーであったのか」「どれだけ良くないことが行われたのか」という分析になってしまう。「ルールを守っていなかった」、「見るべきところを見ていなかった」、「管理監督が不適切だった」など、当事者や関係者の「出来ていなかったこと」を原因として、当事者や関係者に対して「このようなことが無いように」、「気を付けるように」という注意喚起や周知徹底、訓示などの対策で完了する分析になっていることもある。これは事象から教訓を得ようと考えてはいるものの、どうしても当事者らの「悪さ加減」を洗い出す思考に陥っていることもある。その背景には「決められたことを決められた通りに実施すべき(出来ないことが問題)」「いつもは上手くいっている(その時に限って発生したのは、その時の個別の原因があるはず)」という強い信念(固定観念)があると思われる。また、分析者がm-SHELモデルなどを援用して、「HE事象は、人と周囲を取り巻く環境や状況との相互作用である」と理解し、環境・状況要因に対してアプローチ(対策)するような適切な分析を行ったとしても、その結果について関係者の理解を得られないこともあると思われる。つまり、事象の原因と対策を環境要因に求めることを、「当事者や関係者の問題を周囲の問題に責任転嫁している」ように理解されたり、問題への対処に際して「この程度のHE事象であれば、当事者や関係者あるいは作業現場固有の問題として対処する方が時間的・経済的合理性がある」とマネジメントサイドが考えたりすることもあるのではないだろうか。

このように事象分析では、ヒューマンファクターを理解したつもりでも実務でその知識が正しく利用できなかったり、また、利用できたとしても組織的な意思決定プロセスの中では、問題が正しく是正されなかったりすることがある。おそらくそれは組織や組織構成員が持っている「当たり前」の信念や思考、行動様式の影響、すなわち組織文化の影響によるものと考えられる。HE事象の分析に関わるものの見方、考え方を組織の一部の個人が理解し習得したとしても、組織全体のものとして共有できていないために、その他の多数の考え方に左右されてしまうことがある。また、マネジメントサイドの判断にしても同様であり、マネジメントサイドが個別の問題として位置付ける合理性も、ケースによってはあるかもしれないが、組織の問題という視点からは原因が取り除かれていないとも考えられる。システム全体のリスクをどのように把握して優先順位をどのようにつけて対処していくのかという点もまた、組織の文化的影響によって左右されている。

このHE事象の分析という一つの業務だけを見ても、組織(安全)文化がそれに強く影響を及ぼしており、組織文化はヒューマンファクターに影響を与える一つの重要な要因として認識しておく必要がある。

4. 安全文化への関心と対処に見る諸問題

1986年のチェルノブイリ原子力発電所事故をきっかけに、「安全文化」が重要であるとして日本でも取り組まれている。ただ安全文化に対するしっかりとした理解がないままでは、従来の安全活動の延長に留まり、「安全文化」概念を持ち出した意味はあまりない。IAEAはINSAG-4の中で安全文化を「原子力発電所の安全問題にはその重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない。安全文化とはそうした組織や個人の特性と姿勢の総体である」と定義したが、文化は「総体」であり理解がなかなか進み難いと思われる。

前述したエラー事象の分析では、「安全文化」という言葉の流行とともに、時として事象の原因がヒューマンファクター的な観点を踏まえた環境要因や背景的要因が軽視されてしまい、「当事者・関係者の不安全行動」

は組織の安全意識、つまり、「安全文化（意識）の劣化」とされることもあった。このような「原因は安全文化」と言えば分析が完成したかのような錯覚は、安全文化を「安全意識」のような個別の要素と捉えていたり、「組織の問題＝安全文化の問題」と単純に考えられていたのではないかと思われる。最近では、安全文化は「組織のあらゆる面に存在し備わっているもの」[2]との捉え方が広まり、日常の業務を含むすべての組織活動において備わっているものとして理解されるようになってきたものの、いまだその理解は十分とは言えないと思われる。

一つには、日常業務などに顕在化した不足や欠陥や問題点を拾い上げ、それに安全文化の特性をラベリングして改善を求めるような、モノへの対処に近い対応が見られることである。組織（安全）文化が、モノと違ってその問題を特定することも、そして特定したとしてもその対処も自明ではないにも関わらず、そのことがいまだ理解に乏しく、「対策は原因の裏返し」（ex.「リーダーシップが弱い」から「リーダーシップを発揮しよう」）などのような単純な思考法で物事を処理する習性がぬぐい切れない点である。

また、組織（安全）文化は、「評価」には有効な概念であるものの、安全文化は「総体」なのでスローガンにはなってもそれ自体は具体的な対策（action）の対象にはならない、という理解が十分ではないのではないかと思われる。つまり、安全文化に直接手を打つことは出来ず、安全文化を作っている日常の業務を含むすべての組織活動こそが「対策（action）」の対象になるという理解が浸透していない点である。

そして、安全は「許容できないリスクがないこと」（ISO/IEC Guide51）であるとの理解に立てば、「許容できないリスクがないこと」を実現する文化が安全文化だと理解することが必要である。リスクは常に存在するのであるから、「リスク」がいつどのような形で攻撃を仕掛けてくるか分からない。だからこそ「リスク」を予測し、監視し、対処する行動（経験に学ぶことも含む）を常に行うこと、すなわちリスク低減への行動なくして安全はない。文化は人間の活動の継続・蓄積によって作られるものであるから、リスク低減の行動を実践し続けることが安全文化の醸成に繋がるという理解である [3,4]。

これらの理解を抜きに安全文化を語ると、いきおい「気風」だとか「意識」のような捉え方になってしまいかねず、具体性をもつ形での業務への反映を欠いてしまう。そもそも組織は「人」で構成されており、組織（安全）文化理解のベースとしてのヒューマンファクターへの理解はもとより、組織にはなくてはならない組織構造や組織マネジメントなどと安全文化との関係性への理解が欠かせない。安全文化の定義についても、「安全に関する問題に、何はさておき、まず最初に注意を向ける」[3] ことと理解し、「安全の問題＝リスク」という理解に立てば、安全文化の醸成はリスクマネジメントを行うことと同義と言えよう。

5. リスクマネジメント（RM）への関心と対処に見る諸問題

現在、原子力事業者は、確率論的リスク評価の活用も含めた RM 強化に取り組んでいる [5]。RM 導入の目的は、原子力発電所の安全性を向上することであり、それは安全という目的達成への不確かな影響（リスク）を事前に予測し、管理（リスク顕在化時の対応を含む）することである。RM はその対象もレベルも様々（ex.戦略、組織全体、部署、装置、プロセスなど）である。例えば、経営者では重要リスク（例：放射能漏れ事故、バックエンド、原子力長期停止など）であり、現場では設備故障リスクや労働災害リスクなどとなる。このように経営層以下、全ての組織構成員がその役割や業務に応じて、RMに取り組んでいる。

RMは「組織の他の業務と独立したものではなく、業務と一体となって展開されるものである [6]」から、こうした取り組みは、前項で述べた安全文化の姿「安全に関する問題に、まず最初に注意を向ける」ことの一つの実践と言える。ただ、安全文化との関係で留意しなければならないのは、RMのルールに決められている範囲でとか、RMの対象に限ってリスク低減への取り組みが行われていても、その姿は組織の安全文化として決して十分ではないということである。日常の業務を含むすべての組織活動のなかでリスク低減が当たり前のこととして行われるようになることが組織（安全）文化としての定着であることを指摘しておきたい。

加えて補足するならば、こうした RM の仕組みは、ヒューマンファクターの問題や組織文化の問題と強く関わっていることを見逃しては所期の効果が得られない。ヒューマンファクターへの理解や安全文化との関係が適切に考慮されなければより適切に問題点は見つからないし、見つけたとしても、組織の中で「言いたいことが言えない」、「言っても聞いてもらえない」という文化があるとリスクの低減に結びつかない事にな

ってしまう。RMの仕組みを有効に機能させるためには、ヒューマンファクター、組織（安全）文化、そして組織・職場内におけるオープンなコミュニケーションやチームワークなどのリーダーシップやマネジメントへの理解とその効果的な適用が欠かせない。

6. 安全文化とリスクマネジメントを繋げる JANSI の活動

ヒューマンファクター、安全文化そしてリスクマネジメント、これらはいずれも個別のものではなく、相互に関連し安全の確保と密接に繋がっており、これらを統合した取り組みが必要である。そこで JANSI では、これらをパッケージにした研修を行っている。以下では、その研修の概要を紹介する [7-10]。また、研修には組み込んでいないが安全文化評価についても併せて紹介する。

6-1. ヒューマンパフォーマンス向上（HPI）研修

原子力発電システムは、深層防護や設計基準事故などの安全の論理に基づくハード設計や品質保証活動を通じて、ハードに起因するあるいは関わるリスクは低減しており、残ったリスクは人間が絡んだ事象が多いと言える。このため、リスク低減に係る活動は、人間特性のマイナス面を抑制しつつ、人間の持つ優れた能力を発揮させるとともに、人間特性の影響を低減できなかったシステムや組織の脆弱性を見つけて改善することが求められる。言い換えれば、リスクを組織的にマネジメントし損失の回避又は低減を図ることである。これを「ヒューマンパフォーマンス向上」（HPI）研修として、実務者（品質保証、安全、運転、保守等）を対象に、文化的な要素も含めて研修として展開している。

HPI 活動の全体像を図1に示す [7]。HPI 活動は大きく分けて事象発生を未然に防止する「リスク分析と対処」、事象発生後にその再発防止を図る「原因分析と対処」の二つである。前者は、計画時にハザードをできる限り見つけて排除・代替するか、バリアによってリスク低減を図ること、また、実行時において業務や職場に潜む好ましくない状況や兆候（エラーを引き起こし易くする状況を含む）に気付いて排除するための HPI ツールの活用によるリスク低減によって構成している。「バリア」には、工学的施策、業務の計画やプロセスの管理、そして文化的な施策がある。「HPI ツール」には、事前打合せ、現場レビュー（2分間ドリル）、フラギング、3 Way コミュニケーションなどがある [11]。しかし、事前にどれだけ予測し管理したとしても残念ながら事象は少なからず発生する。発生した事象に対しては「原因分析と対処」を行い、未然（再発）防止のためにフィードバックしてリスク低減を図っている。原因分析では、その必要性和リスクレベルを判断するための「リスクマトリクス」や分析ガイドとして m-SHEL モデルや 4M などを紹介し簡単な演習も行うとともに、根本原因分析（RCA）手法の説明も行っている。

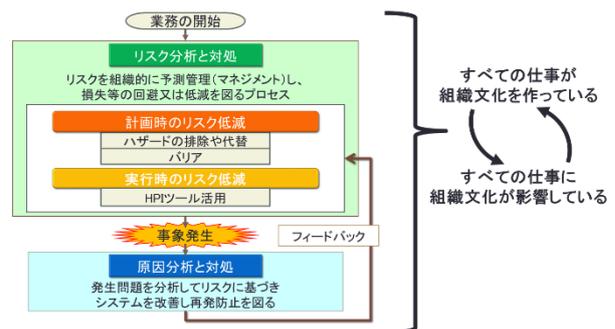


図1 HPI活動と組織(安全)文化

6-2. 安全文化評価

リスク低減行動（リスクマネジメント）の継続は安全文化の醸成に繋がるものの、その行動自体も現状の組織（安全）文化の影響を受けている（図1参照）。従って、現状の組織（安全）文化を知り、十分でないところを改善していくことが必要である。これが「組織の安全文化評価」の目的である。

例えば、組織が安全最優先を掲げていても、事故が起きた際、上司が開口一番「誰が起こしたんだ!」と発言したり、日常の業務の中で工事計画の稟議書を説明した際に、安全対策には触れずに予算削減ばかりを質問されるような状況であったならどうであろうか。経済性や合理性を重視してしまい安全にとって好ましくない行動が組織の当たり前になっているとすると、リスク低減行動にマイナスの影響しかない。安全文化評価は、安全にとって好ましい行動を増やし、好ましくない行動を減らすために何をすればよいかを考えるきっかけとして現状の文化を評価するものである。安全文化評価では、まず現状の「組織文化」を記述することから始め、現状の組織文化が記述できれば、その組織文化が安全にどのように影響（好ましい影響、好ま

しくない影響)を与えるかを考察(安全文化評価)するものである。前述した通り、組織(安全)文化は、様々な組織活動(行動)に現れる共通した(総体としての)特徴であるため、モノと違ってその問題を特定することも、そして特定したとしてもその対処も自明ではない。よって、どこをどのように改善するかの検討と対処はリーダーと経営層の責務であろう。そしてその対処は、リスクに対して間接的ではあるものの、組織と組織構成員の行動に対しては直接的な影響を与えるため、リスク低減への影響は広く深いものとなる。

安全文化評価は各事業者でも実施されているが、ここでは JANSI で行っている例を紹介する。JANSI は電力事業者等に対して外部第三者の立場で実施し結果を提供している。発電所対象の場合、約 3~4 年毎に、所員及び所幹部および 7 部門×6 名、および発電所に影響を与える本店部門・幹部を対象に、1 対 1 での個別インタビューを 50 分/人実施している。その全ての発話を記録し、これを基に、組織の特徴を把握し考察する。考察では、回答で語られた表層的な傾向や特徴の把握だけではなく、語られたことに非明示的に内在している「なぜそのように考え、そのように実行しているのか」という発話の背景や意図の解釈をシステミックアプローチの概念に基づいて試みている。この結果は報告書としてまとめ、対象事業所の所長並びに当該事業者の社長に報告・説明を行っており、事業者での組織(安全)文化的施策の改善に寄与している。

7. まとめ

業務のマネジメントシステムによって、一人ひとりの業務は明確に役割分担されており、その目的達成に責任を持って取り組み、確実に完遂することが求められている。しかしそれが自分の責任範囲だけに限定され、部分最適で物事を処理することが全体最悪をもたらすことがある。部分最適にならぬよう、個々人が他と協力し、気を配り、情報を取りに行っただとしても人間であるが故の限定合理性に阻まれることもある。しかしそれを理解し認識することで、チーム、組織としてこれを克服することは可能であろう。本稿では、ヒューマンファクター、安全文化、そしてリスクマネジメントが、システム全体としてどのように繋がっているのかについて見てきたが、これらを含めてすべての組織活動が、安全を確保するために一つになった全体最適化を目指して取り組むことが何より重要と理解し、今後も原子力プラントの安全性向上と安全文化の醸成に取り組んでいきたい。

参考文献

- [1] IAEA GSR Part 2 「安全のためのリーダーシップとマネジメント」(2016)
- [2] Culture for Safety, https://www.iaea.org/sites/default/files/culture_for_safety_leaflet.pdf
- [3] 原子力安全システム研究所編著, 飯田裕康監修「安全文化をつくる」日本電気協会出版部(2019)
- [4] 柚原直弘, 氏田博士共著「システム安全学」海文堂 (2015)
- [5] 電気事業連合会「原子力発電の安全性向上のためのリスク情報の活用について」2020年6月19日「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン(2020年改訂版)」
- [6] RM規格活用検討会編著「リスクマネジメント 解説と適用ガイド」日本規格協会(2014)
- [7] 前田典幸「原子力領域の安全文化~電力事業者の安全文化醸成の取り組み~」安全工学シンポジウム2022講演予稿集
- [8] 氏田博士, 前田典幸, 倉林正治「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー(その1)ヒューマンパフォーマンス向上とはー」日本人間工学会第63回大会予稿集
- [9] 倉林正治, 氏田博士, 前田典幸「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー(その2)ヒューマンパフォーマンス向上の方法論ー」日本人間工学会第63回大会予稿集
- [10] 前田典幸, 倉林正治, 氏田博士「「リスクマネジメントにおけるヒューマンパフォーマンス向上」研修ー(その3)ヒューマンパフォーマンス向上における課題ー」日本人間工学会第63回大会予稿集
- [11] 米国エネルギー省, <https://www.standards.doe.gov/standards-documents/1000/1028-BHdbk-2009>

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタ・安全文化・リスクマネジメントの関係を考える

Human Factor, Safety Culture and Risk Management

(3) 現場から考える安全マネジメントの本質

(3) Essence of Safety Management from Practical Site

*榎本敬二^{1,2}¹株式会社テクノ中部 (元 中部電力/JERA) ²異業種交流安全研究会

1. はじめに

私は 1984 年に中部電力へ入社以来、ほぼ一貫して火力発電所の実務に携わってきた。30 歳までは発電員として、40 歳の頃には発電責任者として、そして 40 代後半からは O&M を担当する課長、部長を経て、50 代半ばから 2 か所の発電所長を務めた。

私が新入社員の頃は、まだ「操作手順書」が導入の途上にあり、機器修理に伴うアイソレーションで操作した弁や電源は、作業受付帳票の余白に記載していた。その後、「操作手順書」「故障処理シート」「巡視点検要領表」等のいわゆるマニュアル類の整備が進みはじめ、様々なヒューマンエラーを踏まえて誤操作防止の取り組みや、制度、ルール等が導入されていった。さらに、環境マネジメントシステムや、国が定める安全管理検査制度（品質マネジメントシステムに準拠）が導入され、私自身もその構築や整備に携わってきた。

一方、人材育成については、実務研修テキスト類の作成、知識検定制度の導入、CAI の導入、Off-JT（集合教育）の強化などにより充実してきたが、運転監視システムの高度化（自動化や支援システム等の導入）に伴い、発電チームの少人数化、発電員の早期育成が制度化され、多能化（O&M 双方の修得）も実施された。

このような変遷のなかで、長く現場に携わってきた経験から、現場の安全マネジメントについて再考し、私見を述べてみたい。火力発電所と原子力発電所では異なる点が多いが、ご理解いただきたい。

2. 現場は「ひとつ」

発電所の安全と信頼を構成する要素は多様である。例えば、事故を起こさない、環境影響を少なくするという基本的なものから、そこで働く従業員や請負作業者の交通マナーまで様々だ。発電所の安全操業を継続するためには、従業員の知識、技能（テクニカルスキル）、意識・態度、ノンテクニカルスキルを高める必要があり、組織としては、保安防災、環境保全、設備保全、発電（生産）、性能等を維持向上する機能が必要だ。近年ではコンプライアンスも極めて重要な要素である。そして、これらの機能を維持していくためには専門の知識やスキルが必要であり、それぞれを分掌する組織と人材が置かれる。

例えば、安全衛生、保安防災、環境保全、品質、保修、発電等を管理する部署がそれぞれ設置され、さらにその上位組織が存在する。私が入社した当時の発電所は、環境保安、総務、保修、発電の 4 課体制であり、それぞれの上位部署として、火力センターに環境管理、品質管理、安全衛生、保修管理、発電管理を担う課またはグループがあり、さらにその上には本店の各部・室があった。

一方で、ひとりの発電員が環境保全設備（例えば排煙処理設備）の電源操作において、感電災害を起こす事案を想定してみる。保護装置の動作によって当該設備の電源は遮断され、煙突から規制値を超える排煙が排出される。このまま運転は継続できないから発電ユニットを非常停止するが、その結果、送電システムの周波数を変動させてしまう。今日のデジタル化社会では、電圧、周波数の瞬時変動でも工場の生産ラインに多大な影響を及ぼしてしまう。このトラブルはどのように扱われるのだろうか。感電負傷は労働災害、排煙規制値超過は環境トラブル、発電ユニット停止は品質トラブルであり、感電の原因がルール違反であればコンプライアンス違反である。

*Keiji Enomoto^{1,2}¹TCC, ²Cross-industry exchange safety study group

このようなトラブルを防止するために、縦割りで分散する各管理部署は様々な施策を現場へ仕向ける。それぞれの部署が研修を計画し、その受講と報告を求める。安全パトロール、品質パトロール、総点検等は常套手段だろう。また全国的な週間・月間行事として、全国安全週間（7月）、品質月間（11月）等が政府や公的機関等の主唱により実施されるが、これ以外にも各々の業界や会社が定める強調月間行事をはじめ、様々な活動が順次行われる。施策や行事を立案、計画する上位部署や管理部署にとっては、年に1, 2回の行事かもしれないが、現場では毎月のように様々な行事に対応しなければならない。

しかし、現場は「ひとつ」しかないし、現場で対応する人財は限られる。「先月は安全パトロールで、今月は品質パトロールか？ まとめて1回にしてくれないかな」そんな不満も出てくるだろう。恒例化した行事はやめにくい。事故や災害が起きると新たな対策が追加される。「この活動に本当に意味はあるの？」「上位部署の実績づくりじゃないの？」このような疑念を抱きつつ何とか取り繕うことを考える。このようなことで、現場の安全マネジメントは機能するのだろうか？

3. コンプライアンスのジレンマ

私が発電員をしていた頃は、前述のとおりマニュアル類を整備していく過程にあった。業務について定めた指針類は存在していたが、それは「指針」であって標準的な方法を示したものにすぎず、現場の責任者の裁量に委ねられていた。例えば、初級発電員の仕事のひとつに巡視点検があるが、当時は3交替の各直（1直、2直、3直）がどのエリアを担当するかが定められている程度であり、どの機器のどの箇所を見るかは発電員に任せられていたし、記録として残すものは、高圧ガスや毒劇物施設の運転管理状況等、法令に基づくもの程度であった。

ちなみに、巡視には1時間半から2時間を要するが、最初から最後まで同じ集中力を維持できないことは体験的にわかっていたので、重点的に点検する機器や項目等を日替わりで決めたり、いつもと反対の順番で回ったり、あるいは普段は誰も行かないような場所へ行くなど様々な工夫をしていた。「今日は給水ポンプを集中的に点検しよう」と決めれば、巡視点検の半分の時間は給水ポンプに費やし、残りの半分の時間でその他をザーッと回るという具合である。

その後、技術継承も考慮して、巡視点検の詳細を定めたマニュアルを整備したが、自主保安の施策として導入された安全管理検査制度では、それらのマニュアルが品質文書またはそれに付属する文書類に位置づけられ、その遵守が求められるようになった。そして、時を同じくして、コンプライアンス教育が熱心に行われるようになり、ルール遵守が厳しく指導されるようになった。私が課長をしていた頃のことだが、入社後間もない若手社員との懇談会で、「覚えることがたくさんあって大変です」と嘆く声を複数聞いた。「高校や大学で勉強することに比べたら、そんなに難しくないし、量も少ない」というのが私の認識だったから少し驚いた。実は、巡視点検のマニュアル等は、私たちの年代がその経験に基づいて作成、整備してきたものであり、機器ごとに数十の点検項目を記載してあるが、その内容はポンプ、電動機、ファン、調節弁等、その種類によって概ね同じである。しかし新人たちはそれを丸覚えしようとする。知識検定で1問間違えた新人がいた。どこをなぜ間違えたのか確認すると、テキストの方が間違っていたということもあった。

マニュアルが十分に整備されておらず、その整備に携わってきた私たちの年代にとっては、マニュアルは自分たちで作るもの、内容を充実していくものだが、マニュアルがひと通り整備されて、コンプライアンス教育が充実したなかで育てられてきた世代は、マニュアルは絶対的な存在であると錯覚するのである。会社のマニュアル類は規程、指針、要領等、その制改訂の権限者である部門長、所長、課長等の役職に対応して階層化されているが、私たちは法律以外であれば自分たちで変えることができると認識している。しかし、「その仕事はなぜ行う必要があるのか？」と本質的なところを若手に尋ねると、「規程に定めてあるから」と規程に帰結することが多い。

このような流れのなかで、どのような問題が生じるだろうか。巡視点検を例にとれば、その仕事が画一的になるだけでなく、別のリスクを招来する。前述のとおり、巡視点検には時間がかかるが、全時間帯で高い集中力を維持できないので軽重をつけて集中力をコントロールする。しかし後半になるほど集中力が下がることは否めない。毎日全員が同じルートで回っていたら、後半の機器は異常兆候を見逃すリスクが高まる。

また、発電所の全エリア、全機器類を網羅しているわけではないので、全員が定められたルートのとおりに戻っていたら、人知れず異常が進展している箇所も出てくるだろう。

(今後デジタル化が進展することで、人間による巡視点検は不要または縮小されるか、巡視点検のルートをAIが決めることになるかもしれない。)

五感の低下も気になるところである。ベテランは「何かおかしい」と感じ、慎重に調査することで設備の異常な兆候を早期にキャッチする。それは空気の質、肌感覚に近いものであり、表現することが難しい何かである。しかし、マニュアルに囚われた世代は、定められたとおりに巡視点検を行うことに意識が集中してしまい、五感を磨くことが疎かになってしまう。マニュアルを介してしか設備と向き合えなくなってしまう。

近年ではレジリエンスエンジニアリングや Safety-II が注目されているが、これには、しなやかな柔軟性が必要である。しかし、マニュアルによる呪縛は、しなやかさも柔軟性も育まないと危惧される。

4. ルール遵守を通じて請負作業者と向き合う

私が原因調査や再発防止対策の立案等に関わってきたトラブルでは、必ずと言ってよいほどルール違反が確認された。その違反が直接トラブルの原因であることもあれば、トラブルにつながらない場合もあるが、複数の違反が介在していることが多い。特徴的なことは、悪意を持った（後ろめたい思いを抱きつつ行う）違反はまずないということだ。ルールの誤解、ルールの拡大解釈、ルールからの逸脱の常態化（軽微な逸脱の常態化による麻痺）が背景にあり、その根底には、曖昧なルール、誤解を招くルールの記述、難解な記述、ルール間の齟齬、非効率または陳腐化したルール、ルールを守ることができない状況の存在などがあつた。

ルールの遵守は当然のことだが、現実にはそれほど容易なことではない。部門大のルールは代表的な設備や作業状況を前提として定められていることが多く、発電所固有の設備や、機器修理等の非定常作業によっては、既存のルールをそのまま適用できないこともある。理想的にはアセスメントによって見出されたリスクを踏まえて、ルールを修正したり、細部運用を定めることが必要だが、そこまで実施している現場は少ないのではないだろうか。

請負工事も同様であり、ルール（ここでは作業要領等も含める）から逸脱しているかもしれないと作業者が気になっていても、誰からも注意されず、何も問題が起きなければ、それは成功体験になってしまう。発電員は巡視点検で作業場の近くを通ることもあるが、発電員は請負工事ルールの詳細を熟知しておらず、安全上の懸念を抱いても注意できないことがある。新人なら尚更である。作業者は、電力会社の社員が通りかかっても注意しなかったのだから、問題はなかったと考えるだろう。

軽微なことでもルールからの逸脱が常態化すると、やがてエスカレートしていく。460V の盤を刷毛で掃除していて短絡させ、重傷を負う災害が発生したことがある。作業要領書では活線での刷毛掃除は禁止されていたが、作業員や監督者にインタビューしたところ、100V 回路では活線で刷毛掃除をしており、460V でも大丈夫だと理解している者が何人かいた。また、作業員よりも監督者（電力会社のグループ会社）の年齢が若く、経験が少ない場合もある。このような関係で、若い監督者がベテランの作業員を注意し、作業員から「いつもどおりの方法だし、あなたの先輩からはダメだと言われなかったよ」と返されてもハッキリ NO とすることは難しいだろう。

このようなグレイゾーンは少なからず存在するが、多くの現場では臨機応変な対応、即ちレジリエンスによって問題なく仕事が完結している。その点において、グレイゾーンの存在は必ずしも悪だと決めつけられないが、グレイに見えても実はブラックなこと、放置するとグレイがホワイトに色落ちしてしまい、いつか大きな事故を引き起こすリスクがあることも理解しておく必要がある。肝心なことは、現場で実際に行われている作業に迫り、作業員をはじめ最前線で従事する人たちとしっかり向き合うこと、寄り添うことである。

例えば、請負工事の現場では、不安全行動や不安全状態をチェックするための安全パトロールが一般的に行われているが、このような「指導」を目的としたパトロールでは、パトロール員が来ると作業を一旦中断したりペースダウンしたりするので実態を見ることは難しい。ひとつの作業場所に留まる「定点観察」の方が実態に迫りやすいかもしれないが、「指導」が前面に出ていると作業員は実態を見せてくれないし、胸の内も明かしてくれない。作業員と向き合って、その声をしっかりと聴くことが大切である。ヒヤリハット活動として、安全上の懸念がある場所を作業員から何ヵ所も報告されたが、当該箇所を発電所員が確認した結果「危ないとは思わない」ということで放置してしまっていたことがある。作業員は節電灯が消された薄暗い

状態や、荷物で足元が良く見えない状況で歩いているかもしれない。また高齢者の場合は視野も狭くなっている。電力会社の若い社員が手ぶらで見に行っても、作業者に寄り添ったことにはならない。

ルールを守っているから安全だとも限らない。現場のアイウエオ（危ない、忙しい、鬱陶しい、えらい（疲れるという意味の方言）、おかしい）と感じることは、ルール通りであってもいつかエラーが生じる。現場のことは現場の人が一番よく知っているのだから、作業者の声を聴くことで、より安全な方法、より生産性の高い方法も提案してくれる。そのためには、現場にアイウエオはないかを問いかけ、みなさんの仕事をより安全に、少しでも楽にできるようにしたいという想いを伝えなければならない。現場の安全マネジメントは、発注者－請負者という甲乙の関係ではなく、パートナーにならなければ成立しない。

これは、上位部署と現場（発電所）という関係にも成立する。上位部署は管理監督部署になりがちだが、上位部署が現場に寄り添わないと安全マネジメントは成熟しない。

5. 安全文化

安全文化については、リーゾンの4つの要素や高野らの8軸が有名だが、肝心なことは従事者一人ひとりに根付いていることだ。組織のなかにひとりでもその大切さを軽視している者がいれば、事故は防げない。一方で、現場のチームに安全文化を大切にする雰囲気があれば、一人ひとりに浸透していき、さらに組織の文化をつくり上げていく。この好循環の要は現場にある。

安全文化の8軸のなかで、主に現場に根差しているのが「学習伝承」と「危険認識」だろう。危険認識はリスクアセスメントにつながるが、アセスメント手法（学習）とリスク感受性は別のもので扱われるし、アセスメントを適切に行うためにはヒューマンファクターズの知識（学習）や過去の失敗事例の知識（伝承）が不可欠だ。また、背後要因分析とリスクアセスメントは別のもので扱われているが、相互に関連性は強い（ヒューマンファクターズの知識を用いて背後要因分析を繰り返し経験することでリスクアセスメント能力が高まる）。

しかし、2項で述べたと同様に、アセスメント手法、背後要因分析、ヒューマンファクターズ教育等が上位部署で別々に所管され、教育や施策がバラバラに降ろされてくると、現場は混乱するだけである。さらに、「組織統率」「積極関与」「資源管理」等、上位マネジメント（経営層）の関わりが大きい軸については、上位から現場への一方通行になりやすく、2～3年ごとに交代する上位マネジメントの熱量や力点等に現場が振りまわされることもある。上位部署や上位マネジメントが現地・現物・現実を直視し、理解することが大切である。

6. コミュニケーション力

「風通しの良い職場づくり」「双方向のコミュニケーションの実践」等、コミュニケーションに関する行動目標はどこ職場でも掲げられているが、具体性に乏しい例が多い。一方、様々な産業で発生している事故や身の回りで経験するトラブルの多くは、不適切なコミュニケーションによって招来されているか、適切なコミュニケーションによって防ぐことができたと考えられる。「あの時ひと一言押ししておけば良かった」という後悔を経験している方は多いだろう。しかし、コミュニケーションほど難しいものはないと感じる。

「積極的傾聴」の重要性は研修で学ぶが、実務から離れた面談の場で実践できても、動的な現場では時間をかけて聴くことは容易ではないし、感情というコントロールが難しい要素も介在する。ましてや、現場と中央制御室間の無線通話は周囲の騒音や電波状況によって聞き取りにくいことがある。新人の多くが、現場の状況をどのような表現で中央制御室へ伝えたらよいか悩むと言っていたが、スポーツの実況中継をするアナウンサーではないのだから、仕方がないことである。

コミュニケーションは「話し手」と「聴き手」の双方がそのスキルを高め、意識的に「確認会話」を行う努力をしないと一方通行になりがちだ。航空のCRM、海運のBRM、医療のTeam STEPPS等、チームを対象としたパフォーマンス向上訓練プログラムの導入や実践の取り組みも行われているが、現場任せ、個人任せになっていることが多い。近年ではデジタル技術によって、現場に出ている発電員が見ているものを、ウェアラブルカメラを介して中央制御室で見られるようになり、コミュニケーションを支援できるようになっているが、これ以外にも現場のコミュニケーションの質を高めるための施策の積極的な導入が必要であると考えられる。

7. チームリーダーはスーパーヒーローか？

私が新入社員の頃は、1 チーム 10 人程度で 2 ユニット (70 万 kW×2 機) を運転していた。労働組合と締結した「定員」よりも 1～2 名多く配員されており、全員が出勤すれば、1 名は当直業務から離れて、自己研鑽や QC 活動に専念することができたし、OJT にも相応の時間をかけることができた。しかし現在の新鋭コンバインド (ガスタービンと蒸気タービンの複合サイクル) 機では、4 人程度で 300 万 kW 規模の設備を運転しているし、自動化されているとは言え、起動停止が頻繁に行われているため余裕がない。また、以前の 3 交替であれば、午後からの勤務や早朝からの勤務の際に早出または残業することで、チーム内の研さんもできたが、2 交替ではそれも難しい。

このような状況で、人材育成は上位部署が主催する研修会等の Off-JT に依存しがちになる。しかし、研修は受講前の動機付けと受講後のフォローが重要であり、フォローを放置すれば忘却曲線に沿って記憶は消失していくし、受講したことを OJT で実践させなければ身に着かない。前述のとおり様々な上位部署が多様な研修を開催するが、そこには一貫性も連続性もない。受講者を送り出すチームリーダーはそれでも動機付けや受講後のフォローをしなければならないし、受講前・後のレポートにリーダーがコメントを記載することもある。自ずとリーダーには多彩な知識が必要となり、マルチタレントであることが求められる。果たして、そのようなことが確実にできるスーパーヒーローのようなリーダーがどれだけ存在するだろうか？

現場の安全マネジメントのキーパーソンはチームリーダーだが、その能力にも限界がある。近年の繁忙を極めるチームリーダーを見て、自分はリーダーになりたくないという若手も多い。このような現状で現場の安全マネジメントは実を結ぶのだろうか？ 「自分がリーダーになって現場を支える！」という熱い思いがなければ優れたリーダーは育たない。実効性があり持続可能性が高い現場の安全マネジメントを支えるためのホンモノの施策が必要だと考える。

私は異業種交流安全研究会 (福知山線脱線事故を踏まえて JR 東日本の西村司氏が立ち上げた、鉄道、航空、海運、医療、火力、原子力等の実務者が集う勉強会) の発足時からのメンバーとして、現場実務者の立場で相互研さんを積み重ねてきたが、安全の確保、安全性の向上については、産業が違っても同じようなことで悩み、苦勞していることがわかった。私たちの学びは、これまでに『命を支える現場力』[1]『現場実務者の安全マネジメント』[2]という 2 冊の本にまとめ海文堂から出版させていただいたが、現場実務者のみなさんにもっと分かりやすく伝えたいという思いから、今年 4 月に『ストーリーで学ぶ安全マネジメント』[3]を海文堂から出版させていただいた。ひとつの物語を読むことで、安全マネジメントの基礎的なことを学ぶことができるように工夫したつもりだ。物語はすべて架空のものだが、安全研究会の学びや自らの経験等をもとに、上記のような課題にも触れているので、主人公になったつもりで現場の安全マネジメントについて考えていただけたら幸いである。

参考文献

- [1] 異業種交流安全研究会(編),「命を支える現場力」, 海文堂 (2011).
- [2] 異業種交流安全研究会(編),「現場実務者の安全マネジメント」, 海文堂 (2015).
- [3] 榎本敬二,「ストーリーで学ぶ安全マネジメント」, 海文堂 (2022) .

(Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[2K_PL04] Panel discussion

人に関係する原子力の安全を考える上で重要なキーワードとして、人間個人としての信頼性を考える「ヒューマンファクター」、組織としての安全の基盤と考えられる「安全文化」、原子力に限らず広く適用されている「リスクマネジメント」の方策が挙げられます。これらの概念は深く関連しているにもかかわらず、その間にはいまだに認識のギャップがあり、安全性を高めていくために担当者間で有機的な連携が不足しています。本企画ではそれぞれのキーワードに関連する専門家と現場での豊富な経験を有する識者からの講演とパネルディスカッションを通じて、このギャップを埋めるための議論を行います。現場での実践的な安全向上を担う実務者の方は是非参加をご検討下さい。

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

[2L_PL] Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant (OFNP)

Chair: Shinichi Morooka (Waseda Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room L (E1 Bldg.4F No.44)

[2L_PL01] Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Daisuke Sasa¹ (TEPCO HD)

[2L_PL02] Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*Chiaki Kino¹ (1. IAE)

[2L_PL03] BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*Masahiro Furuya¹ (1. Waseda Univ.)

[2L_PL04] Study on thermal-hydraulics related to OFNP in NEXIP and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

熱流動部会セッション

国内における浮体式原子力発電の検討状況

Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

(1) 浮体式原子力発電に関する開発検討の全体概要

(1) Overview of Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*佐々 大輔, 中野 宏之, 大森 修一, 後藤 章

東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

世界各国で気候変動問題への対策が求められる中、我が国においても、2050年カーボンニュートラルが宣言され、これを踏まえたグリーン成長戦略では、安全性に優れた次世代原子炉開発が重要分野の一つとして位置付けられている。東京電力福島第一原子力発電所事故（1F事故）の経験と教訓を踏まえ、安全性を格段に向上できる原子力発電の一つとして、我々はマサチューセッツ工科大学の Michael Golay 教授らが提唱する浮体式原子力発電（Offshore Floating Nuclear Power, OFNP）に着目している。図1のように、OFNPは円筒型の浮体構造体に原子炉を搭載し陸地から十分離れた洋上に浮かせるシステムであり、既存の軽水炉および石油掘削リグ等の技術を参考としている。OFNPは特定の炉型に拘らず様々な炉を搭載可能な新たな原子力発電プラットフォーム（原子力発電所の設置場所）を提案するものであり、次の4つのメリットがある。

- ① OFNPを沖合遠方かつ水深の深い場所に設置することで津波の大きさを小さくでき、かつ、洋上に浮かべるため地震の直接的影響を排除できる。
- ② 原子炉停止後も発生する崩壊熱は原子力発電の大きなリスクであるが、図2のようにOFNPでは原子炉や熱交換器を海面下に配置し、動力なしで崩壊熱を海水に逃す設計が可能である。
- ③ OFNPを沖合30km以上遠に設置することでUPZ（緊急防護措置を準備する区域、原子力発電所の半径30km圏）内の定住者が居なくなり、事故時の住民避難が不要となる。
- ④ 製造拠点と建設地点が分かれる陸上炉に対して、OFNPでは工場において集中的に製造し、完成状態で係留場所に曳航・設置できるため、品質向上が図れる。

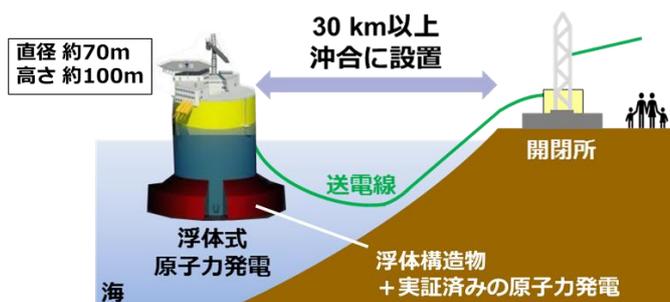


図1 OFNPのイメージ

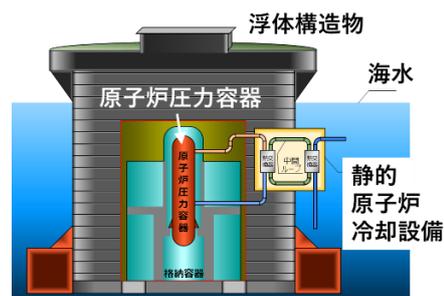


図2 海水を利用したOFNPの安全系

このようなOFNPの特長に着目し、2020年度に産業力競争懇談会（COCN）において「浮体式原子力発電研究会」を立ち上げ、2021年度からはCOCNの推進テーマとしてOFNPの実現に向けた検討を実施している。このプロジェクトには、原子力プラントメーカ、ゼネコン、エンジニアリング会社、造船会社、電力会社、大学、研究機関等が参画している。主な検討結果を以下に述べる。

2. COCNにおけるOFNP実現に向けた検討

2-1. 2020年度の検討結果

2020年度の研究会^[1]では、OFNPの持つ安全性向上の可能性を確認するとともに、その実現のために必要となる111の検討課題を整理した。その中から、優先度が高いと考えられる、規制要求に照らした課題抽出、

海上での地震動（海震）の影響、沸騰水型軽水炉（BWR）における浮体揺動影響、簡易的な確率論的リスク評価（PRA）による安全性向上度の推定に取り組んだ。

現行規制への適合性については、原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（設置許可基準規則）」、旧原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（安全設計審査指針）」、海洋規制（原子力規制委員会「原子力船特殊規則」）に照らして課題・優位性を検討した結果、設計上対応すべき事項は残るものの適合可能な見通しが得られている。

海震の影響については、船舶の設計要件には海震への対策はなく、海震被害の報告自体が非常に稀であることを確認した。また簡易的なモデルケースによる海震の解析では、海底で地震が発生した場合、海面には縦波のみ伝わり横波の水平動成分はなくなることから、浮体式構造物への影響は緩和されることが示唆された。一方で、縦波は海水中を伝播するため、海底地質を調査の上、陸上同様に活断層近傍を回避した立地を考慮する必要性は残るが、万一新たに近傍に活断層や海底火山などが見つかった場合でも、設置場所を移動させること等でリスクを低減できる。

また BWR の場合には揺動に対する炉内のボイド率の変化や限界熱流束への影響があることから、文献調査及び核熱水力動特性計算による感度解析を行い、定性的には BWR 運転時の揺動の影響は小さいと評価している。ただし、安全性が確保できることを定量的に示すためには、実機を想定した熱流動実験の実施が望まれることから、引き続き、実験も行い確認していく。

簡易的な PRA により OFNP の安全性向上の程度を推定した。内の事象 PRA では、海水を最終ヒートシンクとする自然循環型の非常用復水器の設置により、全炉心損傷頻度を 10^{-7} /炉年オーダーに低減できるとの結果が得られている。また、津波のリスクはほぼ無くすることが期待できる一方、海震や波浪に関しては評価のために知見を収集する必要がある。

2-2. 2021 年度の検討結果

2021 年度は浮体式原子力発電の実現に向け、スケジュール・建造費、OFNP の安全設備、洋上保守方法、1F 事故を教訓とした安全性向上策、国際連携や国際的な規制等、15 項目の検討を行った²⁾。主な検討結果を以下に述べる。

初号機の運転開始までに要する期間については、OFNP の規制整備、立地調査、設計、規制審査、建造、検査の期間を評価し、米国で整備されている設計認証制度を活用する場合は 17 年、設計認証制度を活用しない（日本の現行規制）場合は 14.5 年と評価した。なお、2 機目以降は、設計認証を活用できる場合、基本設計、詳細設計が省略されるため、運転開始までに要する期間は約 9 年にまで短縮されると考えている。

OFNP の建造費・建設費については、陸上炉と相違する部分（具体的には OFNP の「浮体構造物」および「海底送電線」と陸上炉の「土木・建屋部分」）に関する費用を概算的に評価した。その結果、OFNP の浮体構造物の建造費は 390～560 億円程度、海底送電線の建設費は 304～475 億円程度で、合計数百億円から一十億円程度に対し、陸上炉の土木・建屋部分の建設費は 825～1375 億円程度であったことから、OFNP の建造費および建設費は陸上炉と大きく変わらないと考えている。

OFNP の安全設備設計では、BWR を対象として、陸上炉をベースケースとして検討を行った。図 3 に安全系の区分分離の一例を示す。設計基準事故（DBA）時に期待する動的安全系は、安全上の区分分離を図るとともにオンラインメンテナンスを可能とするよう、図 3(a)のように 4 区分とすることを考えている。また過酷事故（SA）には静的機器で対応する設計とし、図 3(b)のように SA 時に期待する静的安全系は 2 区分としている。また、安全系の構成はこれで確定ではなく、例えば、非常用復水器(ICS)を SA に至る前（DBA、炉心損傷に至るおそれのある事故）の段階から使うこと等、安全性向上の余地が残されていることから、より安全で効率的な系統構成について更なる検討を進めていく。

OFNP の点検保守作業については、浮体式石油・ガス生産貯蔵積出設備（FPSO）と同様に基本的に洋上で実施可能と考えられるが、船体の再塗装や大型補修等は洋上での実施が難しくドライドックでの作業が必要となる。また、燃料交換等の OFNP に大きな揺動があった場合にリスクが大きい作業については、揺動の大きさ等を評価した上で実施可否の検討を行う必要がある。

また、OFNP の供用期間は一般的な原子力発電と同じく 40 年を目指しているが、これに対して FPSO の設

計寿命は通常 25 年程度と比較的短いことから、浮体構造物等の長期運用を考慮した設計・保守を検討した。浮体構造物等の腐食・疲労を考慮した設計とすることや、防食技術の活用、また、係留索については基本的には供用期間中の交換が必要と考えられるが、これらの対策により、長期運用が可能になると考えている。

OFNP の位置保持技術の検討では「円筒型の浮体構造物」、「沖合 30km」、「水深 200～1000m」において使用可能な技術を調査した結果、多点係留と自動船位保持装置 (DPS) が適当と考えられる。また、共通要因による位置保持機能喪失を回避する観点から、多点係留と DPS の両方を採用し多様性を持たせること、両方が使用できない場合に備えて非常用の錨を準備することが考えられる。

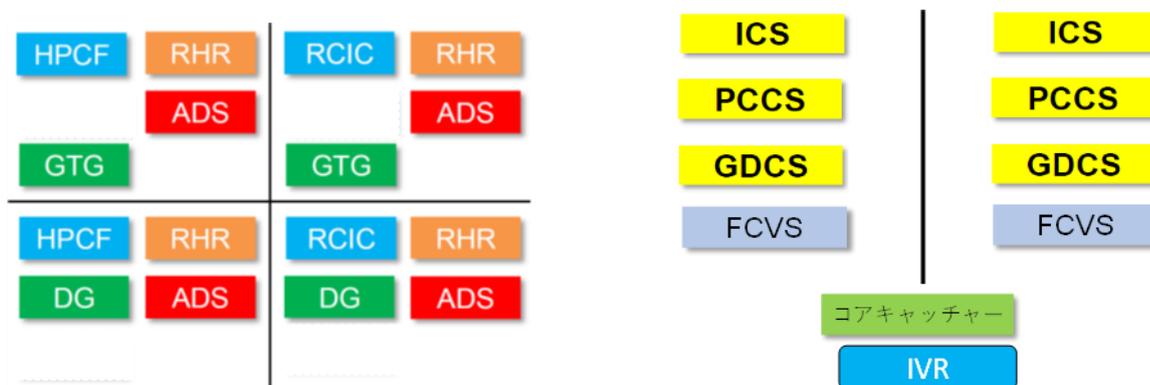
揺動による原子炉 (炉型 : BWR) への影響を確認するための評価、実験については、浮体全体の上下左右の揺動と浮体中心軸に対する炉心の傾きにより、限界熱流束 (CHF) の減少そしてボイド率 (炉心出力) が変化する可能性があることから、揺動または傾き、並びにそれらの重量が想定される実炉運転条件範囲 (流量変動、出力変動) での CHF、ボイド率を測定する試験が必要と考えている。

また、1F 事故時において原子炉減圧操作と原子炉水位計測が困難であったことを教訓として、過酷事故環境における減圧操作および水位計測について有効な施策を取り纏め、安全性の向上を図った。

国際連携の枠組み作りに向けた取り組みとして、国際原子力機関 (IAEA) 主催で 2021 年 5 月に開催されたウェビナー”Advances in Reactor Technologies for Marine-based Small Modular Reactors”において、OFNP に関する中国、韓国、ロシア、米国の各機関の検討状況が紹介され、情報収集および意見交換を行った。また、経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) および IAEA とも OFNP に関する意見交換を行っている。

国際規制に関しては、放射性廃棄物の海洋投棄について、ロンドン条約・議定書、国内法 (原子炉等規制法) を調査し、通常の運用に伴う放射性廃棄物の放出は海洋投棄に当たらないことを確認した。一方で、規制上問題はなくとも様々なステークホルダーとの調整により放出が認められない可能性はあるが、陸上炉の運用実績から、運転中に発生する放射性廃棄物を OFNP 内に貯蔵し定期検査中に陸上に移送する運用 (陸上炉と同等の運用) により対応可能と考えている。

OFNP に関する知見収集も実施しており、過去の原子力船「むつ」等の文献を調査し、原子力船の耐衝突構造や、沈没時に水圧による格納容器 (PCV) 破損を防止する機能 (圧力平衡弁) 等、OFNP の安全性向上に有効な知見が得られている。



ADS : 自動減圧系

DG : 非常用ディーゼル発電機

GTG : ガスタービン発電機

HPCF : 高圧炉心注水系

RCIC : 残留熱除去系

RHR : 残留熱除去系

ICS : 非常用復水器

FCVS : フィルターベントシステム

GDCS : 重力落下式炉心冷却系

IVR : 炉心溶融デブリ炉内保持

PCCS : 静的格納容器冷却系

(a) DBA に対応する安全系(4 区分)

(b) SA に対応する安全系(2 区分)

図 3 OFNP (炉型 : BWR) における安全系区分分離の一例

3. NEXIP における OFNP の成立性に関する研究

COCN における OFNP 検討課題の一部については、2021 年度より NEXIP (Nuclear Energy×Innovation Promotion)事業の一つである資源エネルギー庁の「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」において補助を頂き、研究を進めている。NEXIP における研究は電力中央研究所が幹事となり、メンバーはプラントメーカー、電力、大学、研究機関で構成されている。2021 年度は、浮体揺動における BWR の成立性を確認するための熱流動実験等を実施した。

4. 今後の予定

2022 年度も COCN の推進テーマとして、OFNP の安全設備、レイアウト、揺動等に関する検討を継続するとともに、運用する海域および運用方法、建造・保守の場所および方法、社会的受容性等、OFNP の実現に向けた更なる検討を行っている。また、NEXIP における研究も継続しており、引き続き OFNP の成立性確認に向けた取り組みを進めていく。

参考文献

- [1] 産業競争力懇談会, 『2020 年度 研究会 最終報告【浮体式原子力発電研究会】』(2021),
<http://www.cocn.jp/report/3fa29452533b880e1321c00eeaca0e9be78e40f0.pdf>
- [2] 産業競争力懇談会, 『2021 年度 プロジェクト 最終報告【浮体式原子力発電】』(2022)
<http://www.cocn.jp/report/2d24cd957f9f32f2f975ae1d37b5f75f257037b4.pdf>

*Daisuke Sasa, Hiroyuki Nakano, Shuichi Ohmori, Akira Gotoh

Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

熱流動部会セッション

国内における浮体式原子力発電の検討状況

Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

(2) 浮体式原子力発電における BWR 成立性の評価

(2) Feasibility Study of BWR for Offshore Floating Nuclear Power Plant

*木野 千晶, 手塚 健一

エネ総研

1. 緒言

浮体式原子力発電は、円筒型の浮体構造物に、実証済の原子炉を搭載して沿岸から数十 km 沖合の洋上に浮かせるものであり、産業競争力の観点からも実現性が高く有望な原子力発電である。炉型としては BWR と PWR に加えて SMR 等の新型炉の適用も考えられる、新しいプラットフォームの提案である。従来、船や潜水艦など揺動場における炉型は PWR が主であるが、これまでの検討では BWR でも十分成立する見通しが得られている。本発表では、炉型として BWR (ABWR) を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、産業競争力懇談会 (COCN) にて検討された内容を報告するとともに、今後の検討課題を整理する。

2. 浮体式原子力発電所の安全設備

2-1. 安全系区分分離の検討

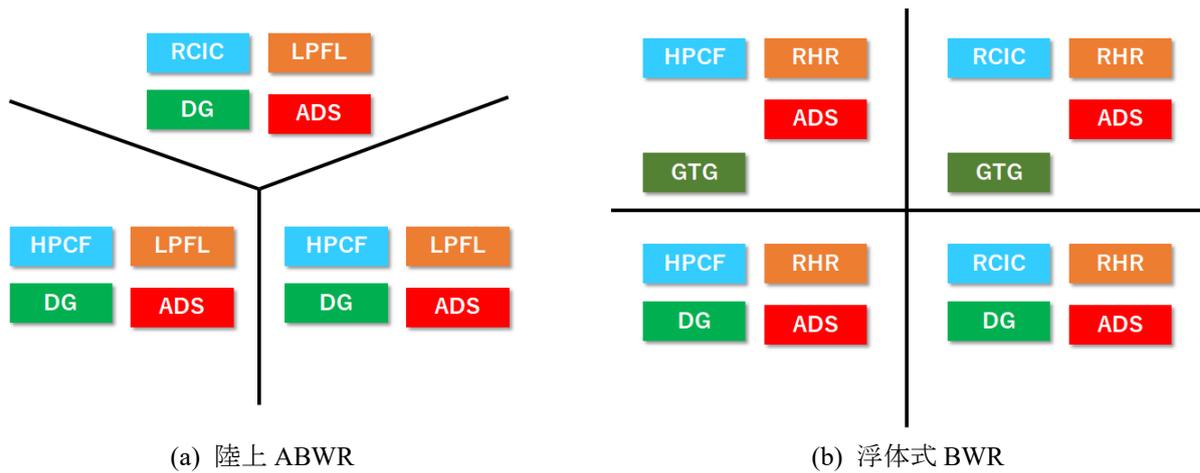
陸上に設置された BWR (陸上 BWR) の安全審査においては、“安全機能を有する構築物、系統又は機器は、同位又は下位の重要度 (安全機能を有しないものを含む。) の構築物、系統又は機器の影響により所要の安全機能が阻害されないように、機能的な隔離若しくは物理的な分離又はこの両者の組合せが適切に考慮された設計”であることが求められている (以下、区分分離)。日本の BWR の安全系は、再循環配管破断など設計基準事故 (DBA: Design Basic Accident) に対応するための動的機器による安全系のみである。ABWR に採用された 3 区分安全系を図 1(a)に示す。自動減圧系(ADS)についても 3 区分設置されている。

浮体式 BWR の区分分離検討例を図 1(b)に示す。この安全系の特徴は、DBA 時に期待する動的機器を 4 区分として、オンラインメンテナンスが可能となっている点である。東京電力福島第一原子力発電所事故(1F 事故)では、非常用ディーゼル発電機(DG)の受電設備が同じ場所に設置されていたため、津波により同時に機能を喪失した。その経験を踏まえ、浮体式 BWR では DG 設置場所も別々にすることを検討している。過酷事故 (SA: Severe Accident) 時に稼働を期待する静的システムも設置しており、2 区分として多重性と多様性 (減圧系、注水系、熔融炉心冷却系) を持たせている。

今後の課題として、今回の区分分離案は安全性向上の観点より、区分分離及び安全系の数を単純に増やしているが、系統複雑化によるデメリット (コスト・リスク) の可能性にも留意した検討を進める事が必要となる。また、浮体式特有の事故シナリオ (例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など) も取り入れた確率的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Analysis) による炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency) 評価・目標値の設定、並びにコスト評価なども実施する必要がある。

2-2. 海水を活用した静的な崩壊熱除去システムの成立性検討

浮体式 BWR では陸上 BWR よりも安全性を向上させるため、人の判断・作業に依存せず、浮力・重力などの自然力により燃料棒の崩壊熱を除去するシステム (静的システム) の導入を検討している。これにより、万一炉心が熔融した場合でも、熔融炉心を自然力で冷却し環境への放射能の漏洩を防ぐことができる。加えて、浮体式 BWR 周囲に豊富に存在する海水を利用することで、半永久的に稼働する静的システムを検討する (最新の軽水炉でも静的システム稼働時間は 3 日間程度)。



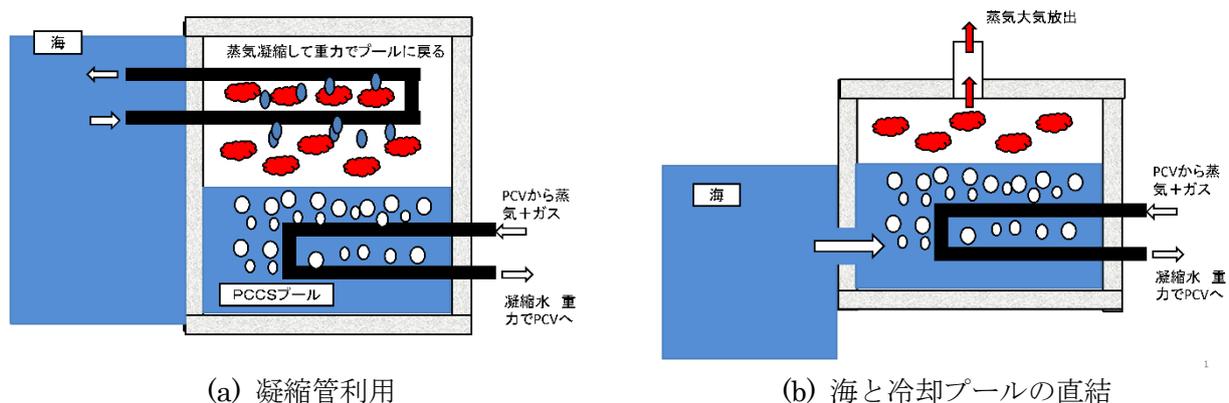
(a) 陸上 ABWR

(b) 浮体式 BWR

図1 陸上 ABWR および浮体式 BWR の安全系区分分離

(RCIC：原子炉隔離時冷却系、HPCF：高圧炉心注水系、LPFL：低圧炉心注水系、DG：非常用ディーゼル発電機、ADS：自動減圧系、GTG：ガスタービン発電機)

図2に海水を利用した半永久的に稼働する静的システムアイデアの例を示す。図2(a)は、ICS (Isolation Condenser system), PCCS (Passive Core Cooling System) で発生した蒸気を上部に設けた熱交換器(熱交)により凝縮し、重力によりプールへ戻すことにより、ICS, PCCS のプール水の容量を一定に保つことが可能である。蒸気の冷却には海水の自然循環が利用されている。ただし、蒸気を凝縮する熱交が大きくなる課題がある。図2(b)は、ICS, PCCS のプールを海と連結することにより蒸発分は供給される。課題は、海水による PCCS 熱交換器の腐食、熱交表面への塩の析出による伝熱阻害、そして熱交が破損すると、放射性物質に汚染された水が直接海に放出される可能性がある。そのため、FBR(Fast Breeder Reactor)の蒸気発生器のように伝熱管を二重管にすることなどの工夫が必要である。また、PCCS, ICS に流入する蒸気に含まれる非凝縮ガスの蓄積により伝熱が阻害され RPV, PCV の蒸気を凝縮できなくなる可能性がある。ESBWR(Economic Simplified BWR)そして SBWR(Simplified BWR) では非凝縮ガスを自動的に排出されるような構造を取り入れているが、今回のように長期間稼働した場合、何らかの影響がある可能性があり、非凝縮ガスの蓄積に配慮する必要がある。



(a) 凝縮管利用

(b) 海と冷却プールの直結

図2 海水を利用した半永久的に稼働する静的システムアイデア

また、浮体式 BWR では、“多重性 多様性を持った熔融炉心冷却システム”として、「熔融炉心の RPV 内閉じ込め」、「コアキャッチャーでの RPV 外表面からの熔融炉心冷却」を検討している。「熔融炉心の RPV 内閉じ込め」において、BWR では RPV 下部に制御棒駆動機構(CRD)があり、RPV 下部外表面を冷却する流れを

阻害する可能性がある点に留意する必要がある。これらを用いても事故が収束しない場合は、海と二重構造 PCV とを爆破弁を備えた配管で連結させた「PCV 二重壁構造内の冠水冷却」を検討している。

今後の課題として、海水を長期間利用する静的システムでは塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価が必要となる。海中に設置する機器については、フジツボなど海生物の付着や腐食などを考慮したメンテナンスの容易さも考慮しなくてはならない。また、傾斜や揺動が静的システムに与える影響についても引き続き検討が必要となる。

3. 浮体揺動場における BWR 炉心の成立性検討

3-1. 揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響

BWR は炉心内にある冷却材（水）を燃料棒で直接沸騰させることで主蒸気タービンを駆動するための蒸気を発生させる。一般に水を沸騰する過程で熱負荷が過度になると、沸騰様式が変化することにより伝熱性能が急激に下がる遷移現象が知られている。洋上の場合、揺動が BWR 炉心内における沸騰様式や伝熱性能などに影響を与え、結果的に出力変動が発生する可能性がある。

一方、TRACE コードを用いて揺動がプラント全体の流動変動に与える影響を評価した結果、浮体揺動加速度が 0.8G と保守的に仮定した場合でも、炉心入口流速の変化は±4%の範囲に限定されていることが COCN 内で実施された解析結果²⁾より明らかにされた。MIT の評価³⁾では、北海において 1 万年に 1 回の頻度で発生すると評価された嵐であっても、水平および垂直方向の浮体揺動加速度は 100 gal (約 0.1 g) 未満に抑えられるとされている。さらに、2020 年度の COCN の評価⁴⁾では、過去の文献調査より以下の知見が得られている。

- 210-520gal で加振した場合でも、炉心内ボイドの成長に対してほとんど影響しない⁵⁾。
- 一般的に加速度の増大とともに限界熱流束(CHF)は低下するが、100gal 未満であれば CHF の減少は僅か⁶⁾。
- BWR の定格運転における高圧・高流量条件下において、垂直状態から傾斜角が 10° 未満であれば、CHF の減少の影響は小さいと推定される⁷⁾。

よって、揺動が BWR 炉心内熱流動に与える影響は軽微であると考えられる。

3-2. 設置許可申請に向けた今後の研究開発計画

表 1 には、ABWR の原子炉設置許可申請書の添付書類八及び十を対象に、揺動・傾斜で影響すると考えられる代表的な安全評価パラメータを抽出した。

表 1 原子炉設置許可申請書における安全評価項目と揺動・傾斜に影響される熱水力パラメータ

添付書類八	
核設計	燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率、流量分布
熱水力設計	GEXL 相関式、ボイド率、流量分布、二相流摩擦抵抗倍率・局所圧損倍率、傾斜時のポンプ特性
動特性（安定性）	流量分布、ボイド率、二相流体のチャンネル内のスweep時間遅れ
添付書類十	
過渡解析	燃料棒熱伝達率、炉心流量、ボイド率

設置許可申請において原子炉炉心の動特性（安定性）などに関する基本設計はプラント動特性解析コード（以下、プラント解析コード）を用いて評価されることが一般的である。プラント解析コードは、原子炉の各コンポーネント（例えば、パイプ、弁、ジェットポンプ、ベッセルなど）における熱水力モデルと炉心におけ

る核動特性モデルを備えており、通常運転および事故時におけるプラント過渡の熱水力挙動を把握することができる。現在のプラント解析コードは陸上に設置された原子炉を念頭に開発されており、特に熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

主な熱水力モデルとしては、流動様式、界面・壁面熱伝達、CHF、リフラッディング、界面・壁面摩擦、液滴エントレインメントなどが挙げられる。各モデルはレイノルズ数や流量をパラメータとして構成されていることから、振幅・周期の大きい流量変動の影響は、モデルを構成する無次元数の変化を通じて考慮可能であると予想される。一方で、加速度や傾斜の影響を受ける熱水力現象の場合、モデル式の修正・微調整が必要となると考えられることから、実験による加速度や傾斜の影響を評価したデータが必要となる。

4. 結言

炉型として BWR (ABWR) を採用した際の工学的課題や設置許可に向けて今後必要となる実験・解析計画について、検討課題を整理した。特に、安全設備 (安全系区分分離・静的システム)・炉心安定性について浮体式特有の課題を抽出した。

安全系区分分離においては、1F 事故の経験も踏まえ、4 区分を基本アイデアとする。一方で、浮体式特有の事故シナリオ (例えば、浸水による大規模な傾斜、沈没など) も取り入れた PRA による炉心損傷頻度 CDF 評価・目標値の設定、並びにコスト評価が必要となる。静的システムでは周囲に豊富に存在する海水の利用を前提とするが、塩の析出による配管の閉塞や熱伝達の劣化についての評価、メンテナンスの容易さについて今後検討を深める必要がある。また、傾斜や揺動の影響についても引き続き検討が必要となる。

BWR 炉心の安定性については、過去の文献調査やシステム解析より、揺動が BWR 炉心の安定性に与える影響は軽微であると考えられる。ただし、実際の設置許可の申請に際しては、具体的な実験・解析結果に基づく立証が求められる可能性がある。設置許可申請で重要となるプラント解析コード内の熱水力モデルについては、揺動場へ適用可能かどうか実験との比較を通じて検証される必要がある。

参考文献

- 1) 産業競争力懇談会 2021 年度推進テーマプロジェクト「浮体式原子力発電」最終報告書, (2022).
- 2) 古谷正裕, ”核熱結合を考慮した BWR プラント揺動解析”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2L_PL03, (2022).
- 3) Y. Zhang, J. Buongiorno, M. Golay, N. Todreas, “Safety Analysis of a 300-MW(electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment”, Nuclear Technology, 203-2, pp. 129–145, (2018).
- 4) 産業競争力懇談会 2020 年度研究会「浮体式原子力発電研究会」最終報告書, (2021).
- 5) 川村, 折井, 唐沢, 西田, 曾根田, “サブクールボイド挙動に及ぼす水平加振の影響評価”, 日本原子力学会 1996 年春の年会, C49, (1996).
- 6) 楠, 大辻, 井川, 黒沢, 岩堀, 横村, “加速度変動時の限界熱流束に関する実験 (その 2) (加速度変動時の限界熱流束の測定: 第 1 報)”, JAERI-M 89-216, (1989).
- 7) S. Rouge, “SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure”, Nuclear Engineering and Design, 169, 185-195, (1997).

*Chiaki Kino and Kenichi Tezuka

熱流動部会セッション

国内における浮体式原子力発電の検討状況

Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

(3) 核熱結合を考慮した BWR プラント揺動解析

(3) BWR Plant Oscillation Analysis with Thermal Hydraulics-Neutronics Coupling

*古谷 正裕¹¹早稲田大学

1. 緒言

洋上における原子力利用については、浮体式原子力発電の設計や、原子力船としての実用例がある。洋上では気象条件により大きな揺動や傾斜を経験することから、原子力プラント応答が古くから研究されている。近年においても浮体式原子力発電^{[1],[2]}及び原子力船^[3]の揺動や傾斜影響が数値シミュレーションにより評価されている。

これらはいずれも炉心が単相流である加圧水型原子炉(PWR)であり、炉心で沸騰二相流となる沸騰水型原子炉(BWR)を対象とした核熱結合を考慮した揺動解析は見当たらない。本報では、産業競争力懇談会(COCN)の浮体式原子力発電プロジェクトにおいて、BWR プラントを対象に、核熱結合を考慮した揺動解析評価を行ったので報告する。

2. BWR プラント揺動解析評価

浮体式 BWR の鉛直方向の揺動が炉内流動に与える影響を把握するため、電気出力 110 万 kW の典型的な BWR 5 を対象に、鉛直方向の加速度を正弦波で与える解析を実施した。BWR5 プラント諸元は文献^[4]を参照した。ボイド反応度及びドップラー反応度を考慮している。システム動特性解析コードとして米国規制委員会が管理する TRACE コードを用いた。2021 年 12 月時点に於ける最新バージョン Version 5.0 patch level 6 である。ソースコードに、任意の時刻の加速度を三次元で与えられるように変更し、コンパイルして実行形式を生成した。加速度の時間変化を考慮した修正コードの妥当性を確認するために、矩形プールの揺動試験における液面振動(スロッシング)が実験結果と精度良く一致することを確認した。

浮体式 BWR が経験する揺動を保守側に包絡すべく、加速度変動周期を 2~300 s、鉛直方向加速度振幅を 0.2, 0.4, 0.6, 0.8 G の範囲で改良コードを用いてパラメータサーベイした。図 1 に鉛直加速度揺動が炉心入口流速に与える影響を示す。図 1 下図が、BWR プラント全体に与えた鉛直方向加速度である。重力加速度(鉛直上向きを正として $-1 G = -9.8 \text{ m/s}^2$)に周期 3 s の鉛直方向加速度を目的振幅まで 10 周期で到達するように振幅を線形に増大させた。図 1 上図は、炉心入口流速の応答である。初期に定格運転条件にある BWR が鉛直下方に重力が増減すると、自然循環駆動力の増減により流速が増減している。流速応答の振幅は概ね加速度変動の振幅に比例している。加速度振幅が 0.8G の場合でも、入口流速の変化は±4%の範囲に限定されている。

図 2 に加速度変動の振幅(0.2~0.8 G)と周期(2~300 s)が入口流速変動に与える影響を示す。加速度変動の目標振幅が増大すると、入口流速の標準偏差が数%増大している。加振周期 10 s 以上と比較すると数 s 程度の加振周期では入口流速の標準偏差がやや上昇している。これは BWR の炉心安定性の共振周波数に近接していることが原因と考えられるが、定格運転条件における強制流動下ではその影響は小さいことを示している。計算範囲の周期(2~300 s)においては、入口流速の標準偏差の変化が小さいことから炉心入口流量の追従性が高いことが判明した。

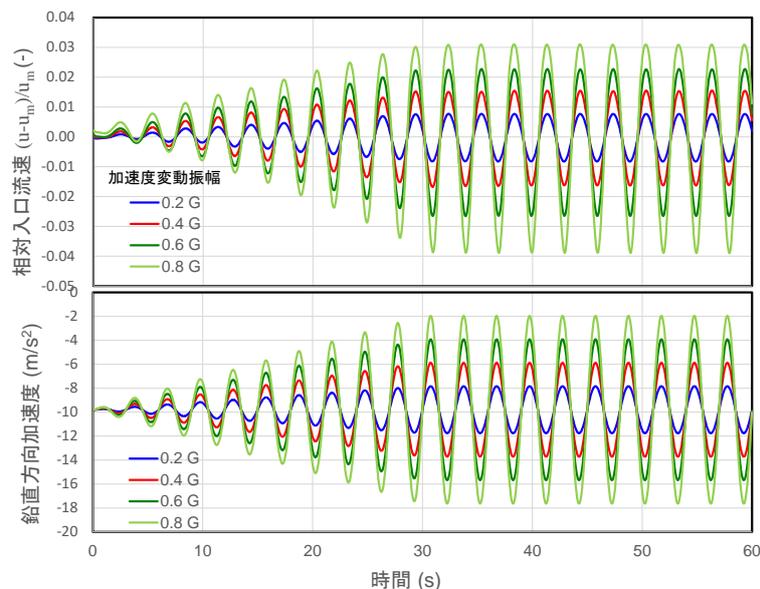


図1 鉛直加速度による炉心入口流量の振動

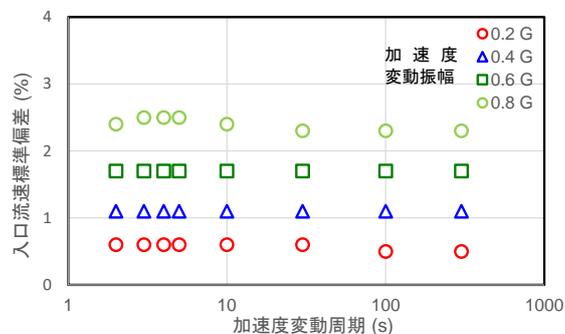


図2 加速度振幅と周期に対する入口流速変動

3. 結言

プラント過渡解析コード TRACE に三次元加速度を考慮する改良を行い、ボイド反応度フィードバックを考慮した BWR 揺動解析を行った。ボイド反応度フィードバック等を考慮した計算結果では、定格運転条件において振幅 0.8 G、周期 2~300 s に対する流量振動は標準偏差 3% 未満であり、鉛直加振の影響は小さい。今後は、ポンプトリップ後の自然循環状態における安定性評価や、傾斜における炉内流動評価が行われることで、BWR が浮体式原子力発電の重要な選択肢となることが期待される。

参考文献

- [1] Zhang, Y., Buongiorno, J. *et al.*, "Safety Analysis of a 300-MW (electric) Offshore Floating Nuclear Power Plant in Marine Environment," Nuclear Technology, 203-2, (2018).
- [2] Li, R., Peng, M. *et al.*, "The natural circulation flow characteristic of the core in floating nuclear power plant in rolling motion," Ann. Nucl. Energy, 142 (2020) 107385.
- [3] Yan, B. H., "Review of the nuclear reactor thermal hydraulic research in ocean motions," Nucl. Eng. Des., 313, (2017), pp. 370-385.
- [4] 玉越武, 渡辺憲夫, 平野雅司「110 万 kW 級 BWR プラントを解析対象とした熱水力解析コード TRAC-BF1 用入力データの作成」, JAERI-Data/Code 98-037 (1998).

*Masahiro Furuya¹¹Waseda Univ.

国内における浮体式原子力発電の検討状況

Japanese Research Activity for Offshore Floating Nuclear Power Plant

(4) NEXIP における浮体式炉の熱流動研究と過酷事故の実質的排除への展望

(4) Study on Thermal-Hydraulics related to OFNP in NEXIP
and Perspectives toward Practical Elimination of Severe Accidents*宇井 淳¹¹ 電中研

1. 緒言

産業競争力懇談会(COCN)の浮体式原子力発電プロジェクトにて抽出し検討している課題の一部を、NEXIP (Nuclear Energy×Innovation Promotion)事業のひとつである資源エネルギー庁の社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業において補助いただきながら、浮体式原子炉の成立性に関する研究を進めている。同事業における熱流動試験、受動的安全系の検討内容を紹介すると共に、沖合で稼働する浮体式原子炉の過酷事故や放射性物質の大規模放出に繋がる事故シナリオの実質的排除への展望を述べる。

2. NEXIP における浮体式原子炉の成立性に関する調査・研究

2021年度は、浮体揺動におけるBWRの成立性を確認する研究として、大気圧二重管体系での流量・出力振動試験、過去の原子力船の技術、国内の規制要件、及び浮体揺動の実験的研究の調査、航空機衝突やテロ対策の検討、受動的安全系の構成の検討、及び工学的安全施設のレイアウトの検討等を実施した。

2.1. 浮体揺動を想定した流量・出力振動試験

浮体式原子炉が沖合で揺動した場合に生じる炉心流量の変動及びそれに伴う出力変動を想定して試験条件を設定し、通電加熱で発熱する模擬燃料棒から発生する気泡の径やボイド率の変化を高速度ビデオカメラ、光学ダブルプローブ、光ファイバ等を用いて計測し、解析コードの妥当性確認に用いた(図1)。今年度は高温高圧でのバンドル体系での揺動試験を行うとともに、浮体式炉の通常運転時における揺動の影響を実験的に確認していく予定である。

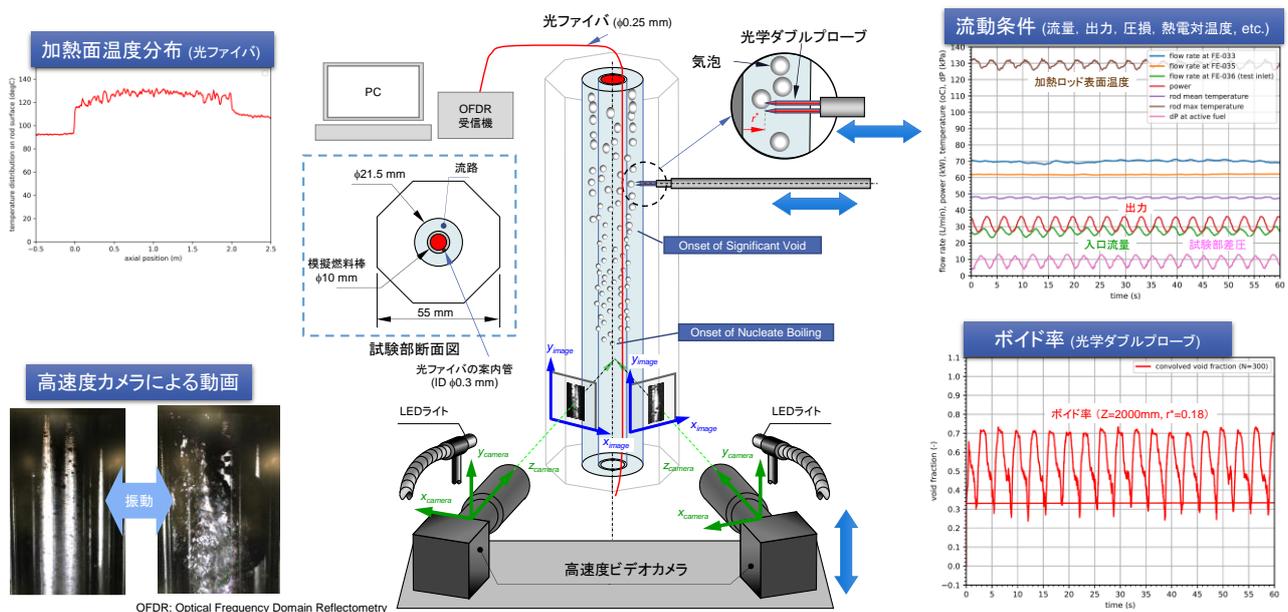


図1 浮体揺動を想定した流量・出力振動試験とその計測結果の例

2.2. 受動的安全系の構成の検討

新型炉等において採用される受動的安全系や自然循環冷却系の構成や特徴を調査・分類し（図2）、高い信頼性を有し将来の設計変更にも柔軟に対応できる浮体式原子炉の受動的安全系として、非常用復水器と周辺海水を利用した外部冷却型の受動的格納容器冷却系を選定した（図3）。また、選定した受動的安全系やその他の工学的安全施設等の浮体構造へのレイアウトについて検討を行った。

現在、新規基準適合性審査の有効性評価の一つである炉心損傷に至るおそれのある事故のいくつかのシナリオについて、浮体式原子炉に非常用復水器等の受動的安全系が設置された条件での評価を進めている。セッション当日は、これらの取組みについて紹介する。

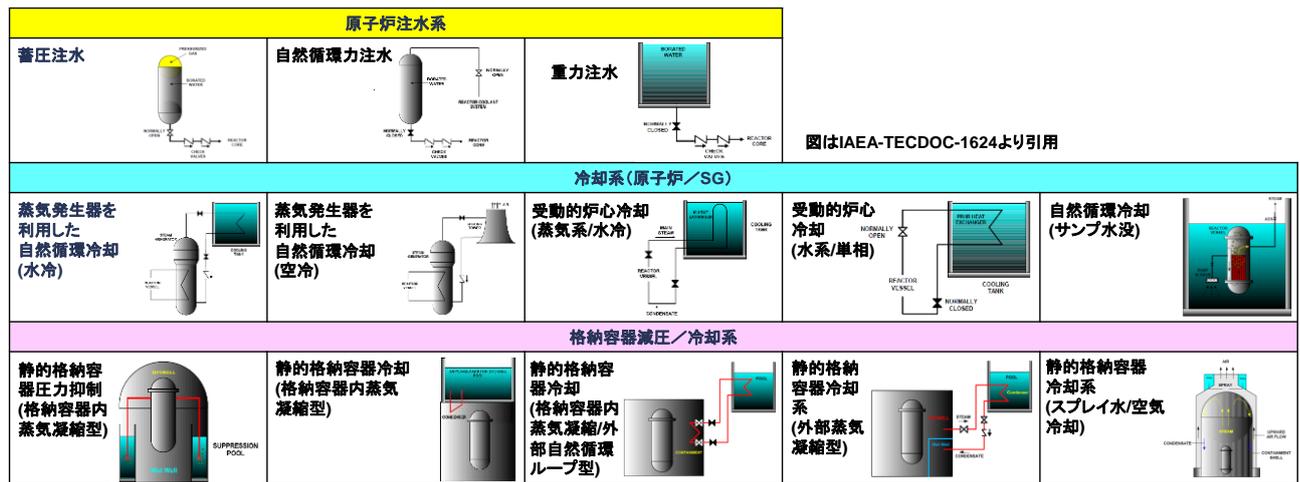


図2 受動的安全系や自然循環冷却系の構成の分類

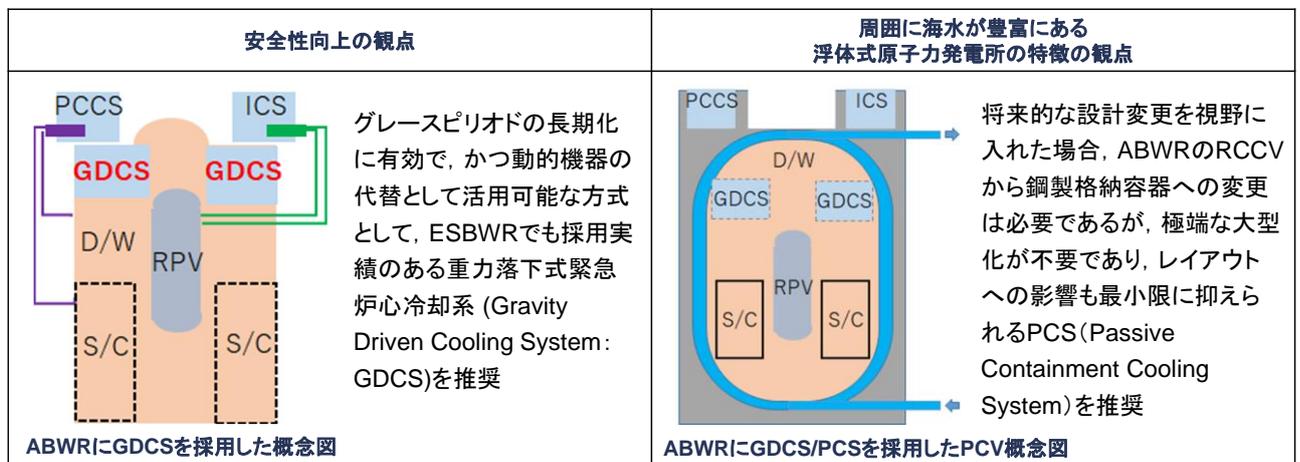


図3 浮体式原子炉概念における受動的安全系の選定案

3. 沖合での浮体構造の特性を活かした概念検討と過酷事故の実質的排除への展望

IAEA^[1]やWENRA^{[2][3]}は、“放射性物質の大規模放出となる事故の実質的な排除”(Practical Elimination, PE)を目指す設計を求めている。PEの定義は機関によって若干差はあるが、IAEA SSR-2/1の解釈に相当する文書^[4]では、PEとして対処すべき事象や現象を5つのカテゴリーに分類してそれぞれに対応した設計や対策を求めている。具体的には、①原子炉の炉心損傷とそれに伴う早期の格納容器破損につながる可能性のある事象（原子炉冷却システムの大型機器の故障、制御不能な反応度事故）、②格納容器の早期破損につながるようなシビアアクシデント現象（格納容器の直接加熱（DCH）、大規模な水蒸気爆発、水素爆発）、③格納容器の晚期破損につながるようなシビアアクシデント現象（溶融炉心コンクリート相互作用（MCCI）、格納容器熱除去の喪失）、④格納容器バイパスを伴うシビアアクシデント、⑤燃料貯蔵プール（SFP）内の燃料の著しい損傷、

を挙げている。

PE は、2つの概念に基づいている。第一は物理的不可能性を踏まえた決定論的なものであり、実際には特殊なケースに限定される。第二の概念は確率論的なものであり、高い信頼性を持ってその状態が著しく発生しにくいことである。放射性物質の大規模放出に関わる上記の PE の5つのカテゴリーは、主にレベル2 PRA にて扱う事象に相当している。

これまでの商業軽水炉の確率論的リスク評価(PRA)の結果の傾向としては、炉心損傷頻度(CDF)が高い設計の状態、格納容器機能喪失頻度(CFF)だけを数桁下げること、すなわち炉心が溶融したあとで格納器側で放射性物質の環境への放出を護りきる設計や対策は、難易度が高くなる。炉心損傷後の現象は未だ不確かさが大きく、想定外の事故進展もあり得るので、対策がうまくいかない場合も考慮しなければならず、その結果保守性が重なりコストも増加しやすい。一方、CDF を下げる設計とすれば、格納容器直結事象など一部のシナリオを除けば CFF も基本的に追従して下がる。深層防護第4層の対策も当然実装するが、第3層への対策の強化で CDF を下げる（炉心損傷の実質的な排除を目指す）設計とすることで、後段のレベル2 PRA のリスクも含め、トータルとしてリスクを下げる構成にできると期待される。深層防護のどの層にどれだけの設備を配置し、どのような対策を採るかのバランスを考えることは重要であり⁵⁾、その設計方針は安全性及び経済性に影響する。

上述の PE の観点で、現状想定される All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有する設計とすれば、炉心損傷を実質的に防止し、過酷事故を排除できると言えるレベルの設計に近づけられるものと期待される。深層防護の前段否定という考え方があるが、系統分離や位置的分散により共通原因故障の回避を意識した設計とし、洋上での All Modes, All Hazards に対して多重性や多様性を有した設計としていくことは、事象発生時においても、第3層の安全系統がいくつか生き残り、第4層の設備や対策として機能する可能性も高まる。

翻って沖合で稼働する浮体式原子炉においては、炉心や格納容器の冷却用の水源、最終ヒートシンク、スクラビングによる放射性物質閉じ込め、 γ 線等の遮蔽、いずれにも活用できる海水が、直ぐ手の届くところに大量に存在する環境での稼働となる。その周辺の大量の海水を活用し、まずは炉心損傷防止に注力する設計思想として PE を目指すとともに、種々のリスクを下げる戦略を検討できる。大規模震災等において物資の補給や陸上のインフラが活用できない状態でも、周辺の大量の海水の活用次第で、陸上の原子炉に比べて固有の安全性を持つシステムを比較的容易に設置できると考える。東電福島事故直後の事故対策として、冠水（水棺）の可能性が一時期検討されたが、浮体式炉では炉心や格納容器を喫水より低い位置に設置することにより、そのような事故対策も注入弁の系統を多重化すれば信頼性を高めて実現できると考える。

浮体式炉では、転覆、沈没、海震など陸上とは異なる脅威や事故シナリオが存在する。しかしながら、原子力船「むつ」に導入されていた、転覆時にも制御棒が抜けない構造、沈没時にも原子炉容器や格納容器を圧壊させない圧力調整弁の設置、大型タンカーが衝突しても炉心を護れる強度を持たせる設計とすることで浮体構造物の船殻が第二の格納容器の役目も果たすと期待されることなど、過去の設計や原子力船特殊則の要件等から安全上重要な設備や機能を学ぶことができる。人と環境を放射線影響から護ることが原子力安全の基本であるが、浮体式炉が浮いていても沈んでも、また外部電源や所内電源が喪失した状態でも、周辺の海水を利用した自然循環冷却で炉心や格納容器を長期間安定して冷却し続け、放射性物質を環境に放出するリスクを著しく下げ、実質的に排除できると言えるレベルの設計は、これまでの検討では実装可能と考えている。また、陸上にて大規模震災が発生した場合でも、オフサイトからの支援無く、洋上にて単独で安全に運転継続あるいは停止後の長期炉心冷却が達成される設計を目指す。

期待した設計となるかどうかは、安全評価、有効性評価、洋上のハザードの選定とそれを踏まえた PRA 等の実施により今後確認していく。引き続きより具体的な検討を進め、基本設計のレベルに引き上げていきたいと考えている。

4. 結言

小型モジュール炉（SMR）に分類される原子力発電所の中で最初に商業運転を開始したのはシベリアのペベクで稼働するロシアの浮体式原子力発電所（Akademik Lomonosov）である。中国や韓国も洋上で稼働する浮体式原子炉の開発を進め、渤海等での稼働に向けて取り組んでいる。我が国でも、立地の選択肢の拡大にも資する浮体式原子炉は、大きな可能性を秘めていると考えるが、いかがだろうか。

参考文献

- [1] IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, Rev. 1 (2016)
- [2] WENRA, “Report Safety of new NPP designs” (2013)
- [3] WENRA, “Report Practical Elimination Applied to New NPP Designs – Key Elements and Expectations” (2019)
- [4] IAEA, “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1791 (2016)
- [5] 日本原子力学会原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ報告書 (2020)

*Atsushi Ui¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

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

[2M_PL] Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

Chair: Yoshihito Namito (KEK)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M_PL01] Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University

*Hiroataka Sato¹ (1. Hokkaido Univ)

[2M_PL02] Measurement of Muon-induced Soft Error and Its Challenges

*Masanori Hashimoto¹ (1. Kyoto Univ)

[2M_PL03] Simulation of soft errors due to environmental radiation

*Shinichiro Abe¹ (1. JAEA)

放射線工学部会セッション

環境放射線と半導体デバイスのソフトウェア

Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

北海道大学における中性子ソフトウェア研究の現状

Recent research activities for neutron-induced soft errors in Hokkaido University

*佐藤 博隆¹, 岩下 秀徳², 木内 笠^{1,2}¹北海道大学, ²NTT 宇宙環境エネルギー研究所

北海道大学大学院工学研究院の 32 MeV 電子線形加速器駆動パルス中性子源「HUNS」では、宇宙線中性子に起因する半導体利用電子機器“システム”のソフトウェアに関する対策試験を 2012 年度より行っている。宇宙線中性子は一次宇宙線である主に陽子などの高エネルギー粒子により発生して地上に降り注いでいる二次宇宙線であり、そのエネルギーは meV から GeV に渡る。高速中性子も含まれているため、地上の建物の中に設置されている電子機器に入射し得る。高速中性子は閾値核反応や核破砕反応といった荷電粒子生成反応を引き起こすため、電子機器内でビット反転 (SEU) が起こり得る。このビット反転により一時的なメモリエラーが起こり、電子機器の誤動作が起こり得る。これをソフトウェアと呼び、半導体メーカーなどで対策が急務となっている。また、半導体から構成される電子機器“システム”のレベルの観点からも対策が求められている。多数の電子機器システムを運用するためシステムレベルではソフトウェアの発生頻度が高い情報通信ネットワークの分野において、中性子ソフトウェア対策試験に関する国際標準 (ITU-T) が 2018 年に制定されている。このような背景から、HUNS における“システム”レベル試験が活発となっている。

高強度の高速中性子を電子機器システムに照射することで、自然界に比べ多くのソフトウェアを引き起こすことができる。これをソフトウェア加速試験と呼び、ソフトウェア対策の実確認と、自然界でのエラーレートの推定の二つの観点から重要となっている。HUNS におけるソフトウェア加速試験の大きな長は、直径 250 mm の大面積ビームラインを 3 本同時使用することができることであり、“システム”レベルソフトウェア加速試験に向いている[1]。また、高強度すぎる中性子ビーム照射は電子機器システム内のあちこちでソフトウェアが生じ、ソフトウェア評価実験を継続することが困難である。しかし、HUNS の高速中性子束は線源から 6 m の位置で 10^5 n/cm²/s 以下程度なので、実験継続性の高い適度な高強度ビームであると言える。

一方、HUNS の中性子エネルギースペクトルは地上における宇宙線中性子のエネルギースペクトルとは形状が異なるため、中性子束の比から単純に自然界におけるエラーレートの推定を行うことはできない。そこでまず、超高速ソフトウェア検知回路を実装した三種類の FPGA を用いて、LANSCE において 1~800 MeV の中性子に関するエネルギー高分解能な SEU 断面積の絶対値を世界で初めて実測した[2]。そして、これら FPGA のソフトウェアレートを HUNS ならびに住重アテックスの 18 MeV 陽子サイクロトロン中性子源で測定した。また、既知の SEU 断面積と PHITS で計算した各中性子施設の中性子エネルギースペクトルを用いて、ソフトウェアレートを計算した。その結果、ソフトウェアレートの測定値と計算値は数十%の範囲内で一致した。一方、1 MeV 以下の SEU 断面積を LANSCE では実測できなかったため、計算値が過小評価されている傾向も確認された。以上のように、計算された中性子エネルギースペクトルの妥当性を確認したため、この情報を基に自然界に対する HUNS のソフトウェア加速係数を求めた所、1100 万倍程度と見積もられた[3]。このように、中性子エネルギー依存の SEU 断面積を実測できたことにより、自然界とは異なる中性子エネルギースペクトル形状を持つ HUNS のソフトウェア加速係数を見積もることができた。

[1] H. Iwashita, H. Sato *et al.*, IEEE Trans. Nucl. Sci. **64** (2017) 689-696.[2] H. Iwashita, G. Funatsu, H. Sato, T. Kamiyama *et al.*, IEEE Trans. Nucl. Sci. **67** (2020) 2363-2369.

[3] R. Kiuchi and H. Iwashita, Private communication, 28th February 2022 and 19th July 2022.

*Hirota Sato¹, Hidenori Iwashita² and Ryu Kiuchi^{1,2}¹Hokkaido Univ., ²NTT Space Environment & Energy Lab.

放射線工学部会セッション

環境放射線と半導体デバイスのソフトウェア

Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

ミュオン起因ソフトウェアの測定と課題

Measurement of muon-induced soft error and challenges

*橋本 昌宜¹¹京都大学**1. 概要**

宇宙線に起因する中性子やミュオンが集積回路に引き起こすソフトウェアが信頼性低下要因として注目を浴びている[1]。特に、Society 5.0 では高信頼なシステムの構築が求められる一方で、ソフトウェアはその実現を阻害する要因となりうる。近年の集積デバイスでは中性子がソフトウェアの主要因を占めると言われてきており、中性子を対象とした多くの研究開発が行われてきた。一方で、トランジスタの微細化によりビット反転に必要な臨界電荷量が小さくなること、地上に届く粒子数は中性子よりもミュオンのほうが多いことなどから、ミュオン起因ソフトウェアへの懸念が高まっていた。

本発表では、J-PARC MUSE で実施した SRAM に対する正負ミュオン照射実験の結果を報告する[2-8]。これまで正ミュオン照射実験結果の報告は数例あったが、負ミュオン照射試験の報告はなく、世界に先駆けて実施した照射実験である。実験結果より、ミュオンによってソフトウェアが発生すること、負ミュオンは原子核に捕獲される物理過程により正ミュオンよりソフトウェアへの影響が大きいことを明らかにした。さらに、中性子起因ソフトウェアとの類似性や、デバイス構造、テクノロジーへの依存性、照射施設の違い[9]などについても報告する。2019 年度より科研費基盤(S)で実施している「ミュオン起因ソフトウェア評価基盤技術: 実測とシミュレーションに基づく将来予測」の研究課題を紹介し、今後の研究の展開を議論する。

2. 参考文献

- [1] M. Hashimoto, K. Kobayashi, J. Furuta, S. Abe, and Y. Watanabe, "Characterizing SRAM and FF Soft Error Rates with Measurement and Simulation," *Integration, the VLSI Journal*, vol. 69, pp. 161-179, Nov. 2019.
- [2] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, K. Nakano, H. Sato, T. Kin, S. Abe, K. Hamada, M. Tampo, and Y. Miyake, "Negative and Positive Muon-Induced Single Event Upsets in 65-nm UTBB SOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 65, no. 8, pp. 1742-1749, August 2018.
- [3] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, K. Nakano, H. Sato, T. Kin, K. Hamada, M. Tampo, and Y. Miyake, "Measurement and Mechanism Investigation of Negative and Positive Muon-Induced Upsets in 65-nm Bulk SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 65, no. 8, pp. 1734-1741, August 2018.
- [4] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, and S. Abe, "Estimation of Muon-Induced SEU Rates for 65-nm Bulk and UTBB-SOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 66, no. 7, pp. 1398 - 1403, July 2019.
- [5] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, S. Abe, and Y. Watanabe, "Similarity Analysis on Neutron- and Negative Muon-Induced MCUs in 65-nm Bulk SRAM," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 66, no. 7, pp. 1390 - 1397, July 2019.
- [6] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, S. Abe, M. Tampo, S. Takeshita, and Y. Miyake, "Impact of the Angle of Incidence on Negative Muon-Induced SEU Cross Sections of 65-nm Bulk and FDSOI SRAMs," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 67, no. 7, pp. 1566 - 1572, July 2020.
- [7] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe, Y. Watanabe, S. Abe, M. Tampo, S. Takeshita, and Y. Miyake, "Negative and Positive Muon-Induced SEU Cross Sections in 28-nm and 65-nm Planar Bulk CMOS SRAMs," in *Proceedings of International Reliability Physics Symposium (IRPS)*, 2019.
- [8] T. Kato, M. Tampo, S. Takeshita, H. Tanaka, H. Matsuyama, M. Hashimoto, and Y. Miyake, "Muon-Induced Single-Event Upsets in 20-nm SRAMs: Comparative Characterization with Neutrons and Alpha Particles," *IEEE Transactions*

on Nuclear Science, vol. 68, no. 7, pp. 1436-1444, July 2021.

[9] T. Mahara, S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao, M. Hashimoto, T. Y. Saito, M. Niikura, K. Ninomiya, D. Tomono, and A. Sato, "Irradiation Test of 65 nm Bulk SRAMs with DC Muon Beam at RCNP MuSIC Facility," *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 67, no. 7, pp.1555 - 1559, July 2020.

*Masanori Hashimoto¹

¹Kyoto Univ.

放射線工学部会セッション

環境放射線と半導体デバイスのソフトウェア

Soft errors in semiconductor devices due to environmental radiation

環境放射線起因ソフトウェアのシミュレーション

Simulation of soft errors due to environmental radiation

*安部 晋一郎¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

半導体デバイスに対する放射線影響として、1つの放射線によってメモリ素子の保持するデータが反転する現象（シングルイベントアップセット, SEU）があり、これによって電子機器に一時的な誤動作（ソフトウェア）が生じる。地上環境におけるソフトウェアは中性子が主因であり、近年はミューオンの影響も懸念されている。中性子やミューオンは透過性が高く遮蔽が困難なため、電子機器の信頼性を保証するためにはソフトウェア発生率（SER）を事前に評価することが重要となる。

SER 評価方法としては実測的な方法とシミュレーションがある。放射線照射施設で中性子やミューオンを実際に照射して評価する方法（加速試験）は、実際の発生率を把握する上で非常に有用であるが、ビームタイムには限りがあるため多くの電子機器を評価することは困難である。一方、シミュレーションで SER を精度よく評価できれば、デバイス製造前の段階で評価を行い、その結果を早期にフィードバックすることでソフトウェア対策技術の研究開発を効率よく進めることに役立つ。

このような状況において、我々は企業や大学・研究機関と協力して、ソフトウェアシミュレーション技術の研究開発やソフトウェア発生時の物理過程の詳細解析、SER 評価手法の構築などに取り組んでいる。

2. ソフトエラーシミュレーション技術の研究開発

ソフトウェアの原因となる SEU の発生過程は、核反応過程、電荷付与過程、電荷収集過程の3つに大別される。我々の研究では、核反応過程および電荷付与過程の解析には放射線挙動解析コード PHITS [1]を、電荷収集過程の解析には3次元 TCAD システム HyENEXSS [2-4]を利用しており、これまでの研究で PHITS と HyENEXSS を連成させたマルチスケールモンテカルロシミュレーション手法 PHYSERD [5]を構築した。図1に PHYSERD による解析結果の一例を示す。このような詳細な解析はソフトウェア発生メカニズムを理解する上で有用な知見が得られるが、1つの核反応イベントの解析に数時間、場合によっては十数時間要することもある。SER 評価には多くの核反応イベントを解析する必要があるため、PHYSERD を SER 評価に適用することは計算コストの面で課題がある。

シミュレーションによる SER 評価では、計算コスト低減のために有感領域モデルを用いて収集電荷量を概算することが一般的である。有感領域モデルには、単一有感領域（SSV）モデルと多重有感領域（MSV）モデルの2種類がある。SSV モデルでは、半導体デバイス内に有感領域を1つ定義し、その有感領域に付与された電荷は全て収集されると仮定して収集電荷量を概算する。このときの有感領域の形状はトランジスタのアクティブ領域面積やファネリング長に基づいて定義される。ただ、近年の最先端デバイスに関しては SSV モデルでは計算精度に問題が生じることが多々ある。MSV モデルでは、半導体デバイス内に複数の有感領域を定義し、各領域における電荷収集効率（付与電荷量に対する収集電荷量の割合）を考慮して収集電荷量を概算する。PHYSERD の詳細解析結果を基準値として SSV モデルと MSV モデルの精度検証を行った結果、図2に示すように、MSV モデルによる核反応イベント1つ1つの収集電荷量の概算値は PHYSERD による結果と良い一致を示す[6,7]。なお、MSV モデルの有感領域の形状や電荷収集効率は、TCAD シミュレーションによる電荷収集過程の系統調査結果などに基づいて定義するため、SSV モデルと比較すると追加の計算コストを要するが、PHYSERD と比較すると SER 評価に要する計算コストは10~20%程度まで低減される。

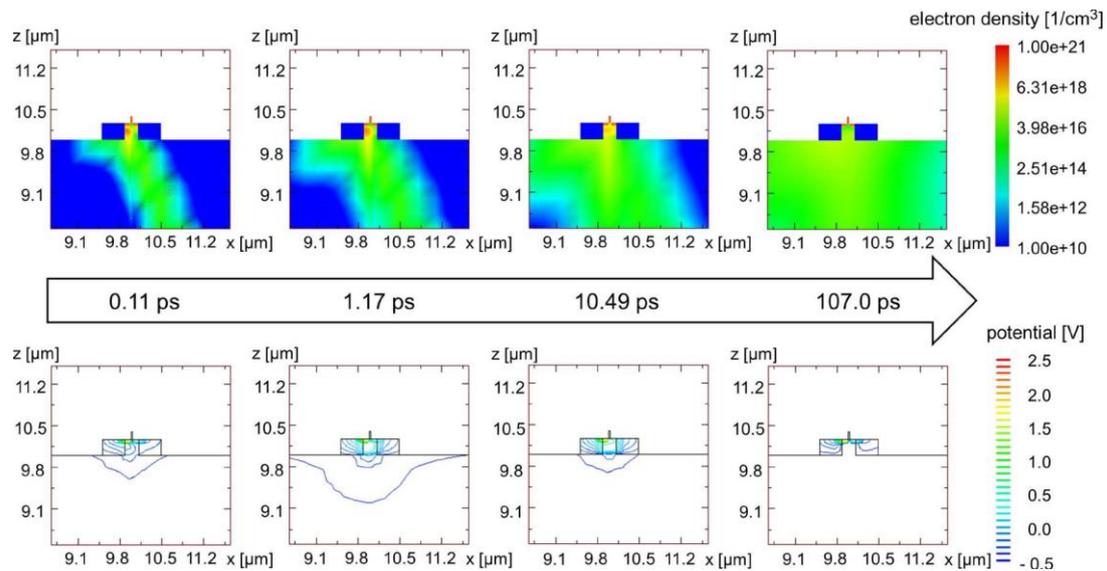


図 1. PHYSERD を用いた核反応イベントの過渡応答解析結果 [5]

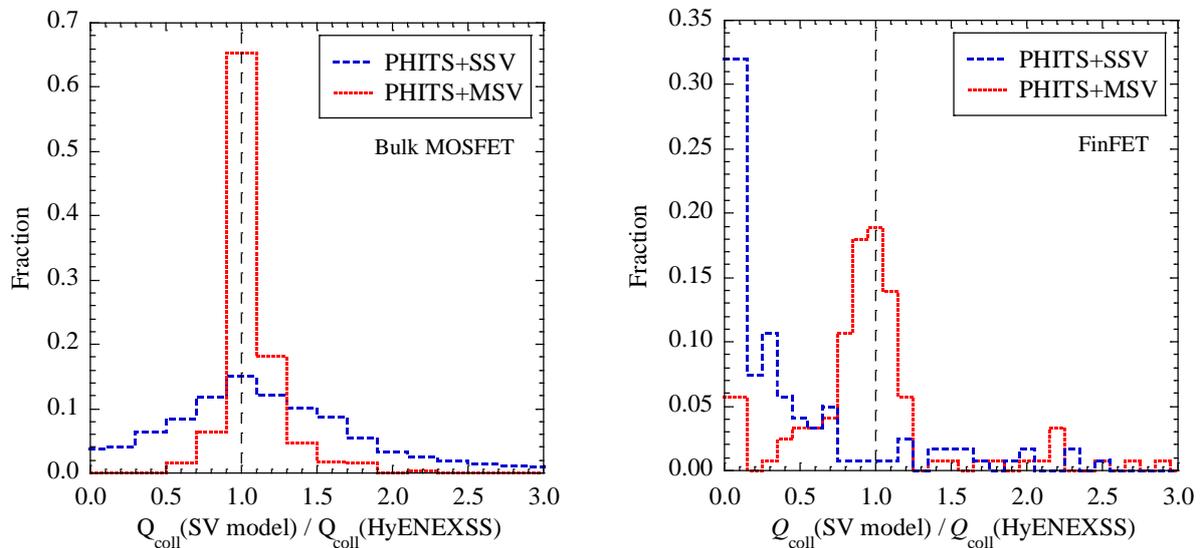


図 2. Bulk MOSFET (左) と FinFET (右) に関する収集電荷量の相対値の度数分布 [6,7]

3. ソフトエラー発生の物理過程の詳細解析

シミュレーションは、物理現象をモデル化してコンピュータ上で模擬計算を行うため、現実では観測が困難な情報を計算結果から抽出することが可能であり、測定結果の物理的解釈やソフトウェア対策法の研究開発において役に立つ。また実験前にシミュレーションを行うことで、有意な測定結果を得るために必要なビーム条件やマシンタイムなどを予測することも可能である。

一例として、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター (CYRIC) で実施した、準単色中性子照射 SEU 測定実験の結果とその解析結果[8]を示す。この研究では、中性子照射施設での加速試験において、中性子照射方向が測定結果にどのような影響を及ぼすかを明らかにすることを目的とした。試験ボードの樹脂製パッケージ側とプリント基板側からそれぞれ中性子を照射したところ、図 3 に示すように、樹脂製パッケージ側から照射すると SEU 発生率が 3 割から 5 割高くなることが分かった。この実験結果について PHIT+MSV モデルを用いて解析を行ったところ、図 4 に示すように樹脂製パッケージ側から照射した際に二次軽イオン起因 SEU 発生率が高くなることが明らかになった。特に水素イオンの寄与が照射方向によって大きく異なるが、これは樹脂に含まれる水素原子と入射中性子との弾性散乱によって二次陽子が前方に多く放

出されることが原因であることも詳細解析から判明した。この結果から、パッケージの材質を樹脂から水素原子を含まないセラミックに変更することで、SEU 発生数を低減できるという知見も得られた。

また別の例として、ミューオン起因ソフトウェアに関する研究成果[9]を示す。研究に着手した当時、ソフトウェアに対するミューオンの直接電離や負ミューオン捕獲反応の影響について、いくつかの先行研究が行われていたが、環境ミューオン起因ソフトウェアに関する知見は十分とは言えなかった。そこで、PHITS のミューオン仮想光子核反応モデルおよび負ミューオン捕獲反応モデルを新規開発し、PHITS+MSV モデルを用いて環境ミューオン起因 SER の解析を行った。その結果、図 5 に示すように、建屋やサーバー筐体による遮蔽効果まで考慮すると、環境中性子起因 SER に対して環境ミューオン起因 SER は中性子起因 SER に対して 20%程度と、その影響は無視できないことが判明した。また環境ミューオン起因 SER の主因は負ミューオン捕獲反応で、仮想光子を介したミューオン核反応の影響は小さいことも明らかになった。このシミュレーション結果を受け、J-PARC の物質・生命科学実験施設においてミューオン照射ソフトウェア測定実験を行い、ミューオンが半導体デバイス内に停止するエネルギーで照射したときに、正ミューオンに比べて負ミューオンの方が SEU 発生率が高くなることを実験的に初めて明らかにした。

4. まとめ

本稿ではこれまでの研究成果を踏まえて、ソフトウェアシミュレーション手法および SER 評価におけるシミュレーションの有用性について記載した。本講演では、最新の研究成果についても紹介する。

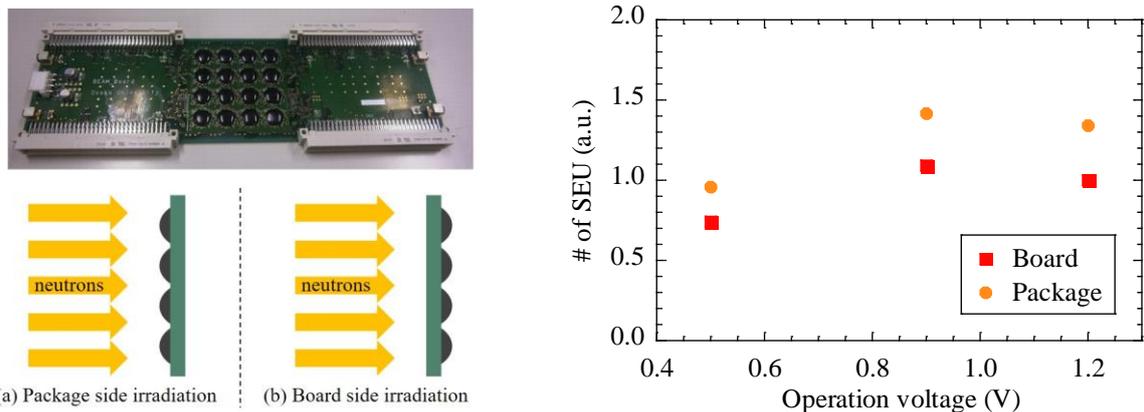


図 3. 試験ボードと照射方向の概念図 (左) および 65MeV 準単色中性子照射 SEU 測定結果 (右) [8]

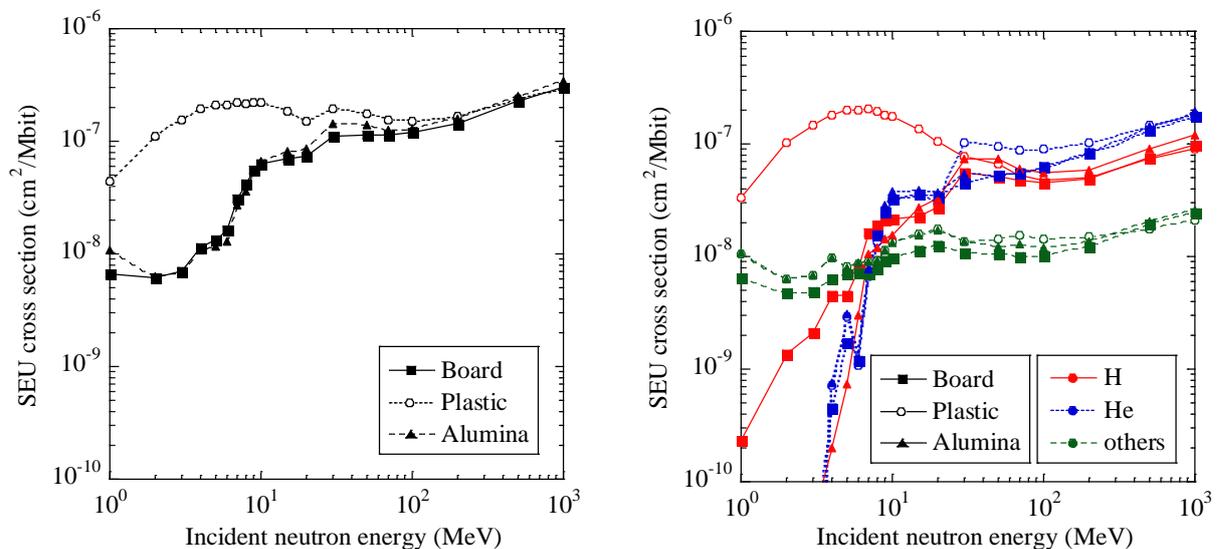


図 4. PHITS+MSV モデルで算定した中性子起因 SEU 断面積 (左) および二次イオン種の寄与 (右) [8]

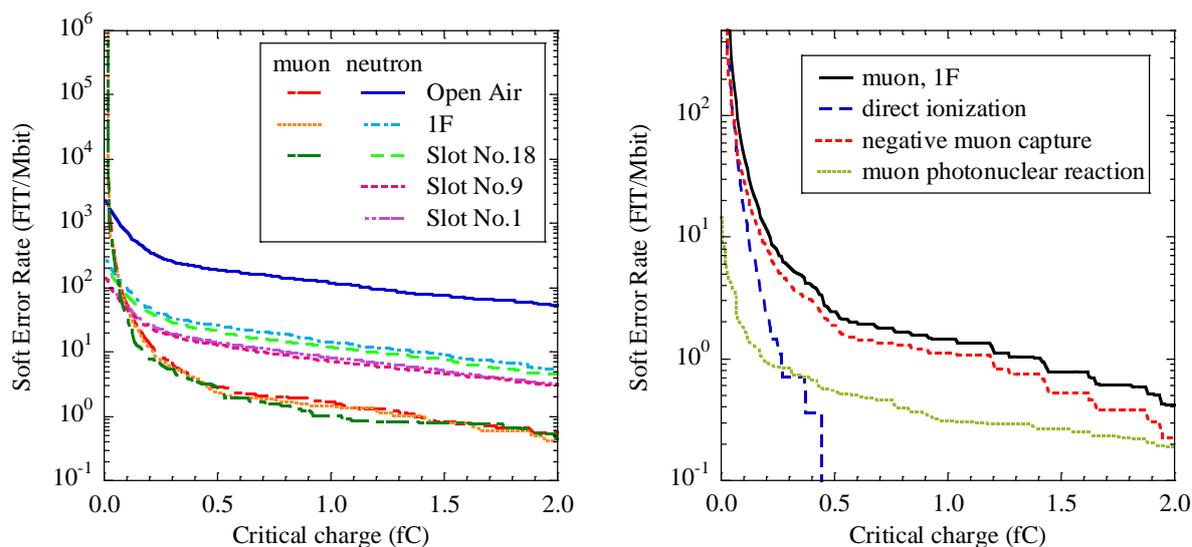


図 5. 屋外、建屋 1 階およびサーバー筐体内における環境中性子およびミューオン起因 SER (左) および環境ミューオン起因 SER における各物理過程の寄与 (右) [9]

謝辞

本研究の一部は、笹川科学研究助成 (2011 年度, 研究番号: 23-216)、日本学術振興会 特別研究員(DC2)奨励費 (2012 年度~2013 年度, 課題番号: 24-7673)、日本学術振興会 科研費 (2016 年度~2018 年度, 課題番号: JP16H03906)、科学技術振興機構 産学共創プラットフォーム共同研究推進プログラム (JST-OPERA) (2017 年度~2021 年度, 課題番号: JPMJOP1841)、日本学術振興会 科研費 (2019 年度~, 課題番号: JP19H05664) の助成を受けるとともに、(株)半導体理工学研究センター (2008 年度~2010 年度)、富士通セミコンダクター(株) (2011 年度~2014 年度)、(株)ソシオネクスト (2015 年度~) から支援を受け、筑波大学、大阪大学、九州大学、京都工芸繊維大学、京都女子大学、東京大学、東北大学、京都大学、大阪工業大学、高度情報科学技術研究機構、宇宙航空研究開発機構、高エネルギー加速器研究機構、(株)日立製作所、HIREC(株)と協力して遂行したものです。この場を借りて感謝を述べさせていただきます。

参考文献

- [1] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 55, pp. 684-690 (2018).
- [2] N. Kotani, *Proc. of Int. Conf. Simulation of Semiconductor Processes and Devices (SISPAD), Leuven, Belgium, Sep. 2-4, 1998*, pp. 3-7 (1998).
- [3] 和田哲典, 藤永正人, 大蔵康幸 et al., 第 53 回応用物理学学会関係連合講演会 講演予稿集, 22p-ZA-2 (2006).
- [4] 中村光利, *応用物理*, vol. 77, pp. 818-822 (2008).
- [5] S. Abe and Y. Watanabe, *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 61, pp. 3519-3526 (2014).
- [6] S. Abe and T. Sato, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 53, pp. 451-458 (2016).
- [7] 安部晋一郎, 佐藤達彦, 加藤貴志 et al., 第 78 回応用物理学学会周期学術講演 講演予稿集, 7a-PB3-8 (2017).
- [8] S. Abe W. Liao, S. Manabe et al., *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 66, pp. 1374-1380 (2019).
- [9] S. Abe and T. Sato, *IEEE Conf. Pub.*, PE.6.1 (2017).
- [10] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao et al., *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, vol. 65, pp. 1742-1749 (2018).

*Shin-ichiro Abe¹

¹Japan Atomic Energy Agency

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

[2N_PL] Restoration, Reconstruction and Development after Disaster Accelerator and Quantum Beam Facilities

Chair: Kai Masuda (QST)

Thu. Sep 8, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bldg.1F No.102)

[2N_PL01] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -

*Kimikazu Sasa¹ (1. Univ. of Tsukuba)

[2N_PL02] Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake - AIST Electron LINAC Facility -

*Ryoichi Suzuki¹ (1. AIST)

[2N_PL03] Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburu Earthquake - Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

加速器・ビーム部会セッション

災害からの復旧、復興、その後の発展 ～加速器・量子ビーム施設～

Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

- Accelerator and Quantum Beam Facilities -

(1) 筑波大学タンデム加速器施設の東日本大震災からの復旧・復興とその後の発展

(1) Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake

- Tandem Accelerator Facility at the University of Tsukuba -

* 笹 公和¹¹ 筑波大学

1. はじめに

筑波大学タンデム加速器施設では、1975年に12UDペレトロンタンデム加速器(最大端子電圧12MV)を導入して、加速器の維持管理と共同研究の利用支援をおこなってきた。しかし、2011年3月11日に発生した東日本大震災により、縦型の加速器本体やイオン源装置等の多くの実験設備が損壊した[1]。加速器損壊についての被害状況の確認と加速器の復興計画を同時に取りまとめて、同年8月には加速器の更新が承認されている。新たに導入された6MVタンデム加速器は、国内では約20年ぶりの建設となる大型静電加速器であった。2016年1月に放射線発生装置としての施設検査に合格し、同年3月より本格的な運用を開始している。加速器システムとして、5台の負イオン源と12本のビームラインを有しており、地震による被害を免れた1MVタンデトロン加速器と併せて国内有数のイオンビーム実験施設となっている。筑波大学タンデム加速器施設の東日本大震災からの復旧・復興とその後の発展について報告する。

2. 加速器施設の被災について

2-1. 東日本大震災時の状況

タンデム加速器施設の建屋高さは42.1m、1階の施設全幅は46.5mである。12UDペレトロンタンデム加速器は、縦型で設置されており、9階がイオン源室で、Csスパッタ負イオン源、AMS用マルチカソード型Csスパッタ負イオン源、ラムシフト型偏極イオン源(PIS)の3台のイオン源があった。加速タンクは直径4.9m、高さ17.9m、総重量が120トンあり、加速器棟3階から7階までの間に床を突き抜けて設置されていた。東日本大震災の発生当時は、⁴¹CaのAMS試験測定を実施しており、ターミナル電圧8MVで加速器を運転中であった。茨城県つくば市では、最大で震度6弱の大きな揺れが発生した。地震発生の際に加速器棟4、5、7階の遮へい扉が動いて、加速器が緊急停止するのを監視システムで確認している。地震による揺れの途中で、施設は停電となり、その後の状況把握には1週間程度の日数が掛かることになった。照明を無くした制御室では、パソコンや棚などの倒壊や天井の送風口の落下などがあった。停電・断水の影響と加速タンクに封入している絶縁ガスの流出による危険性もあるため、施設への立ち入りは1週間ほど後になった。

2-2. 加速器施設の被害状況

加速器本体の被害状況の確認は、2011年3月末に実施された。加速タンクの内部には、直径1.8m、全長17.5m、重量は約10トンの加速管コラムがあったが、全て倒壊して加速タンク底部に横たわっていた。

加速器本体の総重量は約120トンであり、4階に設置された3台の加速器支持用ジャッキが加速器より外れ掛かり、加速器本体が建物下部へ落下する危険性が生じていた。また、加速器本体の前後の真空ライン系もほぼ全てが損壊していた。その他、9階に設置してあった3台のイオン源装置が全損となった。

2-3. 加速器の更新計画

12UDペレトロンタンデム加速器は損傷が大きく、復旧の目処が立たなかった。しかし、被災した加速器については、震災後に早急に復興計画を立案する必要があった。第1次災害復旧費要求書の提出は、2011年3月末であったが、その時点で加速器本体の損傷の度合いは判明しておらず、損壊したイオン源及び実験装置類の復旧費のみを申請した。震災による被害報告と施設の復旧活動を同時に進めていたが、夏前には12UD

ペレトロンタンデム加速器を修復するか、またはシャットダウンして加速器の更新を申請するかの判断が必要となった。12UD ペレトロンタンデム加速器は、建設時に建屋と同時に組み立てを行っており、加速器修復には建屋構造上の問題が発生した。また同じ縦型のタンデム加速器の復旧には、地震対策上の問題があった。最終的には、2011年8月に加速器の更新を申請して、補正予算で承認された。更新する加速器は、耐震性を考慮して横置きで施設1階に設置できる最大のものとして、加速電圧6 MVのタンデム加速器を選択した。

2-4. 12UD ペレトロンタンデム加速器の廃止措置

施設の改修工事と併行して、12UD ペレトロンタンデム加速器の廃止措置を実施した。平成24年施行の放射線障害防止法の改正後において、研究用加速器では最初の廃止事例となった。加速器を廃止するにあたり、生成された放射化物の対応は必須となる。計算と実測から放射化の範囲を特定し適切な措置を講じることになった。加速器における放射化範囲の評価については、前例が無かったために対応に手間取った。廃止措置の遅れから、更新された加速器は予定より2年ほど遅れて2016年から運用が開始されることになった。

3. タンデム加速器施設の復興とその後の発展

3-1. 6 MV タンデム加速器の導入

2011年8月に導入が決定された6 MV タンデム加速器は、最新のペレトロン型タンデムであり、コンピュータ制御による自動運転が可能となっている。高安定電圧(電圧安定精度 $\sim 10^{-4}$)により、陽子は $3 \mu\text{A}$ 、重イオンでは $50 \mu\text{A}$ までの直流ビームが提供可能となっている[2]。廃止した12UD ペレトロンタンデム加速器の実験設備の一部も再利用しており、実験装置類は全て施設1階に集約を図った。図1に復興した筑波大学タンデム加速器施設を示す。2014年に加速器本体が導入されて、ビームラインの建設や加速器調整などがおこなわれ、2016年1月に放射線発生装置としての施設検査に合格して同年3月より本格的な運用を開始している。

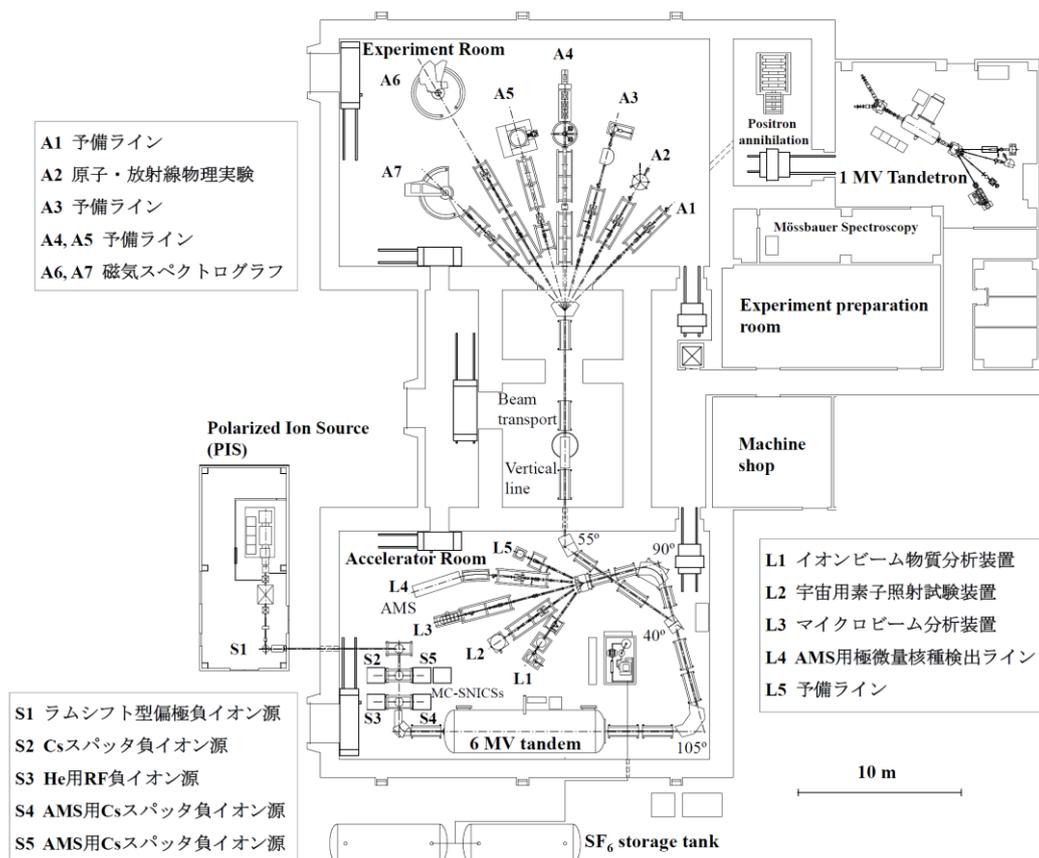


図1 筑波大学タンデム加速器施設の復興後の加速器配置図

3-2. 6 MV タンデム加速器の研究展開

加速器本体は東日本大震災の復興経費で対応したが、ビーム実験装置の開発についてはプロジェクト経費を獲得して進めた。原子核実験の用途についてはエネルギー範囲が限られるが、低エネルギー天体核反応実験や偏極陽子・重陽子による核反応実験に利用されている。加速器質量分析(AMS)装置は、国内最大の最新鋭

AMS システムとして、極微量核種の高感度分析が可能となっている。また、ゴニオメーターを備えたイオンビーム分析システムやマイクロビーム装置、放射線耐性試験装置などが新たに設置された。

3-2-1. イオンビーム物質分析装置

L1 コースにイオンビーム物質分析用装置を設置している。5 軸ゴニオメーターを持つ試料台があり、ラザフォード後方散乱(RBS)分析や重イオン反跳原子検出法(ERDA)による水素・軽元素分析とチャネリング測定が可能なシステムとなっている。半導体素子や新機能素材の構造解析及び微量元素分析が実施されている。

3-2-2. 宇宙用素子照射試験装置

宇宙放射線環境におけるデバイスのシングルイベント発生頻度は、LET の低い数 $10 \text{ MeV}/(\text{mg}/\text{cm}^2)$ 以下の領域に閾値があり、タンデム加速器による加速粒子エネルギー範囲と一致する。最近、宇宙用機器や原子力施設及び廃炉作業等で使用する機器に搭載する半導体素子について、より安価な民生用部品の使用が望まれている。文科省「先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業」での高度化設備として開発をおこなった宇宙用素子照射試験装置は、L2 コースに設置されており、ビーム拡散用の散乱体を導入可能な微弱ビーム形成部と直径 1 m の真空槽からなる照射試験部、集中制御・計測部と真空排気系システム部から形成されている。照射試験部には、遠隔操作により 4 軸が駆動する A5 版サイズ(148 mm×210 mm) の試料ホルダーが設置されている。半導体素子へのイオン照射では、照射粒子を均一に分散させる必要がある。また、照射量としては微弱な $10^2\sim 10^4 \text{ ions}/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度であり、大面積の均一照射野を形成するイオン照射技術の開発をおこなった。拡散均一ビームの形状として、ほぼ正方形(57 mm×57 mm)の照射野を得ており、現在のところ照射均一度は 90%以上となっている。

3-2-3. 構造材料用マイクロビーム分析装置

戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)「革新的構造材料」における先端計測装置として、構造材料用マイクロビーム分析装置を L3 コースに整備した。MeV 級イオンのマイクロビーム形成を図り、高エネルギー He ビームを用いた透過 ERDA による水素分析の他に、超伝導トンネル接合型(STJ)検出器を用いた軽元素と微量添加元素の分析法の開発を進めている。

3-2-4. 加速器質量分析(AMS)装置

国内で最大となる AMS 装置であり、L4 コースに設置した極微量核種検出ラインには、 22.5° 球面電極型静電分析器が設置されており、末端の 5 枚電極型 ΔE -E ガス検出器により多核種 AMS 測定に対応可能となっている。測定可能な極微量核種は、 ^{14}C ($T_{1/2} = 5,730 \text{ yr}$)の他に、長半減期核種である ^{10}Be ($1.36 \times 10^6 \text{ yr}$)、 ^{26}Al ($7.17 \times 10^5 \text{ yr}$)、 ^{36}Cl ($3.01 \times 10^5 \text{ yr}$)、 ^{41}Ca ($1.03 \times 10^5 \text{ yr}$)、 ^{129}I ($1.57 \times 10^7 \text{ yr}$)などであり、同位体比 10^{-10} から 10^{-15} での検出が可能である[3]。特に、 ^{41}Ca については、国内で初めて高感度検出を実現した核種である。長半減期の極微量核種の検出技術は、地球環境研究における同位体トレーサー研究に利用されている。

4. まとめ

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、筑波大学の 12UD ペレトロンタンデム加速器は損壊したが、多くの関係者の協力により施設を改修して新たな加速器を導入することができた。加速器の損壊からの復旧・復興には約 5 年の歳月を費やしたことになる。6 MV タンデム加速器は、2016 年 3 月から正式運用を開始している。加速電圧は 1.0 から 6.0 MV の範囲で 1 kV 単位で電圧可変であり、多種のイオンを精密なエネルギーで提供可能なシステムとなっている。現在、複合的なイオンビーム利用研究の展開を目指して、新規のビーム実験装置の開発・整備を進展させている。加速器の安定的な運用を図りながら、施設共用により学外機関及び産業界とも共同利用研究を積極的に推進していく予定である。

参考文献

- [1] 笹 公和, 「加速器」, Vol.9(1), 14-21, 2012.
- [2] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B* 361, 124-128, 2015.
- [3] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B* 437, 98-102, 2018

*Kimikazu Sasa¹

¹ Univ. Tsukuba

加速器・ビーム科学部会セッション

災害からの復旧、復興、その後の発展 ～加速器・量子ビーム施設～

Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

- Accelerator and Quantum Beam Facilities -

(2) 産総研電子加速器施設の東日本大震災からの復旧とその後の展開

(2) Restoration, Reconstruction and Development after the Great East Japan Earthquake

- AIST Electron LINAC Facility -

*鈴木 良一¹¹産業技術総合研究所

1. はじめに

産総研電子加速器施設では、震災前は、低速陽電子発生や電子蓄積リングへの電子入射用 400 MeV 電子リニアック TELL、放射光やレーザー逆コンプトン散乱等の実験のための 800 MeV 電子蓄積リング TERAS、自由電子レーザー実験用電子蓄積リング NIJI-IV、テラヘルツや準単色 X 線発生用 S バンド小型リニアック、医療用 LINAC、超伝導電子加速器、超小型電子加速器など、小型及び中型の電子加速器開発及びその利用研究を行ってきた。本発表では、この産総研電子加速器施設の東日本大震災による被害やその対応状況と、その後の新たな研究の展開について報告する。

2. 産総研電子加速器施設の東日本大震災の被害と対応 [1]

2-1. 電子加速器施設の被害と対応

東日本大震災では、電子加速器施設の直接的な被害としては電子蓄積リング TERAS や NIJI-V に電子ビームを輸送している TELL ビームラインの真空ベローズからの大気リークや、超伝導加速器の RF カプラー部セラミック破損など真空系の被害が大きかったが、技術的には復旧はそれほど難しくはなかった。しかし、人的リソース、研究予算、研究展開等を検討して、電子蓄積リング TERAS と NIJI-IV はシャットダウンし、小型電子加速器開発およびそれらの利用研究に力をいれることになった。

2-2. 福島原発事故対応

産総研電子加速器施設では、放射線に関係する様々な研究が行なわれてきたことから、東日本大震災による福島原発事故対策として、産総研つくば事業所の放射線のモニタリング状況を Web で公開するシステムを事故後すぐに構築して情報発信を行うとともに、研究所の一般公開での展示、福島県への専門家派遣などを実施した。また、生活の中で使用できる放射線線量計開発の産総研の所内プロジェクトを立ち上げて、長期間電池交換無しに放射線（ガンマ線）の線量を記録できる線量計を開発した[2]。これは、つくば市民の協力による実証試験を経て技術移転/製品化し、福島県の自治体等に導入された。また、この線量計は、宇宙飛行士用の線量計などの応用も期待され、現在 JAXA 等と共同研究を行なっている。

3. 産総研電子加速器施設の東日本大震災後の新たな展開

以下に震災後の産総研電子加速器施設の震災前からの変化と研究展開について説明する。

3-1. 電子線形加速器（TELL）のエネルギー縮小化と低速陽電子源への利用

前述のとおり、電子蓄積リング TERAS と NIJI-IV は震災後シャットダウンすることになったが、TELL は材料評価等に利用する低速陽電子ビームの発生には適していることから、TELL は主に低速陽電子発生用加速器として利用されることになった。低速陽電子発生には、電子エネルギーは 50 MeV 以下で可能であることから、従来 20 本あった加速管のうちの 4 本を使用し、設置場所を陽電子発生部の近くに移設して稼働させている。また、震災前は、電子加速器施設の省エネ化に取り組んできており、空調や冷却水系の省エネ化は実現した[3] が、電子リニアックの電源系に出力 1 MW のモーター・ジェネレータ（MG）を用いていて、

長時間駆動する場合の電力が問題になっていた。この加速器の電源系に対して PFN 充電電源を更新することにより MG を廃止し、低電力で加速器の稼働を可能にした。これにより、長時間の稼働でも電力消費の心配をせずに低速陽電子ビームの発生が可能になり、文科省ナノテクノロジープラットフォーム事業などで先端材料の分析・評価に利用されてきている。

3-2. 中性子解析用電子加速器 (AISTANS)

シャットダウンした NIJI-IV の跡地を利用して、NEDO 革新的新構造材料等研究開発事業により、電子加速器を用いた構造材料の中性子解析技術を開発することになり、新たな電子加速器と中性子解析装置を建設した。この電子加速器は、加速管や真空部材など TELL のエネルギー縮小化によって余った部材を再利用して、コスト及び開発期間の短縮をはかった。

2020 年にこの電子加速器及び中性子解析施設が完成[4] し、ブラッグエッジイメージングなど、中性子ラジオグラフィだけでは観測できない結晶情報のイメージング等が可能になった。現在、新たな中性子ビームラインの増設やビーム出力増強など、さらなる性能向上に取り組んでいる。

3-3. 医療用電子 LINAC

医療分野では医療用 LINAC の高エネルギー光子線および電子線の水吸収線量の標準が必要とされている。そこで産総研では 2010 年に医療用 LINAC を導入し、震災で一度壊れたが、その後復旧させて線量標準の開発・供給を行なってきた。近年このニーズがさらに高まってきたことから、TERAS 跡地に新たな医療用 LINAC を設置して、高エネルギー光子線および電子線水吸収線量標準の供給などに使用する予定である。

3-4. 非破壊検査用小型電子加速器/X 線源開発

インフラ構造物の検査では、構造物内部の非破壊検査が望まれていることから、JST/NEDO のインフラ維持管理プロジェクトにおいて、小型電子加速器の技術を応用して、C-band テーブルトップ電子加速器やカーボンナノ構造体電子源を用いたロボットに搭載可能な超小型 X 線源、高感度大面積検出器などの開発に成功した。現在、これらの研究成果の社会実装を目指して産総研サステナブルインフラ研究ラボにて研究・開発を行なっている。

3-5. スーパーカミオカンデ検出器エネルギー較正用加速器

スーパーカミオカンデでは、超新星背景ニュートリノの観測を目指した研究が行なわれており。そのためには 20 MeV 以上までのエネルギー領域について検出器のエネルギー較正を行なう必要があるが、現在の加速器では対応できず、設置スペースも限られている。そこで、産総研の小型電子加速器の開発経験を生かして、限られたスペースに設置可能な検出器エネルギー較正用電子加速器の開発を行なっている。

4. おわりに

以上のように、産総研電子加速器施設では、震災によって電子蓄積リングなど研究継続が困難になったものもあるが、小型電子加速器技術をベースに新たな研究展開がなされており、今後の発展が期待される。

参考文献

- [1] 鈴木 良一：”産総研電子加速器施設の震災後の状況”，加速器, 9 (2012) 10.
- [2] https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2012/pr20120213/pr20120213.html
- [3] 鈴木 良一他：”産総研電子加速器施設の現状と将来計画”，Proc. Particle Accelerator Soc. Meeting (2009) 54.
- [4] https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2020/pr20200122/pr20200122.html

*Ryoichi Suzuki¹

¹AIST.

加速器・ビーム科学部会セッション

災害からの復旧、復興、その後の発展 ～加速器・量子ビーム施設～

Restoration, Reconstruction and Development after Disaster

- Accelerator and Quantum Beam Facilities -

(3) 北大複合量子ビーム超高圧顕微解析装置群の
胆振東部震災からの復旧と今後の発展

(3) Restoration, Reconstruction and Development after 2018 Hokkaido Eastern Iburi Earthquake

- Quantum Beam HVEM Facility at Hokkaido University -

*柴山 環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院

1. はじめに

放射線照射環境下における材料特性の変化について、材料試験炉での中性子照射や実機のサーベイランス試験片を利用する他、加速器を利用したイオン照射や高エネルギー電子照射によるシミュレーション照射を利用して研究を行っている。その中でも 1MV を超える加速電圧を有する超高圧電子顕微鏡は、照射欠陥の形成や離合集散の様子をその場観察できる特徴がある。液体窒素近傍の低温から約 1000°C までその場観察が可能で、近年は、ピエゾ素子や MEMS を利用した特殊な試料ホルダーも開発されている。北海道大学では、2 台のイオン加速器を超高圧電子顕微鏡に連結し、その後 3 種類のレーザーを連結して光励起や急速加熱冷却サイクルが可能となるアップグレードを行い、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡として運用している。現在、文科省 ARIM 事業を通じて国内外の研究者に開放している。超高圧電子顕微鏡のコックロフト高電圧発生装置やイオン加速器など、その多くが国内の機器メーカー製であることから、予めある程度の対策は行っていたが、2011 年の東日本大震災と 2018 年の北海道胆振東部震災にて想定を超える地震により被災した。本講演では、震災によるダメージからの復旧と今後の発展について述べる。

2. 2011 年の東日本大震災

長時間の低周波振動で、イオン加速器のビームラインにはダメージを受けたがコックロフト高電圧発生装置や加速管にはダメージを受けなかった。電子顕微鏡は、目視できるダメージがほとんど無く復旧が早かった。一方、イオン加速器は自分たちでできる整備の限界と産業利用のイオン加速器の復旧とが重なり最終的に元通りに戻すためにかなりの期間を必要とした。

3. 2018 年の北海道胆振東部地震

前回の被災で自分たちでもある程度イオン加速器を整備出来るように準備をしていたので、復旧に要する期間も費用も抑えることが出来た。超高圧電子顕微鏡は、これまでの地震による被災経験から SF6 を充填した高圧タンク内のコックロフト高電圧発生装置を支えるアクリル樹脂性の台座などについて対策を施していた。しかしながら、北大の装置は 2005 年の震災による台座の設計変更について未対策だったため、台座の破壊など複数のダメージがあったが、それらにより倒壊に至らなかった。超高圧電子顕微鏡の除振台は躯体内部の構造物の損傷について、超音波探傷試験が出来ず、剥離したコンクリートの修繕や除振台の水平を調べる高さセンサーなどの交換を行い、実際に運転して電子顕微鏡画像から復旧を判断した。

4. まとめ

幸いにも、政府の震災復旧の予算を受けることが出来て、事前にダメージが判明し見積可能な部分の復旧は問題なかった。一方、内部をばらして検査しないと修理の見積が出来ない部分については、分解して調査するための費用や期間が無く事前に提出出来なかったことから、今後も避け通ることが出来ない自然災害時の大型実験装置の復旧には、弾力的な運用の適用など検討が必要と考えられる。

*Tamaki Shibayama¹¹Hokkaido Univ.