

Thu. Mar 18, 2021

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[2A_PL] Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

Chair: Etsuro Saji (MHI NSE)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[2A_PL01] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Seiichi Koshizuka¹ (1. UTokyo)

[2A_PL02] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Hiroshi Miyano¹ (1. Former Hosei Univ.)

[2A_PL03] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Reiko Fujita¹ (1. Former TOSHIBA)

[2A_PL04] Summary of Part II: "Visions of nuclear science and technology"

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[2A_PL05] Discussion for the future based on the reflection of the accident
Seiichi Koshizuka¹, Hiroshi Miyano², Reiko Fujita³,
Kenta Murakami⁴, Ken Nakajima⁵ (1. UTokyo, 2. Former Hosei Univ., 3. Former TOSHIBA, 4. Nagaoka Univ. of Tech., 5. President of AESJ)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[2B_PL] Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[2B_PL01] Development of Radiation Education in Asia Pacific Countries

*Takeshi Iimoto¹ (1. UTokyo)

[2B_PL02] Instructor Training Program for Human Resource Development in Asian Countries Entrusted from MEXT

*Yoshihiro Nakano¹ (1. JAEA)

[2B_PL03] Support on HRD for Nuclear Power Newcomer Countries

*Akio Toba¹ (1. JICE)

[2B_PL04] Nuclear Education System Foundation

Program by Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[2B_PL05] Wrap-up Discussion

Takeshi Iimoto¹, Yoshihiro Nakano², Akio Toba³,
Kenji Takeshita⁴ (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. JICE, 4. Tokyo Tech)

Room C

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

[2C_PL] Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

Chair: Takeshi Mitsuyasu (Hitachi)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Numerical simulations of radiocesium dynamics at the atomic scale for environmental recovery and decommissioning in Fukushima

*Masahiko Okumura¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Computational materials science study on the properties of fuel debris

*Mitsuhiro Itakura¹ (1. JAEA)

Room D

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

[2D_PL] Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

Chair: Hideo Hirayama (KEK)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Procedure and suggestions for shielding design

*Yoshitomo Uwamino¹ (1. JRIA)

[2D_PL02] Important remarks on cross section libraries and codes used in transport calculations

*Chikara Konno¹ (1. JAEA)

[2D_PL03] Present status of Monte Carlo code PHITS and its application

*Yosuke Iwamoto¹ (1. JAEA)

[2D_PL04] Safety dose evaluation for radiation streaming and skyshine

*Yoshihiro Hirao¹ (1. NMRI)

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[2F_PL] Continuous improvements and significance for stakeholders

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[2F_PL01] Continuous improvements of safety from the viewpoint of utilities

*Ichiro Ihara¹ (1. Chubu Electric Power)

[2F_PL02] Continuous improvements of safety from the viewpoint of regulator

*Takanori Nishizaki¹ (1. NRA)

[2F_PL03] Continuous improvements of safety from the viewpoint of the local government

*Akihiro Yamamoto¹ (1. Fukui Pref.)

[2F_PL04] Continuous improvements of safety from the viewpoint of public

*Tadahiro Katsuta¹ (1. Meiji Univ.)

Room G

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

[2G_PL] Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

Chair: Kazunori Suda (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Current status and future prospects of cyber security for nuclear facilities

*Mitsuaki Ishiba¹ (1. Hitachi)

[2G_PL02] Cybersecurity and Subjective Risk Recognition in Nuclear Facilities

*Makoto Takahashi¹ (1. Tohoku Univ.)

Room H

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

[2H_PL] Activity results of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident and its future developments

Chair: Yosuke Katsumura (Prof. Emeritus, UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Latest results on understanding of FP behavior in the 1F plant and its future

developments

*Junichi Takagi¹ (1. TOSHIBA ESS)

[2H_PL02] Latest survey results on experimental studies on FP behavior and its future developments

*Masahiko Ohsaka¹ (1. JAEA)

[2H_PL03] Latest results on short, medium and long term behavior of FPs and its future developments

*Hidetoshi Karasawa¹ (1. JAEA)

[2H_PL04] Summary of the 4 year -activities of the committee and necessar developments for next stage

*Yoichi Wada¹ (1. Hitachi)

Room I

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

[2I_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste management

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[2I_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology

*Yaohiro Inagaki¹ (1. Kyushu Univ.)

[2I_PL02] A concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[2I_PL03] A trial assessment for current LWR cycle

*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)

[2I_PL04] A trial assessment for MOX plu-thermal cycle

*Hitoshi Makino¹ (1. JAEA)

[2I_PL05] A trial assessment for fast reactor cycle

*Sou Watanabe¹ (1. JAEA)

Room J

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2J_PL] 13th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[2J_PL01] Environmental Recovery and Creation for

Fukushima

*Toshimasa Ohara¹ (1. NIES)

Room K

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

[2K_PL] New possibilities for quantum beam
technology expected in the 2020s

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[2K_PL01] Progress of validation of Linear IFMIF
Prototype Accelerator (LIPAc) at Rokkasho
Fusion Institute

*Keitaro Kondo¹ (1. QST)

[2K_PL02] Attosecond Laser Facility (ALFA)

*Kaoru Yamanouchi¹ (1. UTokyo)

[2K_PL03] Activities centered around Quantum
Innovation for Safe and Smart Society
(QiSS) with enterprises, research institute
and academia

*Takashi Nakano¹ (1. Osaka Univ.)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering
Division

[2L_PL] Current status of facilities related to
fusion reactor research at universities

Chair: Manabu Satou (Hachinohe Inst. of Tech.)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[2L_PL01] Hydrogen and Helium ion irradiation and
mechanical properties

*Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ.)

[2L_PL02] Microtissue development by ion irradiation

*Hideo Watanabe¹ (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Development of evaluation technique for
ion-irradiated specimen

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL04] In-situ observation of microstructure
changes under simultaneous electron beam /
ion irradiation

*Naoyuki Hashimoto¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2L_PL05] General discussion

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[2A_PL] Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

Chair: Etsuro Saji (MHI NSE)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[2A_PL01] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Seichi Koshizuka¹ (1. UTokyo)

[2A_PL02] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Hiroshi Miyano¹ (1. Former Hosei Univ.)

[2A_PL03] Summary of Part I: "Focused on 1F accident"

*Reiko Fujita¹ (1. Former TOSHIBA)

[2A_PL04] Summary of Part II: "Visions of nuclear science and technology"

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[2A_PL05] Discussion for the future based on the reflection of the accident

Seichi Koshizuka¹, Hiroshi Miyano², Reiko Fujita³, Kenta Murakami⁴, Ken Nakajima⁵ (1. UTokyo, 2. Former Hosei Univ., 3. Former TOSHIBA, 4. Nagaoka Univ. of Tech., 5. President of AESJ)

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

*Board of Directors, AESJ

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

*Board of Directors, AESJ

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

*Board of Directors, AESJ

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で3月11日、12日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から10年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3月11日）の福島フォーカス編と、二日目（3月12日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F事故調提言フォローWGが今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年8月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WGにおける議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別PJ代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

*Board of Directors, AESJ

(Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL05] Discussion for the future based on the reflection of the accident

Seiichi Koshizuka¹, Hiroshi Miyano², Reiko Fujita³, Kenta Murakami⁴, Ken Nakajima⁵ (1. Utokyo, 2. Former Hosei Univ., 3. Former TOSHIBA, 4. Nagaoka Univ. of Tech., 5. President of AESJ)

3月11,12日に開催予定の1F事故後10年シンポジウム「VISION2050 – 事故を振り返り未来を見据える」(I) 福島フォーカス編(学会事故調提言フォローの結果及び評価、廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトの活動と今後についてなど)、(II) 原子力の未来像編(若手学会員による議論の中間報告)について、本セッションで振り返り、今後について考える。具体的には、前半で当日の講演やパネル討論の概要、聴講者からの意見などを紹介する。後半の総合討論ではそれらを踏まえた学会としての今後の活動、あり方等について議論する。(シンポジウムプログラムは1月下旬頃公表予定)

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[2B_PL] Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[2B_PL01] Development of Radiation Education in Asia Pacific Countries

*Takeshi Iimoto¹ (1. UTokyo)

[2B_PL02] Instructor Training Program for Human Resource Development in Asian Countries Entrusted from MEXT

*Yoshihiro Nakano¹ (1. JAEA)

[2B_PL03] Support on HRD for Nuclear Power Newcomer Countries

*Akio Toba¹ (1. JICE)

[2B_PL04] Nuclear Education System Foundation Program by Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development

*Kenji Takeshita¹ (1. Tokyo Tech)

[2B_PL05] Wrap-up Discussion

Takeshi Iimoto¹, Yoshihiro Nakano², Akio Toba³, Kenji Takeshita⁴ (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. JICE, 4. Tokyo Tech)

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

(1) アジア太平洋諸国への放射線教育の展開

(1) Development of Radiation Education in Asia Pacific Countries

*飯本 武志¹ 高木利恵子² 掛布 智久³ 戸田武宏⁴¹東京大学 ²エネ広企画舎 ³科技振興財団 ⁴ラド

1. 関連する IAEA アジア・太平洋地域事業の概要

ここで紹介する IAEA 地域技術協力プログラム TCP (RAS/0/079) 'Educating Secondary Students and Science Teachers on Nuclear Science and Technology (2018-2021)' はその前身 RAS/0/065 (2012-2016) の活動を継いでいる。中高生レベルの STEAM 教育に原子力科学技術 (NST) を題材として導入し、その実施に WOW factor を付加して効果を高める試みであった。具体的には (1) NST 分野の先進的な加盟国 (日米豪英 等) の経験や知見を基に教育モジュールや教材、さらにはそれらの経緯や背景の解説を関係者で共有するための情報共有冊子 (Compendium) を策定し、(2) 掲載内容をアジア諸国の学校現場へ展開するパイロット活動が実施された。たとえばインドネシアでは、15 人の代表教員を育成、その教員が 900 人以上の他の教員を育成、最終的には約半年ではぼ 10,000 人の生徒が NST 教育を受けるという複利的な成果を得た。このドミノ効果と持続性に着眼し、各国における活動の頂点・起点となる「スター教員 (高レベルな知識と意欲、魅力と牽引力を備えたリーダー教員)」の育成に注力した RAS/0/079 では「4 年間で 100 万人の NST 教育」をスローガンに、具体的には 2018 年からの 3 年間で 2 週間の指導者育成コースを全 9 回開催した。これにより 200 名以上のスター教員がすでに育成され、本 TCP 期の満了を待つことなく、目標である中高生生徒 100 万人育成をすでに達成した。

2. 日本の役割と展望

日本国内のボランティアメンバーで構成される Team JAPAN は「2 時間放射線教育プログラム (座学+霧箱実験/「はかるくん」実習)」等をアジア地域 8 か国に紹介してきた。そのすべての国がこの教育モジュールを自国のパイロット活動に導入した事実は、我が国の関係者が築いてきた歴史ある教育プログラムと関連教材の質の高さ、取り組みやすさが国際社会の中で高く評価された証明であり、このことを関係者と共に素直に喜ぶたい。Team JAPAN は我々の経験や工夫 (たとえば、放射線教育支援サイト「らでい」<https://www.radi-edu.jp/> で紹介されている) を伝承するだけではなく、各国の関係省庁関係者、専門家、教員等との意見交換を積極的に行い、彼らからのフィードバックに基づき新たなツール等の開発 (大視野ペルチェ冷却式霧箱、教育用次世代型サーベイメータ、教育用工作式簡易放射線計数管、自然物質を材料とした放射線源、等) にも取り組み、彼らと共有してきた。NST の話題では社会科学的な視点からのアプローチが重要になる局面もある。NST がもつメリットのみならず、導入に伴う事故や被ばくリスク、放射性廃棄物対応の課題など、弱点側にも目を向けたバランスのよい安定的な教育の追求も忘れてはならず、これは参加各国メンバーの共通認識になっている。この機会に多くの方にこの活動を認知いただき、各方面からのさらなるご支援を賜れば幸いである。

本稿で紹介した Team JAPAN の活動の一部は、平成 25-27 年度文科省科研費基盤研究(B): 研究課題番号 25282034 及び平成 28-30 年度同基盤研究(A): 研究課題番号 JP16H01813 によって実施された。

(参考文献 (1) 飯本武志, 高木利恵子, 掛布智久, 戸田武宏, 高橋格, 若林源一郎, 飯塚裕幸, 真壁佳代, 小足隆之; アジア太平洋地区における中等学校 NST 教育の新たな展開と日本の役割; 環境と安全; Vol.9(3), pp1-7 (2018), (2) FB News No.517, pp2-6 ('20.1.1 発行))

*Takeshi Iimoto¹, Rieko Takaki², Tomohisa Kakefu³, Takehiro Toda⁴

¹UTokyo, ²ECP, ³JSE, ⁴RADO

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

(2) 文部科学省委託事業 放射線利用技術等国際交流（講師育成）の実績

(2) Instructor Training Program for Human Resource Development in Asian Countries

Entrusted from MEXT

*中野 佳洋¹, 鈴木 崇史¹, 入江 勤¹, 加藤 浩¹¹原子力機構

1. 概要

原子力機構（JAEA）は文部科学省からの委託を受け、放射線利用技術等国際交流（講師育成）（以下、講師育成事業とする。）を 1996 年から継続して実施している。本事業では、アジア各国から研修生を日本に招聘して講師候補者を養成する講師育成研修（ITC）、ITC 修了生（講師候補者）が帰国後に自国で開催するフォローアップ研修（FTC）、アジア各国から研修生を日本に招聘し専門家を養成する原子力技術セミナー（技術セミナー）などを通じて、アジア各国の原子力分野における人材育成に貢献している。2019 年度末時点で、日本で研修を受けた累計人数は 937 名、各国の FTC に参加した現地研修生は 5394 名に上る。

2. ITC と FTC

ITC と FTC は、アジア各国で自国の人材育成を担うことの出来る講師を育成することを目的としている。ITC では、アジア各国から研修生を日本に招聘し、茨城県東海村の JAEA 原子力人材育成センターで数週間の研修を行う。研修生は、専門家による講義、実習や施設見学などを通じて、講師となるために必要な知識を身につける。ITC 修了生はすなわち講師候補者であり、自国に戻った後に FTC を開催、運営すると共に講師として現地研修生に対して講義を行う。この FTC には、日本から講師を派遣するなどの技術的支援を行う。講師候補者は FTC において継続して講師としての経験を積むことで、自立した講師へと成長し、自国の人材育成において重要な役割を担う。1996 年の ITC 開始時には、2 カ国（インドネシア、タイ）だった対象国は、現在では 9 カ国（バングラデシュ、インドネシア、カザフスタン、マレーシア、モンゴル、フィリピン、タイ、トルコ、ベトナム）まで拡大し、原子炉工学、環境放射能モニタリング、原子力／放射線緊急時対応の 3 コースを開催している。

3. 技術セミナー

福井県敦賀市の JAEA 拠点化推進室が、原子力発電所や関連施設が多数立地するという地域の特徴を活かし、原子力プラント安全コース、原子力行政コース、原子力施設立地コースの 3 つの技術セミナーを開催している。目的はそれぞれの分野での専門家育成である。また、東海村の原子力人材育成センターでは、放射線基礎教育コースを開催している。このコースでは、教育関係者や広報関係者を対象に基礎的な講義等を提供し、コース修了生による学生や地域住民への放射線についての正しい知識普及を目指している。

4. 今後の展開

ITC と FTC の長年の実施を経て、より高度な内容の研修を実施する段階にきている。そこで、現在 FTC で講師を務めている者を対象とするアドバンスド ITC を、2021 年度から新規に開始する予定である。

5. 謝辞

本事業はアジア各国から、自国の人材育成に多大なる貢献をしていると非常に高く評価されている。また、アジア各国での日本のプレゼンス向上にも大いに貢献していると考えられる。これは、文部科学省が本事業の重要性を理解して、途切れることなくこれを継続してきたことによるものである。また、原子力人材育成センターを始めとする関連部署の現在及び過去のスタッフ、そして何よりも、講師を務めていただいた膨大な人数の専門家の皆様のご協力無しには本事業は成立しなかった。ここに深く感謝申し上げたい。

*Yoshihiro Nakano¹, Takashi Suzuki¹, Tsutomu Irie¹ and Hiroshi Kato¹¹Japan Atomic Energy Agency

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

(3) 原子力発電新規導入国への人材育成に対する支援について

(3) Support on HRD for Nuclear Power Newcomer Countries

*鳥羽 晃夫¹¹原子力国際協力センター

原子力発電所を導入するためには、多くのインフラを整備する必要があり、IAEAは新規導入国における整備のガイドラインとしてマイルストーンドキュメントと呼ばれる文書を発行し、導入段階を3つのフェーズに分けて、整備すべき19項目について各段階で達成しておくべき事項を明示している。そして新規導入国がその達成状況を確認できるようINIRと呼ばれるレビューミッションを提供している。また多くの新規導入国においても、この文書をバイブルのように尊重しており、特にUAEはこの文書に忠実に整備を行った最初の実施例となった。

これらの19項目の中で人材育成は最も重要な事項となっている。UAEにおいては初号機の工事自体は完成していたものの、運転要員の育成が不十分だったことが原因の一つとなり運転開始に遅れが生じた。原子力発電所を新規に導入するために必要な人材の数は、契約形態（EPC、BOO等）や国情により異なってくるが、NEPIOと呼ばれる政府の推進組織、規制組織及びそれを支えるTSOと呼ばれる技術支援組織、発電所の建設・運転の主体となる組織にプロジェクトの進捗に沿ってある程度の数が必要となってくる。せっかく育てた人材を他の分野に流出させないためにも育成のタイミングが重要となる。なお、新規導入国では原子炉物理研究者や原子力工学の技術者が初期の推進役となることが多いため、こうした人材の育成だけで原子力発電所の導入が行えるという誤解がよく見られ、原子力発電所を建設・運転していくためには機械、電気、化学等広い技術分野の人材育成を行うことの重要性を理解してもらう必要がある。

日本においては原子力発電新規導入国のニーズに応じた人材育成への協力を長期間にわたり一貫して、継続的に実施してきている。対象国は伝統的にアジアの国々を中心としているが、最近では東ヨーロッパや中東が加わり、また特にIAEAと協力しての事業ではアフリカや中南米の国々にも広がっている。これらの活動は新規導入国の人々から高く評価されている。

こうした協力を行っていくうえで、新規導入国の人材育成計画とマッチした形で、あるいは必要な場合には人材育成計画の作成そのものも支援して行うことが重要である。また年齢や職責等研修生として相応しい人を受け入れ、プログラム終了後もきちんとフォローアップをしていくことが望まれる。

新規導入国への支援は他の原子力発電国からも行われており、例えばロシアでは1から7年に及ぶ多くの人材育成コースが整理された形で提供されている。こうした国々と比較した場合に日本からの支援は研修期間が短いものが中心であり、よりまとまった形での支援プログラムの作成が、特にインターンシップ等を含めた発電実務面の教育訓練に対して必要であると考えられる。また日本の国全体としてみた場合の一貫性が不十分であり、せっかくの努力を新規導入国からより高く評価してもらえるように、他の原子力発電国からの協力に見劣りしないように日本全体としての協力プログラム間の整合性を持たせていくことが望まれる。

こうした必要性に応えるために、原子力人材育成ネットワークの分科会等において検討が行われているが、まだまだ多くの課題が残されていると思われる。分科会活動の更なる活性化、あるいは原子力人材育成ネットワークに新設された戦略ワーキンググループでの検討等を通じて改善が図られ、新規導入国の人材育成に対する協力がより効果的に行われ、各国において安全な原子力発電技術の導入が図られることを期待する。

*Akio Toba¹¹JAIF International Cooperation Center

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

(4) 国際原子力人材育成大学連合ネットワークによる

原子力教育基盤整備モデル事業

(4) Nuclear Education System Foundation Program by Japanese University Network
for Global Nuclear Human Resource Development

*竹下 健二, 西村 章

東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

1. 本事業の目的 「国際原子力教育ネットワークによる原子力教育基盤整備モデル事業（令和元年度～3年度）」の目的は、有志の18大学（茨城大学、大阪大学、大阪産業大学、岡山大学、金沢大学、近畿大学、九州大学、京都大学、東海大学、東京工業大学、東京都市大学、長岡技術科学大学、名古屋大学、八戸工業大学、福井大学、北海道大学、山梨大学、早稲田大学）と国内の産業界（日本原子力研究開発機構、日本原子力産業協会、若狭湾エネルギー研究センター、日本原燃、日立GEニュークリア・エナジー、東芝エネルギーシステムズ、原子力人材育成ネットワークなど7機関）が連携・協力して、非原子力の学生も含めた若手への原子力基礎教育と有志の大学の先生方がそれぞれの教育資源を持ち寄り、協力して効率的に質の高い教育を実施することである。本事業は、文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業（原子力人材育成等推進事業費補助金）の一環であり、大学や高等専門学校の主に理工系学科・専攻における原子力関連教育のカリキュラムや講義・実習等の充実化・高度化・国際化を目指しており、産学官の関係機関が連携することによって、我が国の原子力関係機関が有する人材育成資源の活用を図り、社会のニーズにあった人材を効果的・効率的・戦略的に育成することを目指している。本事業の全体概要を紹介する。

2. 実施体制と事業内容 本事業の企画・調整・運営を効果的に実施するために、全参加大学の代表委員で構成される「運営企画会議」の下に、以下の3つの分科会を設置した。

第1分科会「国際原子力基礎教育ビデオアーカイブ構築」：国内外向けの国際原子力基礎教育TVセミナーを実施し、これを録画してアーカイブ化しオンラインで見られるような仕組みを構築する。

第2分科会「国際原子力実践教育道場」：国内外の原子力以外の他専攻、他学科の学生も対象とし、講義及び原子力関連施設の見学を中心としたセミナーを実施する。外国人学生にはわが国の実践的な原子力技術に接する機会を与え、日本人学生には国際感覚やコミュニケーション能力を養う場を提供する。

第3分科会「原子力国際人材育成」：優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有し、国際社会で活躍できる原子力国際人材育成のためIAEAや国外の大学等に国内学生を派遣する。

3. 本事業の成果 コロナ禍にあって学生の国外派遣等は2020年以降できない状況ではあるが、これまで築いた「国際原子力教育ネットワーク」を利用し、以下のような成果を得ている。

(1) 国際原子力基礎教育ビデオアーカイブ構築 2019年度には国内向けに「原子炉物理の基礎」、「沸騰条件下の伝熱」など4件、国外向けには「炉心設計概念」、「原子力セキュリティの基礎」など3件の国際原子力基礎教育TVセミナーを実施し、2020年度には、コロナ禍で各校の調整に苦心しつつも、予定されていた国内向けに「原子力・放射線の基礎と応用」など8件、国外向けに「放射性廃棄物管理」など4件を実施あるいは実施予定である。

(2) 国際原子力実践教育道場 2019年度はコロナ感染防止のためにやむなく中止したが、2020年度は原子力施設見学こそできなかったものの、「健康と放射線を考える」をテーマとして、岡山大学が幹事となり中国・四国地方の協力機関と連携し、7件のオンライン講義、バーチャル施設見学を実施した。

(3) 原子力国際人材育成 2019年度は大学連合に参加する国内学生から5名を選抜の上、2020年2月17日より29日まで米国のテキサスA&M大学、アイダホ国立研究所、世界銀行及び在アメリカ合衆国日本大使館等に派遣して研修を行い、国際感覚の醸成を図った。またコロナ禍が解決し次第、学生派遣が再開できようように、IAEA側と学生受け入れに関する協定を結んだ。

以上のように、コロナの影響は大きいものの、本事業の中心課題である原子力基礎教育用セミナーのアーカイブ化は順調に進められており、現在（2021年1月）時点で国内向けに28講義（編集中含む）、国外向けに11講義（編集中含む）のアーカイブ化を達成している。

*Kenji Takeshita and Akira Nishimura
Tokyo Institute of Technology

(Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL05] Wrap-up Discussion

Takeshi Iimoto¹, Yoshihiro Nakano², Akio Toba³, Kenji Takeshita⁴ (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. JICE, 4. Tokyo Tech)

本セッションでは、中等教育、高等教育、技術者・講師育成の各レベルにおいて、大学や研究機関、団体が国の予算等で実施している国際的な原子力・放射線教育や人材育成支援活動の代表例について、各事業責任者より紹介いただきます。そして、これらの活動をはじめ、他の多様な組織や分野で実施されている対外的な原子力教育・人材育成活動が、日本の一元的な原子力国際貢献活動の一環として今後一層国内外に認知され、日本の国際的なアピール力となるにはさらにこういった考え方や取り組みが求められるかについて議論します。

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

[2C_PL] Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

Chair: Takeshi Mitsuyasu (Hitachi)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Numerical simulations of radiocesium dynamics at the atomic scale
for environmental recovery and decommissioning in Fukushima

*Masahiko Okumura¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Computational materials science study on the properties of fuel
debris

*Mitsuhiro Itakura¹ (1. JAEA)

計算科学技術部会セッション

計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

(1) 福島環境回復及び廃炉に向けた放射性セシウムの原子スケール動態計算

(1) Numerical simulations of radiocesium dynamics at the atomic scale for environmental recovery and decommissioning in Fukushima

*奥村 雅彦¹

¹JAEA

1. 背景

2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故（1F事故）によって、いくつかの放射性核種が原子力発電所内外に放出され、その中でも特に、放射性セシウムは比較的質量が小さいため、広範囲に散布される結果となった。住民や廃炉作業従事者の安全のためには、その分布を正しく把握し、変化を予測する事が重要であるため、放射性セシウムの動態研究が活発に行われ、その知見が環境回復等に活かされてきた。例えば、地表に到達した放射性セシウムは土壌中の粘土鉱物に強く吸着し、表層土壌が放射線源となってしまったため、住民避難が余儀なくされた。一方で、この性質を利用して表層土壌を剥ぐことによって高効率で除染する事が可能となり、現在では多くの住民の帰還が実現している。また、土壌等が風雨によって河川に流れ込む事によって海まで到達するなど、これまでに多くの放射性セシウムの環境動態の知見が得られている。このように、主に自然環境中の放射性セシウム動態に加えて、廃炉作業を安全に行うためには、原子炉や建屋などの人工物及び人工環境における放射性セシウム動態の把握が必要であり、現在も調査及び研究が続けられている。

事故由来の放射性セシウムは自然環境中及び人工環境中で主にイオンとして存在しており、様々な物質に脱着して環境中を動いていく。よって、自然環境中及び人工環境中の放射性セシウム動態を把握するためには、様々な長さスケールにおける物理的・化学的現象を考える必要がある。特に、自然環境も人工環境も水が存在するケースが多いため、水和した放射性セシウムの動態を把握する事が重要であるが、その脱着反応は本質的に原子スケールの現象である。様々な物質における放射性セシウムの脱着反応研究は実験研究が主流であり。最近ではX線を用いる実験によって原子スケールの現象を捉える事が可能になってきている。しかし、実験は基本的に観測する研究手法であるため得られる情報が限られており、実験研究の結果だけから現象の機構を解明することは難しい。

近年の計算機の急速な発展だけでなく、手法及びプログラムの発展により、数値シミュレーションによる原子スケールシミュレーションは現実的な現象解析の手段になりつつある。とは言え、数値シミュレーションは計算可能な形の大きさに限界があるため、実験と同程度の大きさの系についての計算は難しい。そこで、通常、系のモデル化を行い、限られた条件下におけるシミュレーションを行う。このように、対象系は実験に比べてかなり限定されるが、シミュレーション上では原子一つ一つを制御する事が可能であったり、原子一つ一つの動きなどを詳細に観測する事が可能であるといった優れた特徴がある。本講演では、福島環境回復及び廃炉に関係した放射性セシウムの原子スケール動態研究について、モデリング及び原子制御による物理量評価に関する我々の研究結果を中心として紹介し、さらに、今後の発展の方向性の一つを示したい。

2. 計算科学による原子スケール放射性セシウム動態研究

2-1. 土壌中粘土鉱物

放射性セシウムは、土壌中の粘土鉱物に強く吸着する事が知られていたが、その吸着様態、吸着機構は明らかにされていなかった。そこで、我々は、古典分子動力学法と第一原理計算（密度汎関数法）を用いて、

粘土鉱物におけるセシウム吸着現象のシミュレーションを行った。前述の通り、計算コストから、粘土鉱物全体についてシミュレーションを実施するのは困難である。そこで、粘土鉱物に存在する全ての吸着サイトをモデル化し、セシウム吸着強度等の評価を行った。それらの評価において、モデル化のポイントやシミュレーション上での原子制御がどのように現象理解に役立つのかを示す。さらに、古典分子動力学法と密度汎関数法の問題点や限界を論じ、それらを克服する可能性がある新手法「機械学習分子動力学法」を概説し、粘土鉱物への適用例を示す。

2-2. コンクリート

コンクリートは骨材とセメントから成る物質であるが、主にセシウムが吸着するセメントについてのシミュレーション研究について紹介する。セメントは、珪素、カルシウム、水素、酸素からなる粘土鉱物に似た固体部分とそれらに挟まれた水和部分から構成されている。このような複雑な構造を持つため、セメントの構造の特徴をモデル化するためには、多くの原子を必要とする。そのため、主に計算コストが低い古典分子動力学法によってシミュレーション研究が行われており、セシウムの拡散、吸着過程なども調べられている。しかし、古典分子動力学法では調べられない吸着過程も存在する。例えば、セメントの固体部分表面のヒドロキシ基のプロトンの脱着によって固体部分表面の電荷が変化し、セシウム吸着現象に大きな影響を与えると考えられるが、古典分子動力学法によるシミュレーションでは化学反応過程を記述できないため、このような電荷の変化を記述する事ができない。一方で、第一原理計算はこのような化学反応を記述可能であるが、原子数が多いセメント系のシミュレーションが難しい。つまり、このような、多数の原子からなる複雑な系において化学反応を伴う現象の記述には、新しいシミュレーション手法が必要である。我々は、機械学習分子動力学法をコンクリート系に適用し、固体表面電荷の変化を取り入れたシミュレーションを行った。講演では、シミュレーションの結果と実験結果及び他のシミュレーション結果との比較を論じる。

3. まとめ

計算科学を用いた福島第一原子力発電所事故によって原子炉から放出された放射性セシウムの原子スケール動態研究について、最新のシミュレーション手法を用いて解析を行った。具体的には、自然環境中の土壌中粘土鉱物による吸着現象解析と、人工環境中のコンクリート中のセシウム拡散、吸着現象について、古典分子動力学、第一原理計算、機械学習分子動力学法を用いて数値シミュレーションを実施した。いずれのシミュレーションも実験研究の結果を基にモデルを構築し、実験では不可能な原子の制御や原子スケールの観測を行うことによって、実験では得られない知見を得た。今後、ハードウェア及びソフトウェアの発展により、原子スケール数値シミュレーションはますます重要な解析手法となると予想され、特に、今後数年間は機械学習を利用したシミュレーション手法の発展が期待される。

*Masahiko Okumura¹

¹JAEA

計算科学技術部会セッション

計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

(2) デブリの特性に関する計算材料科学的研究

(2) Computational materials science study on the properties of fuel debris

*板倉 充洋¹, 中村 博樹¹, 奥村 雅彦¹¹JAEA

1. 緒言

福島第一原発の廃炉作業を前に、炉内で燃料、被覆管、制御棒、構造材など様々な材料が溶融し化学変化、反応して生成したデブリの組成や分布を予測することが現在求められている。様々な材料が関わり組み合わせの数も膨大となるため全ての可能性を網羅することはできないが、いくつかの重要な組み合わせがあり、事故進展やデブリの特性に影響が大きいと考えられる。本発表では 1,3 号機で多いと考えられている燃料・被覆管溶融体、また 2 号機で多いと考えられている金属系デブリの特性に関し、原子シミュレーションやメゾスケール計算で評価を試みた結果を示す。

2. 計算結果

2-1. 燃料・被覆管溶融体

燃料である二酸化ウラン(UO₂)と、被覆管のジルカロイの主成分 Zr が高温において酸化して生成する二酸化ジルコニウム(ZrO₂)は高温において同じ蛍石型の構造を持ち、Zr 成分が多くない場合は UO₂ の U 原子を部分的に Zr で置換した構造となるが、Zr 成分が増えると少量の ZrO₂ が monoclinic 構造や fct 構造となって析出する。模擬デブリを用いた実験においては Zr 成分の増加にともない破壊靱性などが不連続に変化する振る舞いが観察されている[1]。第一原理計算を用いて UO₂-ZrO₂ 混合蛍石構造の機械的特性を調べた結果、弾性定数が Zr 25%付近で極小となる振る舞いが見られ、実験を再現することができた[2]。破壊靱性の計算では Zr 分率によって大きな変化は見られなかった。したがって実験で観察される不連続な変化は微小な ZrO₂ 析出物が亀裂進展の大きな抵抗となっており、その有無によるものであると推測された。析出していると考えられる fct-ZrO₂ は歯科インプラントにも用いられ割れにくい特徴を持つ。デブリの機械的切り出しにおいては機器の摩耗などに影響を与える可能性がある。デブリ表面付近で急冷された場合は fct へと変化する時間がなく、全体的に蛍石構造となるが、Zr の分率は不均一で、数 μm ~数 10 μm 程度の大きさの Zr 濃化部分が分布していることがフェイズフィールドモデルによる凝固過程の解析で分かった。

2-2. 制御棒 B4C/SUS 溶融体

制御棒被覆管のステンレスに含まれる鉄と、制御棒内部の B₄C に含まれるホウ素は共晶による融点低下を示し、約 1500K で炉内構造物の中では最初に溶融すると考えられる。1200K 以上では鉄へのホウ素原子の拡散が活性化し、事故解析では約 20 分で 1500K に達すると考えられているが、その間に被覆管の厚さの 10% 以上までホウ素が拡散すると考えられる。オーステナイトをホウ化材に浸蝕し約 1200K で数時間置くことで表面を硬化させる処理は産業的に行われており拡散速度の実験データも多い。1500K ではホウ素が拡散した部分が一気に溶融すると予想される。また溶融し落下した後で急冷された場合、固溶限以上に存在しているホウ素がそのまま固溶しているのか、Fe₂B, FeB などとなって析出するかで機械的特性が変わってくる。第一原理計算により γ 鉄中のホウ素原子の拡散を評価した結果、バルク中では活性化障壁の実験値 0.1eV より大きい 0.3eV 程度の障壁があることが分かった。またバルク中では B 原子同士は反発しクラスターを形成しにくいことも分かった。また B 原子はサイズが大きく空孔や粒界面の隙間と強く結合する。これらの結果から、鉄中ではホウ素原子はほぼ粒界面にのみ存在し、濃度によってはそこで Fe₂B などに変化していると推測される。Fe₂B 中の B 原子の拡散活性化障壁は実験、計算ともに 0.1eV 程度で一致している。したがって鉄にホ

ウ素が拡散していく過程は、まず粒界面に B 原子が集積し Fe2B となり、その中を B 原子が拡散し Fe2B 部分が成長していく過程で説明できるとの仮説を立てるに至った。さらにデブリについては低温になっ
ても強い放射線に晒されていることから空孔濃度が通常より数桁多いと考えられ、それによる B 原子の拡散の加速があると考えられ、やはり B 原子はほぼ全て拡散により粒界面に集積していると予想される。

3. 結論

過酷事故においては様々な材料が相互作用し、溶融、移行、凝固するためそのすべてを予測することは困難である。材料の計算についても、ごく一部の組み合わせについて理想化された状況の計算を行うことしかできない。しかし融点の違い、比重の違いなどでの分離が起こるためすべての組み合わせについて考えることは重要でなく、デブリの性状に影響が大きい材料の組み合わせを選んで計算し知見を積み重ねていくことが重要と考えられる。

参考文献

- [1] Kitagaki T, Hoshino T, Yano K, Okamura N, Ohara H, Fukasawa T, Koizumi K. “Mechanical properties of cubic (U, Zr) O₂”. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science 4. 031011 (2018).
- [2] M Itakura, H Nakamura, T Kitagaki, T Hoshino, M Machida, “First-principles calculation of mechanical properties of simulated debris ZrxU1-xO2”, Journal of Nuclear Science and Technology 56, 915-921 (2019)

^{**}Mitsuhiro Itakura ¹, Hiroki Nakamura ¹, Masahiko Okumura ¹

¹JAEA

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

[2D_PL] Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

Chair: Hideo Hirayama (KEK)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Procedure and suggestions for shielding design

*Yoshitomo Uwamino¹ (1. JRIA)

[2D_PL02] Important remarks on cross section libraries and codes used in transport calculations

*Chikara Konno¹ (1. JAEA)

[2D_PL03] Present status of Monte Carlo code PHITS and its application

*Yosuke Iwamoto¹ (1. JAEA)

[2D_PL04] Safety dose evaluation for radiation streaming and skyshine

*Yoshihiro Hirao¹ (1. NMRI)

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

(1) 遮蔽設計の手順と注意点

(1) Procedure and suggestions for shielding design

* 上 義 朋¹¹ 日本アイソトープ協会

1. はじめに

「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会と「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、2015年に「放射線遮蔽ハンドブック ー基礎編ー」を、2020年に「同 ー応用編ー」を刊行した。ここでは初心者から専門家を対象に、両書に基づいて遮蔽設計の手順や注意点を解説する。

2. 遮蔽設計の手順

設計では、まず施設の目的を明確にし、必要とする基本性能を定める。そのうえで、必要な部屋、機能、設備を考慮して基本配置を決定し、使い勝手や荷重、遮蔽などを考慮して建物の構造計画、設備・機器計画が決められる。関係する法令や自主基準などをもとに設計線量目標値を定めるとともに、放射線機器や使用する RI から発生する放射線(線源)を求める。その上でバルク遮蔽、ストリーミングやスカイシャインを主に簡易計算法によって評価し、壁や天井の厚さ、迷路構造などを決定する。必要があればモンテカルロ法などの詳細計算法を用いて線量評価の精度を高め、線量目標値を満たしながら可能な限り合理的な遮蔽になるよう設計を修正する。結果をもとに許認可を受け、建設に移る。完成後は漏洩線量を詳細に測定し、万一線量基準を満たさない箇所がある場合はさまざまな方法で対策を立て、再度許認可を経たうえで修正工事を行う。

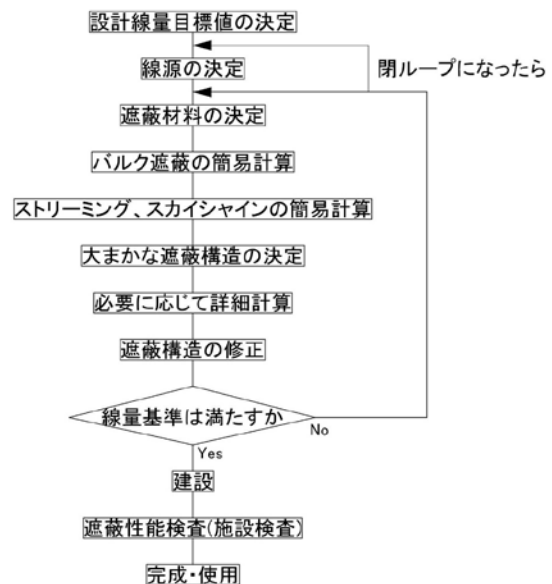


図 遮蔽計算の手順の概略

3. 遮蔽計算に関する注意点

遮蔽計算で求めるのは AP 照射条件での実効線量である。計算コードに組み込まれた線量換算係数を用いる場合は、それが適切であるかを確認する必要がある。もし異なる場合は、換算係数を比較し、実効線量を過小に評価しないように係数を乗ずるなどの対策が必要である。

完成後の測定では $H^*(10)$ が表示されるサーベイメータが用いられる。 $H^*(10)$ は実効線量を安全側に評価するため、測定値は真の実効線量よりも 1.2 ないし 1.4 倍程度高い値を示すことが多い。また計算手法には必ず誤差を伴う。簡易計算法は安全側の値が得られるように考慮されていることが多いが、詳細計算法はできるだけ真の値が得られるように作られているため、安全側とは限らない。これらの点を考慮し、設計線量目標値は法などで定める線量限度の 1/2 倍を超えない程度の裕度を持たせることが多い。

長年使われてきた計算手法やコードは、その適用範囲内の使い方をすると十分な精度の結果が得られる。しかし放射線のエネルギーなど適用範囲を超えると精度は保証されない。コードの導入時にインストールの検証を行うのはもちろん、コードをブラックボックスとして使うのではなく、扱う物理現象と適用範囲を理解し、結果の妥当性をチェックする態度が求められる。

* Yoshitomo Uwamino¹¹ Japan Radioisotope Association

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

(2) 放射線輸送計算で使う断面積ライブラリとコードの盲点

(2) Important remarks on cross section libraries and codes used in transport calculations

*今野 力¹¹原子力機構

1. はじめに

放射線遮蔽ハンドブック[1, 2]に書かれているように、放射線遮蔽設計ではケースに応じて簡易計算が行われたり、Sn コード (ANISN [3]、DORT [3]、TORT [3]、等) やモンテカルロコード (MCNP [4]、PHITS [5]、等) を用いた詳細な放射線輸送計算が行われたりする。放射線輸送計算では核反応の断面積、核反応で発生する粒子の角度エネルギー分布、等のデータベースである核データライブラリから作られた放射線輸送計算コード用の断面積ライブラリが必要になる。簡易計算やモンテカルロコードを用いた放射線輸送計算はこの後の講演に譲り、本発表では、放射線輸送計算で使う断面積ライブラリと Sn コードを使う上での注意点について、放射線遮蔽設計の観点から紹介する。なお、本発表では放射線遮蔽ハンドブックに記載されていないことも扱っているので、放射線遮蔽ハンドブックと併せて本予稿を使われることをお勧めする。

2. 断面積ライブラリ

核データライブラリは、主に 10^{-5} eV から 20 MeV までの中性子による核反応に関するデータ (核反応断面積、放出粒子 (2 次粒子) の角度分布・エネルギー分布、等) をまとめたデータベースで、ENDF-6 フォーマット[6]で記述されている。 γ 線と元素との反応断面積、核構造、崩壊データのデータベースや、最近では、20 MeV 以上の中性子入射、荷電粒子入射、光核反応のデータベースなどもある。ここでは、放射線遮蔽設計で最もよく使われる 20 MeV までの中性子による核データライブラリについて述べる。

核データライブラリは日本、米国、ヨーロッパ、等で独自に作成され、それぞれ、JENDL [7]、ENDF/B [8]、JEFF [9]、等と呼ばれている。核データライブラリは原子核反応理論計算および核反応測定データをもとに編纂されるが、それぞれの編者が最も良いと「評価」したデータが入っているため、JENDL、ENDF/B、JEFF の 3 大核データライブラリであっても同じデータが入っているわけではない。そのため、使う核データライブラリによって放射線輸送計算結果が異なることがある。また、ENDF-6 フォーマットの核データライブラリをそのまま放射線輸送計算コードで使うことはできないため、ユーザーは、NJOY [10]、FRENDY [11]、AMPX [12] 等の核データ処理コードを使って放射線輸送計算コードで使うことができる断面積ライブラリを作るか、公開されている断面積ライブラリを使うことになる。

断面積ライブラリの形式は使う放射線輸送計算コードにより大きく分けて 2 つある。一つはモンテカルロコードで使う連続エネルギーライブラリ (非常に細かいエネルギーの断面積のライブラリ) で、もう一つは Sn コードで使う多群ライブラリ (エネルギーを数百以下の群に分け、それぞれの群で平均化した断面積のライブラリ) である。連続エネルギーライブラリの代表的な形式は、米国 LANL の ACE ファイル (例えば、FSXLIB-J33 [13]、PHITS 付属 JENDL-4.0 ACE ファイル [5]、等) で、MCNP、PHITS 等で使われている。多群ライブラリの主な形式には、米国 LANL の MATXS ファイル (MATXSLIB-J33 [13]、MATXSLIB-J40 [14]、等) と米国 ORNL の AMPX ファイル (VITAMIN-B6 [15]、VITAMIN-B7 [16]、等) の 2 つがある。ACE ファイルはそのままモンテカルロコードで使うことができるが、MATXS、AMPX ファイルをそのまま Sn コードで使うことはできず、MATXS、AMPX ファイルから Sn コード用の多群ライブラリを作るコード (MATXS ファイルでは TRANSX コード[17]、AMPX ファイルでは SCALE[18]あるいは SCAMPI コード[19]及び GIP コード[3]) を使って、対象としている計算モデル用の多群ライブラリを作成しなければならない。これらの断

面積ライブラリは公的機関が核データ処理コードで作成したものが公開されているので、多くのユーザーはそれらを手に入して使っているが、後述するように処理が適切でないものもあるので注意が必要である。

3. 断面積ライブラリの注意点

核データライブラリのデータ自体に何らかの間違ひがあるため放射線輸送計算で問題が生じることがある。しかし、これは極めて稀で、放射線輸送計算で生じる問題の多くは核データライブラリから作成した断面積ライブラリに起因する。特に、自己遮蔽補正が不可欠である多群ライブラリには注意が必要である。以下、多群ライブラリで注意すべき点を述べる（詳細については参考文献[20, 21]参照）。

3.1 多群ライブラリの問題

多群ライブラリ MATXS、AMPX ファイルに入っている多群断面積は、以下の Pn 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）で使われる Pn 断面積である[17]。

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \psi_g(\mu, x) + \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sigma_{\ell tg}^{Pn}(x) \psi_{\ell g}(x) = \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sum_{g'} \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{Pn}(x) \psi_{\ell g'}(x) + S_g(\mu, x),$$

$$\sigma_{\ell tg}^{Pn} = \frac{\int_g \sigma_t(E) W_\ell(E) dE}{\int_g W_\ell(E) dE}, \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{Pn} = \frac{\int_g dE \int_{g'} \sigma_\ell(E' \rightarrow E) W_\ell(E') dE'}{\int_{g'} W_\ell(E') dE'}, W_\ell(E) = \frac{C(E)}{[\sigma_0 + \sigma_t(E)]^{\ell+1}},$$

ここで、 μ は散乱角の余弦、 $\psi_g(\mu, x)$ は g 群の角度中性子束、 $\psi_{\ell g}(x)$ は g 群の ℓ 次のルジャンドル中性子束、 $P_\ell(\mu)$ は ℓ 次のルジャンドル多項式、 $S_g(\mu, x)$ は g 群の外部中性子源、 $\sigma_t(E)$ は全断面積、 $\sigma_\ell(E' \rightarrow E)$ は ℓ 次の散乱断面積、 $C(E)$ は滑らかな関数、 σ_0 はバックグランド断面積、 $W_\ell(E)$ は断面積を群平均する時の ℓ 次の荷重関数。荷重関数の分母に $\ell+1$ 乗がついているが、これは後述する自己遮蔽補正で重要になる。また、適切に自己遮蔽補正を行うためには計算対象としている物質のバックグランド断面積より小さいバックグランド断面積が必要で、そのバックグランド断面積のデータが多群ライブラリにないと自己遮蔽補正が適切に行われぬ。例えば、天然組成の鉄では ^{56}Fe のバックグランド断面積として 0.1 barn 程度が必要になるが、VITAMIN-B6、VITAMIN-B7 では ^{56}Fe の最小のバックグランド断面積が 1 barn になっているため、適切な自己遮蔽補正をすることができない。MATXS ファイルであっても、IAEA が公開している ADS Nuclear Data Library v2.0 の MATXS ファイル[22]のように、最小のバックグランド断面積が 1 barn のものがあり、そのような MATXS ファイルでも適切な自己遮蔽補正をすることができない。多群ライブラリのバックグランド断面積の最小値が適切であるかどうか確認した上で使うことを推奨する（MATXSLIB-J40 のバックグランド断面積の最小値は 10^{-5} barn で、適切である）。

あまり知られていないが、Sn コードで使う多群断面積は Pn 断面積ではなく、以下の Sn 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の Sn 断面積である[17]。

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \phi_g(\mu, x) + \sigma_g^{Sn}(x) \phi_g(\mu, x) = \sum_{\ell=0}^N \frac{2\ell+1}{2} P_\ell(\mu) \sum_{g'} \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{Sn}(x) \phi_{\ell g'}(x) + S_g(\mu, x).$$

説明は省略するが、Sn 断面積と Pn 断面積は以下の式のような関係になっている[17]。

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{Sn} = \sigma_{\ell g \leftarrow g'}^{Pn} \text{ for } g' \neq g, \\ \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Sn} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Pn} - \sigma_{\ell tg}^{Pn} + \sigma_g^{Sn}.$$

Sn 断面積と Pn 断面積の自群散乱断面積が必ずしも同じでないことに注意しよう。この第 2 式を変形すると、

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Sn} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Pn} - (\sigma_{\ell tg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}) - \Delta_g^n, \\ \sigma_g^{Sn} = \sigma_{0tg}^{Pn} - \Delta_g^n,$$

と書ける。ここで、 σ_g^{Sn} は任意に選ぶことができ（これを輸送近似と呼ぶ）、いくつかの選び方がある[17]。一番簡単なのは $\Delta_g^n = 0$ つまり $\sigma_g^{Sn} = \sigma_{0tg}^{Pn}$ とする Consistent-P 近似で、

$$\sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Sn} = \sigma_{\ell g \leftarrow g}^{Pn} - (\sigma_{\ell tg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}),$$

$$\sigma_g^{Sn} = \sigma_{0tg}^{Pn},$$

となる。以下、この式で説明する。この第1式の右辺第2項($\sigma_{eltg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}$)が0であれば、Sn 断面積の自群散乱断面積は Pn 断面積の自群散乱断面積と同じになるが、先に述べたように荷重関数の分母に $\ell + 1$ 乗がついているため、右辺第2項($\sigma_{eltg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}$)は $\ell \neq 0$ で0にならず、Sn 断面積と Pn 断面積の自群散乱断面積は同じにならない。

Pn 断面積から Sn 断面積を作るコードは、MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コードである。MATXS ファイルには分母に $\ell + 1$ 乗がついている荷重関数（但し、 $\ell \geq 1$ では分母に2乗がついている荷重関数）が入っていて、TRANSX コードではその荷重関数を使って Pn 断面積の自群散乱断面積と異なる正しい Sn 断面積の自群散乱断面積を作ることができる。但し、自己遮蔽補正の影響が小さい場合は、荷重関数の分母の効果は小さくなるため、自群散乱断面積でも Sn 断面積は Pn 断面積とほとんど同じになる。一方、AMPX ファイルには分母に $\ell + 1$ 乗がついていない荷重関数しか入っていないため、 $\sigma_{eltg}^{Pn} = \sigma_{0tg}^{Pn}$ で第1式の右辺第2項($\sigma_{eltg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}$)は0になり、SCALE あるいは SCAMPI コードで処理すると Pn 断面積の自群散乱断面積がそのまま Sn 断面積の自群散乱断面積になってしまい、自己遮蔽の影響が大きいと、Sn 計算で正しい結果を得ることができない。また、弾性散乱の自己遮蔽補正と散乱断面積の自己遮蔽補正は本来異なるものであるが、AMPX ファイルでは弾性散乱の自己遮蔽補正をそのまま散乱断面積にも適用しているため、この点でも AMPX ファイルの自己遮蔽補正は不適切で、計算結果に影響がでてくることがある。

3.2 AMPX 多群ライブラリの問題の影響

上述した AMPX ファイルの種々の問題の影響を示すために、半径 1 m の鉄球の中心に 17.33-19.64 MeV(199 群の第1群)の等方点中性子源がある簡単なモデルで、一次元 Sn コード ANISN とモンテカルロコード MCNP を使って球内の中性子スペクトルを計算した。多群ライブラリは VITAMIN-B7 と比較のために同じ群構造の MATXSLIB-J40 を、ACE ファイルは多群ライブラリに対応した核データライブラリから作成されたものを使用した。結果を図1、2に示す。VITAMIN-B7 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算と最大 30%程度異なっている。これは自己遮蔽補正の不備が原因である。一方、MATXSLIB-J40 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算とよく一致し、MATXSLIB-J40 では自己遮蔽補正を適切に行うことができていることがわかる。

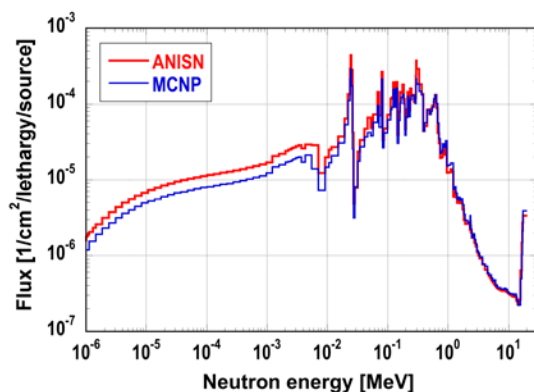


図1 鉄球中心から 40 cm での中性子スペクトル (VITAMIN-B7)

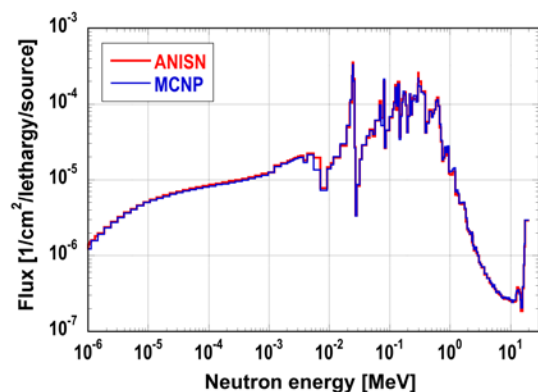


図2 鉄球中心から 40 cm での中性子スペクトル (MATXSLIB-J40)

4. Sn 計算での上方散乱計算

放射線輸送計算でよく使われる ANISN、DORT、TORT、等の Sn コード自体に大きな問題はなく、マニュアルに従って適切な入力ファイルを作って計算すれば正しい結果が得られる。そのため、Sn コードを用いた放射線輸送計算で注意すべき点は前章で説明した多群ライブラリの自己遮蔽補正であるが、もう一つ注意すべき点がある。それは Sn 計算での上方散乱である。通常の Sn 計算では、中性子は原子核との核反応で減速し、エネルギーの大きい群からエネルギーの小さい群に移っていく（下方散乱）。中性子が減速されエネル

ギーが数 eV 以下になると、原子核の熱運動が無視できなくなり、原子核と衝突した中性子が原子核からエネルギーをもらい、中性子のエネルギーが衝突前よりも大きくなる、つまり、エネルギーの小さい群からエネルギーの大きい群に中性子が移ることが起こる。これが上方散乱で、コンクリートや水等の遮蔽計算を行う際に重要になってくる。一例として、MATXS LIB-J40 を使った DORT 計算で得られた、廃止措置が完了している旧原研 JPDR [23]の生体遮蔽コンクリートの約 1.2 m の深さでの中性子スペクトルを図 3 に示す。廃止措置での放射化計算では捕獲反応断面積が大きい熱中性子束が重要になるが、上方散乱を考慮しないと、この熱中性子束を正しく計算できないことがわかる。コンクリートや水等で放射線輸送計算を行う場合、上方散乱を入れた計算をする必要がある。

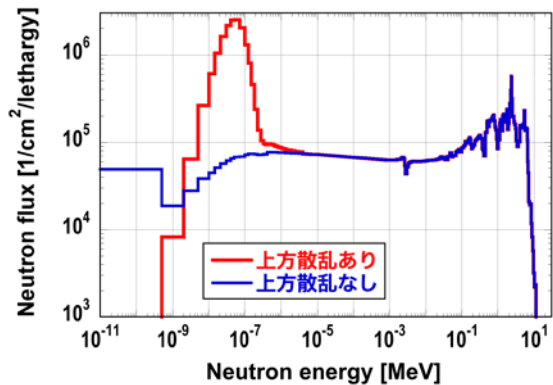


図 3 JPDR 生体遮蔽コンクリートの約 1.2 m の深さでの中性子スペクトル

ANISN、DORT、TORT の Sn 計算コードには上方散乱のための外部反復計算機能が備わっているため、上方散乱も含めた Sn 計算を行うに当たりコード上の問題はない。問題になるのはこの場合も計算で使う多群ライブラリである。上方散乱も含めた Sn 計算を行う場合、当然、上方散乱データが必要で、使う多群ライブラリに上方散乱データが入っているかどうか事前に確認し、それらのデータを適切に処理して計算モデル用の多群ライブラリを作る必要がある。コードのマニュアルに明確に書かれていないが、上方散乱も含めた Sn 計算を行う場合、全上方散乱断面積を計算モデル用の多群ライブラリに追加しなければならない。MATXS ファイルの場合、TRANSX コードで anisnb 形式 [17]の計算モデル用の多群ライブラリを作成し、それを GIP コードで処理すれば全上方散乱断面積が追加された anigif 形式 [17]の計算モデル用の多群ライブラリを作ることができる。AMPX ファイルでは、最後に GIP コードを使って計算モデル用の多群ライブラリを作っているので、計算モデル用の多群ライブラリを作る手順は同じである。

5. まとめ

放射線遮蔽設計の観点から、放射線輸送計算で使われる Sn コード、断面積ライブラリを中心に放射線輸送計算の注意点を紹介した。特に、自己遮蔽補正が必須である多群ライブラリでは以下の点が重要である。

- バックグラウンド断面積の最小値を十分小さくする。
- ルジャンドルの次数を考慮した荷重関数を使う。
- 散乱断面積の自己遮蔽補正を適切に行う。

AMPX ファイルは上記の点で問題があるので、Sn コードを用いた放射線遮蔽設計を行う際には、上記問題のない MATXS ファイルを使うことを推奨する（但し、バックグラウンド断面積が適切な MATXS ファイルを使うこと）。また、コンクリート、水等の Sn 計算での上方散乱の重要性を述べるとともに、上方散乱を考慮した計算モデル用の多群ライブラリ作成法についても簡単に説明した。

今後、具体的な放射線輸送計算のやり方も含め、私が把握している放射線輸送計算の注意点の詳細を原子力機構のレポート等で公開することを予定している。放射線輸送計算の技術継承、人材育成に役立ててもらえれば幸いである。

付録：MATXS ファイルに関する補足

MATXS ファイルはテキストファイルで公開されているが、TRANSX コードはバイナリの MATXS ファイルしか読み込むことができない。そのため、入手した MATXS ファイルは TRANSX コード付属の BBC コードでバイナリの MATXS ファイルに変換する必要がある。また、TRANSX コードには致命的なバグがあるので、IAEA から公開されている以下のパッチ[24]を当てた TRANSX コードを使うこと。このバグの影響については、参考文献[25]を見ていただきたい。

Patch 1. to increase the insufficient array size (2 lines)

*d up14.4

maxds=5+12*(nl+1)

参考文献

- [1] 原子力学会「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会、放射線遮蔽ハンドブック -基礎編- (2015) .
- [2] 原子力学会「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会、放射線遮蔽ハンドブック -応用編- (2020) .
- [3] ORNL, DOORS3.2a: One, two- and three-dimensional discrete ordinates neutron/photon transport code system, RSICC CODE PACKAGE CCC-650 (2007).
- [4] C.J. Wagner (Ed.), MCNP User's Manual Code Version 6.2, LA-UR-17-29981 (2017).
- [5] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).
- [6] A. Trkov, M. Herman, D.A. Brown (Ed.), ENDF-6 Formats Manual, BNL-203218-2018-INRE Revision 215 (2018).
- [7] K. Shibata et al., JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering, J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011).
- [8] D.A. Brown et al., ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data, Nuclear Data Sheets, 148, 1-142 (2018).
- [9] A.J. Plompen et al., The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3, Eur. Phys. J. A, 56, 181 (2020).
- [10] A.C. Kahler (Ed.), The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016, LA-UR-17-20093 (2016).
- [11] K. Tada et al., Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 1, JAEA-Data/Code 2018-014 (2019).
- [12] D. Wiarda et al., AMPX-6: A Modular Code System for Processing ENDF/B, ORNL/TM-2016/43 (2016).
- [13] K. Kosako et al., The Libraries FSXLIB and MATXSLLIB based on JENDL-3.3, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).
- [14] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/library_matxslibj40/ (参照 : 2021 年 1 月 12 日)
- [15] D.T. Ingersoll et al., Production and Testing of the VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-93 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI Nuclear Data, ORNL-6795, NUREG/CR-6214 (1995).
- [16] J.M. Risner et al., Production and Testing of the VITAMIN-B7 Fine-Group and the BUGLE-B7 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VII.0 Nuclear Data, ORNL/TM-2011/12, NUREG/CR-7045 (2011).
- [17] R. E. MacFarlane, TRANSX 2: a code for interfacing MATXS cross-section libraries to nuclear transport codes, LA-12312-MS (1993).
- [18] W.A. Wieselquist et al., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39 Version 6.2.4 (2020).
- [19] S.M. Bowman, OFFSCALE: A PC Input Processor for the SCALE Code System Volume 1: The CSASIN Processor for the SCAMPI Code System, NUREG/CR-6182, Vol. 1 (ORNL/TM-12663/V1) (1995).
- [20] C. Konno et al., Insufficient Self-Shielding Correction in VITAMIN-B6, Prog. Sci. Technol., 1, 32-35 (2011).
- [21] C. Konno et al., Important Remarks on Latest Multigroup Libraries, Prog. Sci. Technol., 2, 341-346 (2011).
- [22] <https://www-nds.iaea.org/ads/adsmatxs.html>
- [23] N.P. Kocherov (Ed.), International benchmark calculations of radioactive inventory for fission reactor decommissioning, INDC(NDS)-355, 1996.
- [24] <https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm/> (参照 : 2021 年 1 月 12 日)
- [25] C. Konno et al., EFFECT OF IAEA PATCH FOR TRANSX2.15, Proc. of RPSD2018 (2018).

*Chikara Konno¹

¹Japan Atomic Energy Agency

放射線工学部会部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

Basic and Applications of Shielding Design Based on the Handbook of Radiation Shielding

(3) モンテカルロコード PHITS の現状と応用

(3) Status and Applications of Monte Carlo Code PHITS

*岩元 洋介¹¹原子力機構

1. はじめに

原子力機構を中心として開発を進めるモンテカルロコード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)はきわめて広範囲に利用されており、放射線遮蔽設計においても小規模な RI 施設から大型の高エネルギー加速器施設まで幅広く適用できる。本発表では、PHITS の現状と遮蔽計算への応用例を紹介する。

2. PHITS の概要

PHITS[1]は、任意の 3 次元体系内における放射線挙動を解析できる汎用モンテカルロ計算コードである。その適応範囲は、原子力分野で重要な 20 MeV 以下の中性子や光子の他に、加速器工学や医療・宇宙分野で評価対象となる高エネルギー陽子や重イオンなど、現実的に挙動解析が必要なほぼ全ての放射線である。図 1 は PHITS に組み込まれた物理モデルとその適用エネルギー範囲を示している。核反応は、核子と核子が直接相互作用する動的過程と、その後に平衡状態に達した原子核が崩壊する静的過程に分けて模擬する。核反応の動的過程に核内カスケードモデルなどが用いられ、静的過程のシミュレーションには蒸発・核分裂モデルが使われる。原子炉や RI 施設の遮蔽設計で重要な 20 MeV 以下の中性子による核反応は、核データライブラリ JENDL-4.0 で模擬する。その際、イベントジェネレータモードにより二次中性子のみならず二次陽子や反跳核などの情報も引き出せる。

解析を行う 3 次元幾何学形状は、General Geometry(面を組み合わせで 1 つの形状を定義する形式)等で記述する。ユーザーは、タリーと呼ばれる機能を活用することで、放射線挙動解析の結果から特定の領域や任意の 3 次元メッシュ空間内の粒子フラックス、発熱量、生成核種分布などを取得できる。さらに、ANGEL と呼ばれる独自の描画ツールを内蔵している。

PHITS パッケージは、Fortran で書かれたソースプログラムの他、実行ファイルや ACE 形式の核データライブラリ JENDL-4.0 など、PHITS を実行するために必要なファイルを全て含んでいる。近年は、陽子及び 20 MeV 以上の中性子入射に対するライブラリ JENDL-4.0/HE の読込機能、熱流体解析コード FLUENT との連成計算機能の開発等が進められている。放射線遮蔽計算に活用できる機能やデータとして、遮蔽体中の粒子輸送を効率的に行うために粒子の重みを操作する機能、RI 線源を入力して放出放射線特性を自動的に設定できる機能(RI 線源機能)、線量換算係数等が組みこまれている。また、これらの機能やデータを用いて、図 2 に示すように、PHITS は加速器施設、RI 施設等の放射線遮蔽設計に広く活用されている。

	中性子	陽子・ π 粒子 (その他の核子)	重イオン	μ 粒子	電子・陽電子	光子
高エネルギー	1 TeV 核内カスケード模型 JAM 3.0 GeV + 蒸発模型 GEM	1 TeV/u JAMQMD + GEM	1 TeV/u JAMQMD + GEM	1 TeV 仮想光子核反応 JAM/JQMD + GEM	1 TeV EGS5	1 TeV 光核反応 JAM/JQMD + GEM + JENDL + NRF
中間エネルギー	20 MeV 核内カスケード模型 INCL4.6 + 蒸発模型 GEM	20 MeV/u 量子分子動力学模型 JQMD + GEM	20 MeV/u 量子分子動力学模型 JQMD + GEM	20 MeV ATIMA + オリジナル	20 MeV EGS5	20 MeV EGS5
低エネルギー	核データライブラリ JENDL-4.0 0.01 MeV	1 MeV 電離損失 ATIMA	1 MeV 電離損失 ATIMA	1 MeV ミューオン 電子生成・捕獲反応	1 MeV EGS5	1 MeV EGS5
	→ イベントジェネレータモード: 核反応による2次粒子を特定可能					*水中のみ対応

図 1 PHITS に組み込まれた物理モデル

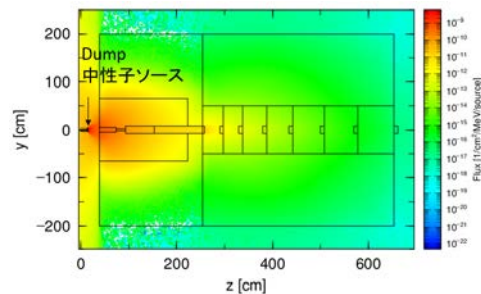


図 2 500 MeV 陽子入射核反応から生じる中性子のコンクリート中における深層透過計算結果

参考文献 [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*Yosuke Iwamoto¹, ¹Japan Atomic Energy Agency.

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

Basics and Applications of Shielding Design Based on the Handbook of Radiation Shielding

(4) ストリーミングとスカイシャイン線量の安全評価

(4) Safety Dose Evaluation for Radiation Streaming and Skyshine

*平尾 好弘¹¹海技研

1. はじめに

地上施設では、建屋構造や機器据付等の制約から遮蔽壁を局所的に薄くせざるを得ないことがある。例えば、大型施設の比較的軽い天井、人の移動や物品搬送のための通路・扉、排気や機器設置のために壁に空けられたダクト類、通風や採光のための窓、建造による継ぎ目や切り欠き、ボイドの存在である。それらを通じて放射線が遮蔽壁の外に有意に漏れる場合、慣例的にその部分だけ取り出して遮蔽安全評価が実施される。そうした局所部からの放射線漏れのことを指して、一般に（放射線）ストリーミングと呼んでおり、特に放射線が大気環境に漏れた後、大気散乱して地上に降ってくる現象をスカイシャインという。

ストリーミングやスカイシャイン現象は、実験とその解析が存在する範囲において理解が進んでおり、遮蔽安全評価は、線量寄与にとって重要な経路や因子に着目した簡易式による線量計算、あるいは詳細計算コードを用いて問題を一括で解いた結果に基づいて行われる。ケースバイケースで使い分けられるとよいが、簡易式を用いる場合は適用範囲と過度の保守性に留意する必要がある。詳細計算について、計算コードの発展により、利便性の向上と高精度化が図られてきたが、 S_N 法やモンテカルロ法にとってあまり相性のよい問題とはいえないため、結果の妥当性確認を怠らないようにすべきである。

遮蔽ハンドブックの執筆においては、人が現象を理解する仕方に沿って線量に寄与する放射線の経路に基づく説明を行い、また参照の役にたつベンチマーク実験等の情報を広く記載することに努めた。遮蔽ハンドブックの関係する章節は、基礎編の6章及び7章、応用編の2章及び4章である。ここでは代表的な簡易線量計算法とそれに基づく遮蔽安全評価の注意について紹介する。

2. ストリーミング安全評価技術

ダクトのある遮蔽壁に対して、壁外線量率を保守的に評価する汎用的な考え方を示す（図1）[1]。評価点の場所が特に指定されない場合、壁外で最大の線量率を示す位置を検討する。評価点が決定したら、線源位置から評価点まで遮蔽壁を透過する透過線とダクトを通ってくるストリーミング線に分けて線量寄与を評価する。ダクトストリーミング線を二種に分けて、ダクトの入口から出口までダクト内を通ってくる全ストリーミング線と、ダクトの途中から壁側に抜けたり入ってきたりする部分ストリーミング線を考慮する（図2）。両者に対する線量評価の考え方、及び評価点がダクトの出口近辺から離れている場合の評価の考え方を示す。最終的に全ての経路からの線量寄与を合算して評価点の線量率を求める。

迷路構造はダクトの一種であり、照射室等の線源を扱う部屋の入出路を屈曲させることで、そこを通過して部屋の外に漏れる放射線を抑える体系を指す。迷路のストリーミングの特徴は、壁が厚く透過線を大抵無視できること、またダクト設計と比べて入出路の断面積が大きく全ストリーミング線の寄与が支配的なことである。これまでに提案されたアルベド法（Line of Sight 法含む）ベースの簡易線量評価の例を示し、適用性に関する注意を行う。

最後に、ストリーミング線量評価を行う上での実際的な注意を与える。放射線の漏洩経路をダクトまたは迷路とみなすモデリング、評価の確認の仕方、線源の保守的な調整、あるいは本来の設計で意図しなかった最近のケースについて考察する。

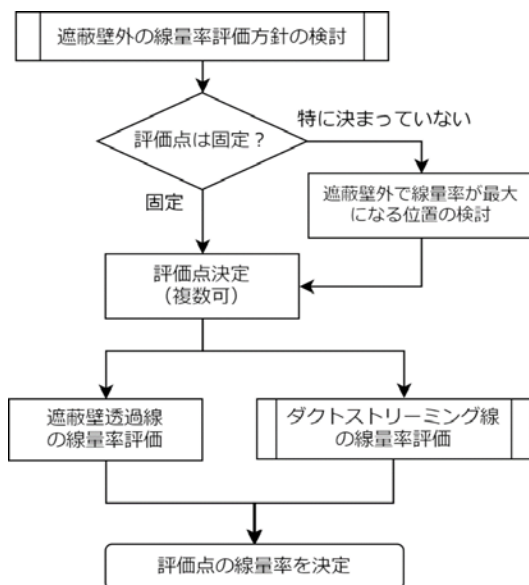


図 1. ダクト付き遮蔽壁の簡易線量評価手順例

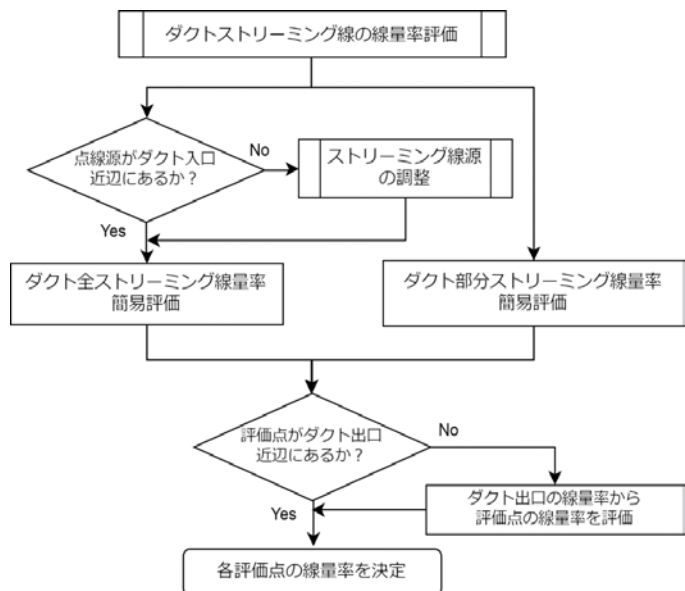


図 2. ダクトストリーミング線量率の簡易評価例

3. スカイシャイン安全評価技術

建屋内の線源から屋外の線量率を評価する手順の例を示す（図 3）。評価点は法規に従うこととし、大抵は最も近い敷地境界上におかれる。図 4 に建屋内の線源から屋外の評価点に達する放射線の経路タイプを示す。図中の番号で示すとおり、論理上の経路タイプは数多くあるため、よく体系を観察して、個別に線量に与える影響を検討する。実際の施設では、天井のないサイロ、土壌等の自然物で線源を囲ったもの、遮蔽の役割を果たさない窓やシャッターの存在、複雑な地形等、条件は様々である。

スカイシャイン線とは一般に図 4 の⑦及び⑧を指し、天井が十分厚くない建屋で注目されるが、他にも建屋で後方散乱したスカイシャイン線、あるいは地面によるグランドシャイン線の影響は見落とされやすいので注意を要する。主な経路タイプに対しては、図 5 に示すスカイシャイン線の評価手順のように、線量評価法が開発されており、一般に専用の計算コードを用いて、線源のエネルギーまたは放出される空間の範囲にわたる積分が行われる。そうして求めたスカイシャインを含む有意な経路からの線量率を、図 4 の①に示す側壁を透過する直接線の線量率に加算して、最終的な評価点の線量率を求める。スカイシャインが注目された元々の理由は、線源から距離が離れると線量寄与で直接線を上回る可能性による。

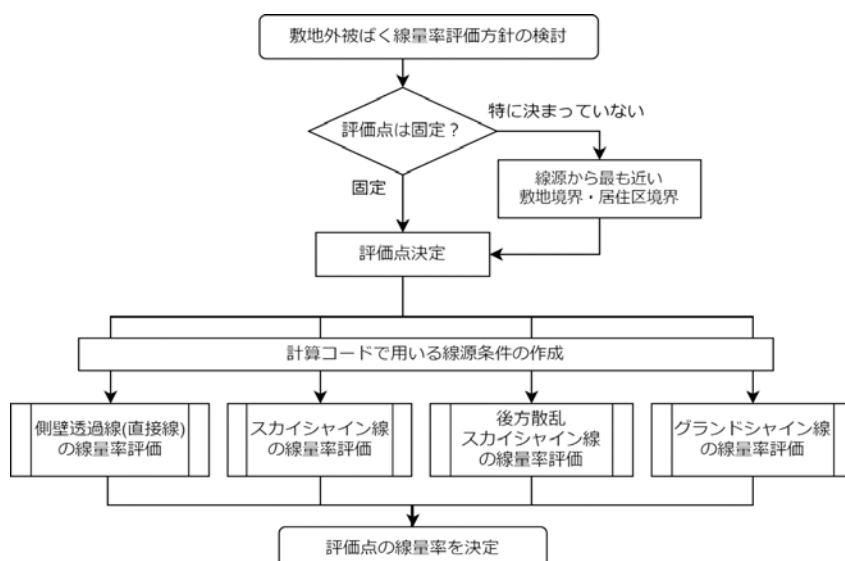


図 3. スカイシャイン線を含む屋外線量率評価手順の例

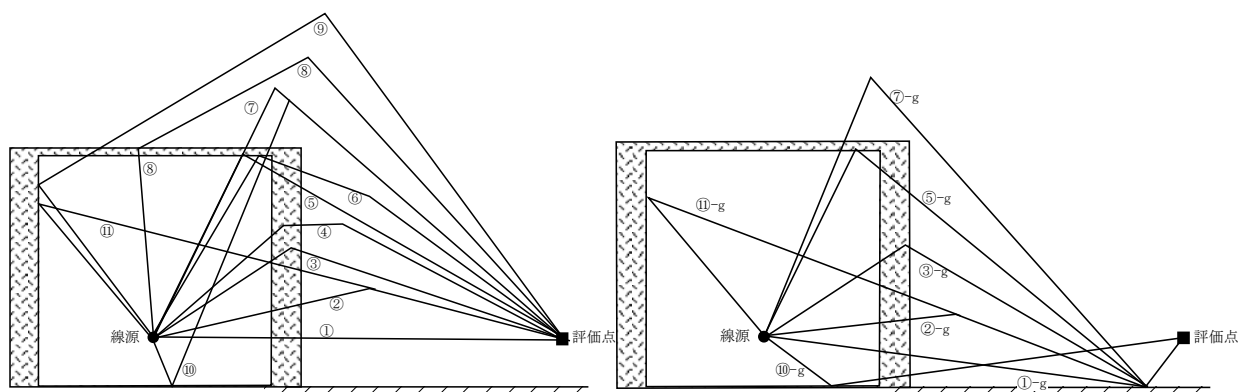


図 4. 建屋の線源から 2 回まで散乱して屋外評価点に到達する放射線経路（右：グランドシャイン経由）

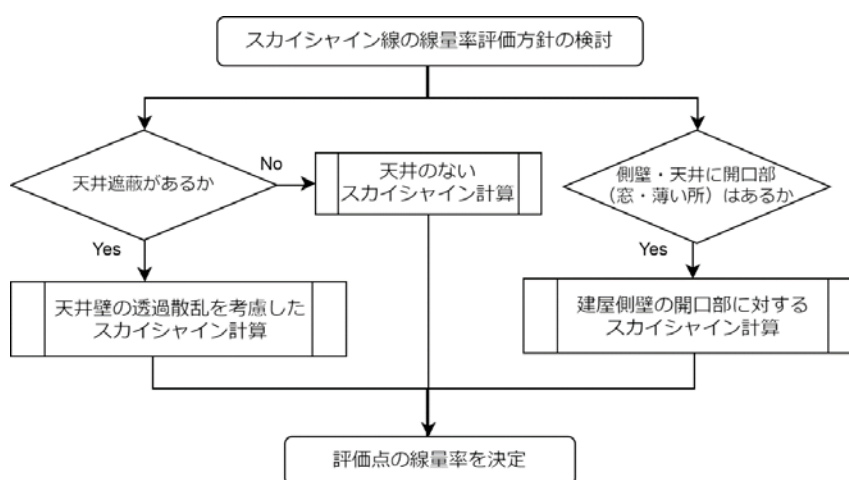


図 5. スカイシャイン線の簡易線量評価手順の例

最後に、スカイシャイン線量計算のポイントとして、一回散乱法（G33 系列コード）、ラインビーム応答関数法（SHINE-III コード等）、及び S_N 離散座標法を含む詳細計算法の適用における注意を与える。

4. まとめ

ダクトストリーミング及びスカイシャイン現象に対して、放射線の経路に拘って線量を安全評価する技法とポイントについて説明した。放射線の経路を明らかにして、それぞれの寄与が過小評価しないように積み上げて最終的な結果の保守性を示すことこそ、安全評価の基礎である。詳細計算は適用範囲が広く強力であるが、計算の無謬性や出力の保守性を個別のケースで分かりやすく説明するのが容易でない。それは計算の過程が複雑というだけでなく、人間が場を理解する仕方とはかけ離れた方法に依っているからである。施設の規制や受け入れに係るのも、また万一の評価ミスによって不利益を被るのも多くは非専門家である。当方は、経路に基づく透明性の高い直感的な説明が信頼と安心を与えるものと信じており、また専門家であっても、詳細計算の結果を確認する代替手法として了解しておくことが肝要と考える。

*Yoshihiro Hirao¹

¹NMRI

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[2F_PL] Continuous improvements and significance for stakeholders

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[2F_PL01] Continuous improvements of safety from the viewpoint of utilities

*Ichiro Ihara¹ (1. Chubu Electric Power)

[2F_PL02] Continuous improvements of safety from the viewpoint of regulator

*Takanori Nishizaki¹ (1. NRA)

[2F_PL03] Continuous improvements of safety from the viewpoint of the local government

*Akihiro Yamamoto¹ (1. Fukui Pref.)

[2F_PL04] Continuous improvements of safety from the viewpoint of public

*Tadahiro Katsuta¹ (1. Meiji Univ.)

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

(1) 電気事業者にとっての継続的安全性向上

(1) Continuous improvements of safety from the viewpoint of utilities

*伊原 一郎¹¹中部電力

1. 日本における原子力発電の必要性

我が国では、昭和 30 年に制定された原子力基本法に謳われる「将来のエネルギー資源を確保する」ために、原子力の研究開発・利用を産官学が一体となって脈々と進めてきた。近年、自然災害の激甚化、中東パワーバランスの変化、地球温暖化防止の国際的進展などを背景として「エネルギーインフラの強靱化」「エネルギー源の多様化・自給率向上による安定供給」「エネルギーの脱炭素化」の必要性が高まっている。資源に乏しい日本では、特定の電源に依存することなく、バランスの取れたエネルギーミックスを追求しており、原子力発電は、低炭素電源（ゼロエミッション電源）、準国産エネルギーといった優れたメリットのある重要電源である。電気事業者においては、原子力発電所の継続的な安全性向上を進めるとともに、その状況について社会とのコミュニケーションを取りつつ、原子力発電を継続的、長期的に活用していくことが使命である。

2. 原子力発電所の安全性向上の取り組み

2-1. 浜岡原子力発電所の自主的安全性向上の取り組み

福島第一原子力発電所事故の以前より、自主的に東海地震や南海トラフの大規模地震に備えた耐震裕度向上工事を行うなど、常に最新の知見を反映する取り組みを進めてきた。事故後も、新規規制基準の施行前から、自ら最大規模の自然災害を想定し、防波壁を始めとする津波対策や重大事故等対策に着手してきた。新規規制基準への適合に留まることなくハード（設備）とソフト（運用）の両面から発リスク低減活動を進めている。

2-2. 経営トップによる安全性向上の推進とリスクコミュニケーション

原子力発電所の安全確保を経営の最優先課題として「安全性向上にゴールはない」との認識のもと、社長をトップとするマネジメント体制により経営層が強いリーダーシップを発揮し、浜岡原子力発電所のリスク低減活動や安全性向上活動を牽引している。経営層は、社内外の原子力専門家による現場（発電所）への提言や、社外有識者のマネジメント評価を活用して原子力部門による発電所の活動に指示を与えている。また、リスク低減活動の状況について公表などを通じて社会とのリスクコミュニケーションを図っている。

2-3. パフォーマンス向上の取り組み

発電所のパフォーマンス向上のためには、原子力発電所に従事する者一人一人が自らの役割を理解し、個人のパフォーマンスを最大限に発揮することが重要である。原子力部門のミッション、ビジョンや目指す姿をマネジメントモデルとして制定することで個人と組織の役割や期待事項を明確にした。当社は、管理層が、目標管理や OJT を通じて部下へ指導や助言を与え、個人の資質を向上させることに重きをおいている。

3. 纏め

今後も、たゆまぬ安全性向上の取り組みを継続し、浜岡 1 号機建設当初からの長きに亘る地域社会との信頼関係を大切にしながら、原子力発電を通じた社会的責任を果たしていく所存である。

*Ichiro Ihara¹¹SChubu Electric Power Co., Inc.

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

(2) 規制の視点からの継続的安全性向上

(2) Continuous improvements of safety from the viewpoint of regulator

*西崎 崇徳¹¹原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は令和2年7月に「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、継続的な安全性向上をより一層円滑かつ効果的に進めるために原子力規制はいかにあるべきか等について、裾野を広げた多角的な議論を公開の場で進めている。本稿執筆時（令和3年1月）までに計7回の会合が開かれ多岐にわたる論点が提示されているが、本稿ではそのうちの一つである「中間領域」に関する議論を取り上げ、これまでの検討経過を概括する。なお、本稿は筆者個人の見解に基づいて作成したものであり原子力規制委員会及び原子力規制庁の公式な見解を表明するものではない。

2. 継続的安全性向上のための中間領域

2-1. 中間領域とは何か

筆者の知る限り原子力安全の分野で「中間領域」という概念を初めて提起したのは原子力規制委員会の更田豊志委員長であろう。令和元年度第69回原子力規制委員会で更田委員長は、デジタル安全保護系の共通要因故障対策に関する今後のアプローチを論ずる中で、“要件を基準化して許認可を与える方法と、事業者による自主的な対応に委ねる方法のいずれでもない、その中間に位置付けられるアプローチ”としてその基本概念を説き、原子力規制庁に行政実務や法的課題を含む具体化の検討を促した。筆者はこのようなアプローチが許容・要請されるべき安全上の課題の集合体ないし課題領域を便宜的に中間領域と呼んでいるが、検討チームではこのようなアプローチや領域が継続的な安全性向上を進める上でどのような意義を持つのかといった観点から議論されている。

2-2. 中間領域に関するいくつかの視点

中間領域の意義や輪郭などに関する検討チームの議論は継続しており現時点で体系的に整理されたものはない。そのため本稿では、これまでにあった議論を踏まえて筆者個人が重要と考えるいくつかの視点を主観的かつ雑然とではあるが紹介する。

(1) 不確実性

原子力安全の分野では一般に、発生すると見込まれる損害の程度とその蓋然性によって危険を判定し防除する。そこでは、現在の科学的知見や経験に基づいてある事態の推移や結果を因果的に（あるいは確率的に）十分な確度をもって推定できることを前提としている。しかし、その前提の下で厳密に将来を推定することは、ある時点の状態とその状況を支配する諸法則を無限の精度で完全に把握するという凡そ実行不能な要求が満たされない限り無理であろう。それ故に、危険を判定し防除すると言っても、その推定や防除手段は現在の知識や経験に基づいて一応把握できているものに過ぎないという意味で、不確実性が内在する。さらに、蓋然性や因果関係の推定を十分確実に行えるほどの確定的なデータや知見が不足している場合には、より高次の不確実性を伴って危険の有無や防除手段を規範的に判定せざるを得ない。このような不確実性は高度な科学技術を利用する上で不可避免的に付随するが、社会全体としてこれを受容するか排除しない場合には社会的に相当な負担として帰結的に受忍されるべきものであろう。

(2) 危険の判定

伝統的な警察規制概念では、損害発生 of 微かな可能性が単に想定されうるというだけでは危険として不十

分とされ、その射程は限定的である。ある状態がそのまま推移すれば公共の安全に対する損害が生じることが十分な蓋然性をもって推定できる必要があり、このような具体的危険に対して国家は公共の安全や秩序を維持するために比例原則に適合する範囲で原因者に防除義務を課すことができる。原子力規制では典型的には要件の基準化と許認可のプロセスを通じてこれが図られるが、ここで重要となるのは、危険判定に必要な蓋然性の程度は、発生すると見込まれる損害の規模や性質に応じて弾力的に判断されるという点である。ある種の原子力事故のように、起こりうる損害の結果が重大であればあるほど義務付けが許容される防除措置は大きくなるが、これと反比例して必要とされる損害発生の見込みの蓋然性の程度は低くなる。かといって客観的根拠による裏付けのない想像上の損害にまで無制限に拡大することが正当化されるわけではなく、損害発生の見込みと損害見込みが既知で確かに理論上のものとは言えないが現実的には生じえないとみなせるものは危険とは判定されない。危険判定において損害の質的・量的要素と蓋然性は常に相対的關係にあり、最終的には危険防除を目的とする政策裁量の範囲内で合理的な意思決定に委ねられる。

(3) 不確実性と危険の関係

科学的知見や経験の不足ないし欠如に起因して危険の有無や防除手段を判定することが困難な場合がある。将来の事象経過の予測や損害の重大性の定量的把握、因果関係などが意思決定の基礎とし得るほどには既知でない場合、防除すべき危険が存在するとも存在しないとも判定できず、防除するために相当な負担を原因者に課すこともできない。そうすると従来の要件・効果型の規範形態では問題状況を十分規律できないが、それにもかかわらず作為か不作為かの意思決定をしなければならないジレンマにあるとき、それが危険か否か（あるいは違法か適法か）を確定的に決定しようとすれば、危険を認識しないあるいは誤って判定する危険が生じる。こうした危険の見落としや過誤を最小化するために、危険に到る可能性を疑うに足る科学的知見や経験が得られたもののそれが不確実又は未確定であるために危険に当たるか否かを判断することができない状態を取り扱う新たなアプローチを、従来の要件・効果型の危険—危険防除アプローチとは別に設けることが考えられる。意思決定時点では危険か否かを判定できない場合でも、更なる調査研究や継続的なモニタリングによって爾後に科学的知見や経験が蓄積され、あるいは事実状態が変化することによって危険が存在すると認められるに至った場合には、その時点で従来の要件・効果型アプローチで事後改善措置をとることができる。その意味で、この新たなアプローチは介入の時点を経験的疑いが探知された段階へと前傾化し、危険の接近や危険像の具体化を待たずにその前段階で暫定的に処理することを正当化するものであり、規制の役割・射程を対症療法的対策から先取的予防対策へと転換・拡大するものといえよう。

3. おわりに

安全確保に終わりはなく、常に継続的な安全性向上に取り組むことが重要である。このことは原子力開発利用のあらゆる側面で以前から認識されていたが、われわれは東京電力福島第一原子力発電所事故の発生を未然に防止することができなかった。ドイツの社会学者ウルリッヒ・ベックは、チェルノブイリ原発事故直後に刊行された著作「危険社会」の中で、高度に科学技術が発展した現代社会の中で起こる安全を脅かす現象は人間の意思決定による帰結であろうと指摘した。不確実性という条件下での意思決定を如何に統制するかは二度とあのような事故を生じさせないために取り組むべき重要課題の一つであり、そのような観点から原子力規制はいかにあるべきかについて議論を深め、規制のリデザインを検討していければと思う。

*NISHIZAKI Takanori¹

¹Nuclear Regulation Authority

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

(3) 立地自治体の視点からの継続的安全性向上

(3) Continuous improvement of safety from the viewpoint of the local government

*山本 晃弘¹¹ 福井県庁

1. 福井県内の原子力発電所を取り巻く状況

福島第一原子力発電所事故により、敷地外部に大量の放射性物質が放出され、周辺環境に長期間かつ広範囲に甚大な被害をもたらす事態となり、それまでの事故、不祥事とは全く異なり、原子力発電所の安全性に対する国民の信頼は失墜した。これらを払拭し、信頼回復を図るのは容易ではないが、原子力発電所の安全な運転を継続し、良好な運転実績を積み上げていくことが何よりも重要である。

そのためには、原子力安全に第一義的責任を有する事業者が、日常点検や定期検査などの保全活動を通じて設備の機能維持やトラブルの未然防止に努めるとともに、法律に基づき原子力の安全を規制している原子力規制庁においても、現場を中心に事業者の保安活動の継続的な改善を促すような実践的な規制活動を行う必要がある。

福井県内では、福島第一原子力発電所事故後、現行の規制基準の審査に合格した大飯3、4号機、高浜3、4号機の4基が再稼働し、2019年度の設備利用率は、蒸気発生器伝熱管に損傷が確認された高浜4号機を除き、約80%と好調であったが、2019年9月に発覚した関西電力の金品受領問題により、関西電力に対する県民の信頼が完全に失われた。

また、2020年には、高浜3、4号機において蒸気発生器伝熱管の損傷が再発し、過去の原因調査が十分でなかったことが判明した。さらに、大飯3号機では、一次系配管分岐管に応力腐食割れが発生し、原因調査に時間を要しており、2020年11月に大飯4号機が定期検査を開始して以降、約2か月以上にわたり、すべての発電所が停止した状態となった。

そのような中、2020年12月には、大飯3、4号機の行政訴訟の一審判決で国が敗訴した。判決内容が基準地震動の審査に関わり県内すべての発電所に共通することから、多くの県民に不安や懸念をもたらすことになった。また、関西電力は、福井県に対して、以前より2020年内に中間貯蔵施設の候補地を提示することを約束していたが、それを反故する事態に至っている。

このように、福井県では、福島第一原子力発電所事故後10年が経過した現在も、再稼働プラントの安定した運転実績の積み上げはなく、さらに、事業者、規制当局に対する信頼を損ねる問題が噴出している状況である。

2. 原子力安全に対する福井県の関わり

立地自治体は、IAEAのINSAG-27“Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems”において、ステークホルダーとして位置づけられており、規制当局、事業者から説明を受ける立場とされている。しかし、我が国では、福島第一原子力発電所事故後、事業者、規制当局、政府の対応だけでは、地域住民、国民の理解を得ることが困難となり、再稼働やトラブル対応などの意思決定プロセスに対して、各自治体が不可避的に関与せざるを得ない状況となっている。

原子力発電所の運転など、原子力利用における安全の確保に関しては、原子炉等規制法に基づいて規制が行われており、例えば、トラブルが発生した場合を例に挙げると、事業者は、その重要度に応じて規制当局に報告を行うことが義務付けられている。一方、立地自治体は、原子力発電所の周辺環境および発電所従事者の安全確保等を目的として、事業者と安全協定を締結し、地域住民の安全と信頼を確保するための地方行政の礎として運用している。

具体的には、原子力発電所の運営に関わる平常時、異常時の情報連絡を求めるとともに、発電所の従事者も地域住民であるとの視点から、労働災害の発生防止や予防策、被ばく管理を確実にを行うことを求めている。

福井県は、1971年に全国に先駆けて原子力の専門職員を採用するとともに、それ以降も京都大学や大阪大学などで原子力工学等を専攻した学生を採用し、知見・経験の蓄積に努めるとともに、軽微なトラブルについても、絶えず事業者から報告を求め、県が直接、メディア等に状況を説明してきた。

過去には、安全管理等に関わるトラブル等を踏まえ、福井県から要請を行うことで、事業者が対外的に安全文化醸成活動計画等を示しながら、現場に密着したボトムアップアプローチによる活動を行うなど、立地自治体の関わりが、事業者の安全文化醸成活動を促すきっかけとなった事例も多くある。

このように、福井県は、原子力安全について、事業者や国任せにせず、様々な事故やトラブルの経験等を通じて、自らの専門知識を蓄積し、事業者、規制庁と技術的な議論ができる体制づくりに努めるとともに、事業者、国に対して、これまで、蒸気発生器などの設備・機器の交換や高経年化対策の充実強化、安全管理体制の強化などを求めるなど、原子力安全の向上に関わる活動を行ってきた。

2020年4月には、新検査制度が施行され、規制委員会は、事業者の保安活動に対して、総合的に監視・評価を行う仕組みを導入した。また、2020年7月には、「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、原子力発電所の継続的な安全性向上の取組みをより一層、円滑かつ効果的なものとするための議論を開始した。

事業者は、2013年12月に安全性向上評価制度が施行されたことを踏まえ、高浜発電所3、4号機、大飯発電所3、4号機について、運転サイクル毎にそれまでの運転経験や最新知見をもとに安全性向上計画等をまとめ、規制委員会に届出を行っている。

このような状況を踏まえると、今後、事業者、規制当局、立地自治体の間で、原子力安全のための共通言語となりうる要素、基盤とは何かについて改めて議論を行い、原子力発電所の継続的な安全向上に繋げていくことが重要である。

3. 立地自治体の視点からの継続的安全性向上

我が国では、多くの立地自治体が、原子力発電所の安全性向上対策などについて、事業者や規制当局から説明を受け、議論を行う委員会を有しており、福島第一原子力発電所事故後は、石川県や鹿児島県などが、そのような組織体を新たに立ち上げている。

福井県には、以前より、原子力工学の専門家等で構成される「技術顧問会」があり、原子力安全に関する様々な助言を受けていたが、高速増殖原型炉もんじゅの安全性について議論するため、2001年に設置した「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」が取りまとめた報告書の中で、「予期しない異常や事故時には、その内容について公開の場で科学技術的な面から審議し、速やかにその審議結果を報告する第三者委員会を設置すること」などの提言があり、福井県は、「技術顧問会」を廃止し、独立的、専門的な立場から、技術的な評価・検討を行う「原子力安全専門委員会」を2004年に立ち上げた。

同委員会では、美浜3号機2次系配管破損事故や耐震バックチェックなどの課題について議論を行うとともに、福島第一原子力発電所事故後は、大飯3、4号機、高浜3、4号機に関して、規制当局および事業者から新規制基準適合性審査や許認可の内容、安全性向上対策工事等について説明を受け、現場確認も行い報告書をまとめている。

その中には、委員会独自の視点から、規制当局や事業者に対して「発電所の安全性を維持・向上させるため、個別事象に対応した局所的な安全対策を図るのではなく、プラントシステム全体への影響を考慮し継続的改善を行うこと」などを求めている。今後、プラントの継続的安全性向上を図るためには、立地自治体として、このような委員会の専門知を活用し、規制当局や事業者に対して、検査制度や安全性向上評価のプロセスの改善を求めていくことが重要である。

*Akihiro Yamamoto¹

¹Fukui Prefectural Government

安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

(4) 社会の視点からの継続的安全性向上

(4) Continuous improvement of safety from the viewpoint of public

*勝田 忠広¹¹ 明治大学

1. 背景と目的

2020年8月、原子力規制委員会による「継続的な安全性向上に関する検討チーム」が始まった。そこでは委員長や規制庁長官を筆頭に、社会科学の専門家を中心にした規制の新たな視点が現在も模索されている。今回、福島第一原発事故から10年目の節目を踏まえ、目指すべき市民社会の視点からその意義を求める。

2. 現状と課題

継続的安全性向上を考えるという社会的意義は大きい。事故を引き起こして以降、原子力政策について十分な議論をせずになし崩し的に進む日本社会にとって、それは避けてはいけない課題でもある。しかし、推進か脱原発か、といった分かりやすい議論ではないため、何を目的としているのか－なぜ向上を目指さないといけないのか、なぜ社会はそれを求めないといけないのか、そもそも安全なら良いのか－等、社会内部における丁寧な合意形成過程が必要と思われる。

社会的意義を熟考すれば、社会的責任の所在を自覚せざるを得ない。継続的安全性向上を行う責任は、原子力発電を所有する事業者や日本政府にある。しかし原子力政策を積極的もしくは消極的に許容してしまった日本社会にとっても、継続的安全性向上を支持するのかどうかを判断する社会的責任が存在する。

しかしながら社会は動機を持っているようには見えない。仮にあったとしても、決して積極的なものではなく、社会的にも経済的にも閉塞し疲弊し、先進国としてソフトランディングを模索すべき時代において、これ以上の社会的負担を与えて欲しくないという消極的な継続的安全性向上だろう。一方で社会的責任から逃れるための動機や、当事者意識が欠如した状態で絶対的安全を求める社会的要請は存在している。

以上の視点からみれば、日本社会には、継続的安全性向上に対する主体的で積極的な関与が求められていることになる。

この10年間、原子力規制委員会により、継続的安全性向上の実効性はあった。しかしながら経済産業省や文部科学省、内閣府原子力委員会では、この課題について本質的な政策や制度の改革は見えない。安全であればよいだろうといった短絡的思考、原子力規制委員会に丸投げをすればよいだろうといった彼らの無責任体質の姿勢を、社会は無意識ながらに感じているように見える。社会的信用を得ないままの継続的安全性向上の取り組みはいずれ形骸化し、安全性向上どころかその低下を促進するだろう。

今後検討すべきこととしては、原子力に依存すべきというその政策についての科学的根拠や、原子力産業の維持をサポートしないといけないというその経済的・社会的根拠について、社会が求める体制づくりが挙げられる。原子力力を無批判に推進させるためだけの継続的安全性向上であってはならない。

3. 結論

検討チームは予想を超えて聖域のない試みを行っている。しかし原子力業界はその結論を待つことなく、社会的にはもちろん経済的な自身の影響力の低下を真摯に受け止め、逃げることなく社会と対峙しないといけない。推進であれ反対であれ、社会的価値がない限り、市民社会は動かない。

*Tadahiro Katsuta¹¹Meiji University

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

[2G_PL] Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

Chair: Kazunori Suda (JAEA)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Current status and future prospects of cyber security for nuclear facilities

*Mitsuaki Ishiba¹ (1. Hitachi)

[2G_PL02] Cybersecurity and Subjective Risk Recognition in Nuclear Facilities

*Makoto Takahashi¹ (1. Tohoku Univ.)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題
Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

(1) 原子力施設におけるサイバーセキュリティの現状および将来展望

—システムベンダーの立場より—

(1) Current status and future prospects of cyber security for nuclear facilities
-From the standpoints of a system vendor-*石場 光朗¹¹株式会社 日立製作所

1. はじめに

過去にはイランの核燃料生成プラントを標的とした Stuxnet ウイルスやウクライナの電力システムに対するサイバー攻撃被害などの事例があり、原子力システムや電力システムを含む重要インフラシステムでのサイバーセキュリティ脅威が顕在化している。また、原子力施設以外の産業分野では、IoT、DX の進展により産業・制御システムと情報システムとの連携や先進技術の適用が進んでおり、システムの連携や新規ソフトウェアの脆弱性を利用したサイバー攻撃の脅威が次々と出現し、産業・制御システムを含めたサイバーセキュリティ対策が喫緊の課題になっている。ここでは、他産業分野での動向および対策状況も踏まえ、システムベンダーでの立場から原子力施設におけるサイバーセキュリティ対策について、現状および将来の展望について紹介する。

2. セキュリティ対策の現状および将来展望

2-1. 脅威の動向およびリスク対策

サイバー攻撃は、個人情報や企業の機密情報の入手および金銭を目的とした攻撃が盛んである。また、事業活動の妨害を目的にインフラサービスをターゲットにした攻撃が懸念され、一部実際に攻撃されている。セキュリティ対策は、複数の事例を参考に脅威シナリオを特定し、リスクを低減させる視点が必要である。

2-2. 他産業分野での IoT、DX の進展およびセキュリティ対策状況

一方、他産業分野では IoT、DX が著しく進展している。原子力施設以外の産業・制御システムおよび情報システムも取り扱うシステムベンダーの立場より、他分野で導入が進む IoT、DX 技術の適用事例を類型化し、セキュリティ対策を検討している。このような活動は、原子力施設に IoT、DX が導入された場合のセキュリティ対策を講じうるうえで有用である。

2-3. 原子力施設でのセキュリティ対策の現状および将来展望

原子力施設でのセキュリティ対策の現状について整理するとともに、他分野の動向も踏まえ、原子力施設における運用・保守の高度化を見据え、制御システムおよび情報システムが高度化した場合のセキュリティ対策の展望を紹介する。

3. まとめ

原子力施設における運用・保守の高度化を目指す、他産業分野で適用されている各種先進技術が部分的かつ段階的に原子力施設に導入されていくが予想される。そういった中で、既設システムと IoT システムの共存を想定し、他分野で導入されているセキュリティ施策を参考に対策を進めていく必要がある。

*Mitsuaki Ishiba¹¹Hitachi, Ltd.

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題
Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

(2) 原子力施設におけるサイバーセキュリティと主観的リスク認知

(2) Cybersecurity and Subjective Risk Recognition in Nuclear Facilities

*高橋 信^{1,2}¹東北大学 / ²制御システムセキュリティセンター(CSSC)

1. 制御システムセキュリティ

サイバーセキュリティという言葉は広くネットワーク上の情報全てに関するセキュリティを意味しているが、制御システムセキュリティはその一部であり、主にネットワークを介して制御を行っているプラントやインフラシステムへのサイバー攻撃を主に扱う。潜在的な社会への脅威という観点からは、情報漏洩等が主に問題となる情報セキュリティと比較してもより深刻な側面を持っている。現在、工場や様々な工業施設における制御システムは、いわゆるインターネットプロトコルを用いて相互に接続され管理されている。1980年代においても制御系が独自のバスにより接続され統合的に運用されるという形態は存在したが、現在では一般的なインターネットプロトコル (TCP/IP) を用いて相互接続され運用されている形態が大勢を占めている。一般的なプロトコルを利用することにより相互接続が容易になり、システム開発も加速された面があることは否めない。しかし制御システムの OS が標準化されることにより、一度 OS の脆弱性が発見されると、その影響はこれまで以上に広く及ぶことになる。近年利便性を重視しネットワークがプラント内に張り巡らされるようになってはいるが、制御用システムが繋がるネットワークは外部ネットワークからは隔離されていることになっている。このような隔離によるセキュリティ対策は常識的なものであるが、内部のネットワークを外部から隔離するファイアウォールも必ずしも完全ではなく、更には内部犯行者による USB 等からのマルウェアの感染を防ぐことは物理セキュリティという面からも簡単ではない。原子力に関係する事例で最も重大と考えられているのが Stuxnet と呼ばれるマルウェアである。ウラン濃縮施設の遠心分離機を制御するシステムが USB を使った内部犯行により Stuxnet に感染し、その結果として遠心分離機の回転数が上昇し破損に至るという事象も発生している[1,2]。原子力プラントに関しては、制御系はメーカー固有のプロトコルが利用され、外部からは完全に遮断されているという前提でサイバーリスクは比較的低いと言われているが、デジタルアップグレードによって新しい制御系が導入される場合には、内部犯行者の可能性も含めて他の産業分野と同じようなリスクがあると考えるべきである。

3. サイバーセキュリティにおけるヒトの重要性

サイバー攻撃は明確な悪意をもった人間により意図的に行われるものであり、ヒューマンエラー等の意図しない人間のネガティブな寄与とは明確に区別される。サイバーセキュリティの問題に関しては、攻撃に対する防護策を向上させると更に攻撃がエスカレートするという難しい側面を持っており、犯罪心理学等からのアプローチも必要である。

サイバー攻撃への防御策としては、システムレベルでのセキュリティ対策が推奨されている。システム構成を堅牢にしてハードウェア的な面から防御を固めることはもちろん重要であるが、全ての考えられる攻撃にリスクに対応することは原理的に不可能であり、レジリエントなシステムを実現するには、人間の柔軟な対応能力を十分に活用する必要がある。ここで重要なポイントは、サイバー攻撃の変化は急激であり攻撃方法の新規性が高いために、従来のリスクベースの考え方（事前にリスク源を網羅的に

調査するアプローチ)での対応は不十分になる場合が多い。サイバー攻撃に対応する組織自体がレジリエントである必要がある。

加えてサイバーセキュリティに関してはヒューマンインタフェースの観点も重要な関係を持っている。一般的な制御システムにおいて Human Machine Interface: HMI は一つの重要なコンポーネントであり、オペレータは HMI を通じてプラント情報を獲得し運転操作を行う。この HMI も当然のことながらネットワークを経由して DCS(Digital Control System)やサーバーに接続されているが、この HMI と制御システム間の通信に対して攻撃を行い、正しい情報のやり取りを妨害するサイバー攻撃の形態がある (Man in the middle)。例えば、実際のプラントでは反応容器の圧力が上がっているにもかかわらず HMI 上ではその変化を表示させないようにするといった「情報詐称」という攻撃形態がある。このような攻撃は HMI の基本である情報を正しく伝えるという機能を阻害するものであり、運転員に気づかせないようにしてシステムに対してダメージを与えることを可能にする。このような攻撃に対しては、プラント全体の情報の整合性を確認するロジックとそれを的確に運転員に伝える可視化の方法が対策として考えられる。

4. サイバー攻撃に対するリスク認知の重要性

インターネット利用による利便性が向上すればするほど、サイバー攻撃のリスクも増大する。現実にも数多くの攻撃の事例が報告されているが、現在日本におけるサイバー攻撃に関するリスク認知は極めて低いと言わざるを得ない。今後、電気やガス等の主要なエネルギー供給システムがインターネットで相互接続された場合、サイバー攻撃によって引き起こされうる社会への影響は極めて大きい。テロリストによるスマートメーターへのハッキングに端を発する欧州での大規模停電の可能性を描いた小説「Black Out」は、サイバー攻撃が引き起こしうる悪夢のような惨状をリアルに描いている[1]。サイバー攻撃に対してレジリエントなシステムを構成するために、それに見合うコストを掛ける必要がある。しかしながらサイバー攻撃により引き起こされるインシデントによる具体的なリスクが見えにくいために、サイバー攻撃には対するリスク認知が低くなり、その結果としてサイバー攻撃に対する対策のための投資に対して積極的に取り組まないという傾向が生まれる可能性がある。更に、全ての人間は「認知バイアス」を持っており、的確にリスクの程度を認識することは極めて難しい。特に、攻撃の形態が多岐にわたるサイバー攻撃の場合は、現実的にリスクを認識すること自体が困難な場合が多い。

講演では人間の認知バイアスの具体的な例を示し、その負の側面を認識しながらも、最終的には人間中心のサイバー攻撃に対するレジリエンス向上に向けた方策について述べる。

参考文献

- [1] 日本シーサート協議会: マルウェア Stuxnet(スタクスネット) について,
<http://www.nca.gr.jp/2010/stuxnet/>, 2010.
- [2] ニューズウィーク日本語版: 産業サイバー兵器スタクスネットの防ぎ方,
<http://www.newsweekjapan.jp/stories/world/2010/10/post-1683.php>, 2010.10
- [3] マルク・エルスベルグ (著), 猪股 和夫 (訳), ブラックアウト (上/下), (角川文庫), 2012.

*Makoto Takahashi^{1,2}

¹Tohoku Univ., ²Control System Security Center (CSSC)

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

[2H_PL] Activity results of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident and its future developments

Chair: Yosuke Katsumura (Prof. Emeritus, UTokyo)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Latest results on understanding of FP behavior in the 1F plant and its future developments

*Junichi Takagi¹ (1. TOSHIBA ESS)

[2H_PL02] Latest survey results on experimental studies on FP behavior and its future developments

*Masahiko Ohsaka¹ (1. JAEA)

[2H_PL03] Latest results on short, medium and long term behavior of FPs and its future developments

*Hidetoshi Karasawa¹ (1. JAEA)

[2H_PL04] Summary of the 4 year -activities of the committee and necessary developments for next stage

*Yoichi Wada¹ (1. Hitachi)

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

(1) 実機での FP 挙動把握の実績と課題

(1) Latest results on understanding of FP behavior in the 1F plant and its future developments

*高木 純一¹

¹ 東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

本研究専門委員会は、この4年間、3つのWGで活動を行ってきたが、WG3（技術課題抽出WG）では、主に実機でのFP関連実測データを収集し、1FでのFP挙動に関わる状況把握に注力してきた。ここでは、これまでに報告された実機データを整理するとともに、さらには廃炉作業に係わるFP関連の技術課題の整理と今後の対応について言及する。

2. WG3における活動概要

2-1. WG3でのこれまでの活動実績

WG3では、プラントデータを用いてFPのマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係るFPの所在箇所とその量を可能な限り定量化して作業計画に反映させることを目的として活動した。このため、WG1からは評価のために必要な情報の提示を受け、実機評価に不可欠な事象説明のための実験計画に資する情報提供を行った。また、WG2からはモデル解析による実機でのFP挙動に関する現象再現の情報を入手し、下流側からのBackward評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献した。この両輪を適切に回すために、より多くの現場の情報を入手して分析・評価することが肝要な点であると言える。

これまでの活動では、1Fプラントの実機データとして、汚染水処理実績（第1回）、格納容器内線量率調査状況（第2回、図1）、1号機原子炉建屋環境改善の取組み（第5回）、2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果（第6回、図2）およびその分析（第8回）が報告された。また、放射性廃棄物に関わる評価結果として、廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ（第3回）、汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定（第7回）が報告された。さらに、実機放射能挙動の解析コードの観点からの推定評価に関して、汚染水の現状とその評価手法、（第5回）、再注水時のH₂/FP放出促進（第6回）、短/中/長期FP挙動解析手法（第7回）が報告された。これらの成果はいずれも実機の知見に基づく観察結果ないし分析・評価結果であり、1F事故に基づく課題抽出のためには不可欠な情報である。講演題目の一覧を表1に示す。

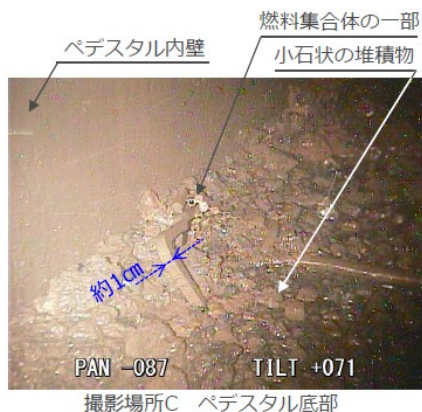


図1 2号機原子炉格納容器内部調査実施結果¹⁾

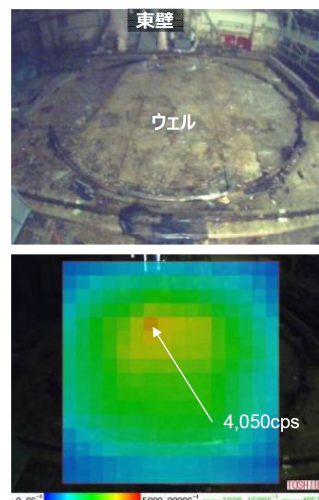


図2 2号機原子炉建屋オペフロウェル周辺の主要線源分布²⁾

表1 WG3にて報告された講演題目一覧

Phase	年度	回	年	月日	分類	講演題目	所属
Phase1	2017年度	1	2017年	11/17	解析評価	Phebus-FPT3 実験結果の概要と福島第一原発事故中のFP挙動との対比	JAEA
					実機データ	福島第一原子力発電所における汚染水処理の実績	東芝ESS
		2	2018年	2/19	実機データ	福島第一原子力発電所格納容器内調査 線量率調査状況	IRID
					解析評価	原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価- Backward 評価の例-	JAEA
	2018年度	3	2018年	7/31	廃棄物データ	廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ	JAEA
		4	2018年	11/15	リスク評価	燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の開発ー現状と課題	NDF
					性状	核分裂生成物の基礎性状について	JAEA
		5	2019年	3/12	実機データ	福島第一・1号機原子炉建屋環境改善の取組み	日立GE
					解析評価	汚染水の現状とその評価手法	エネ総研
Phase2	2019年度	6	2019年	7/17	実機データ	2号機原子炉建屋オベフロの放射線等調査結果について	東京電力HD
					解析評価	1F事故注水停止後再注水時の水素およびFP放出促進について	JAEA
		7	2019年	11/12	廃棄物データ	福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定	NFD
					解析評価	短/中/長期FP挙動解析手法	エネ総研
	2020年度	8	2020年	7/29	実機データ	1F-2号機オベフロのFP分布の部位毎の評価	JAEA
					解析評価	ORIGEN2による主要核種インベントリー評価	JAEA

2-2. 1F の放射能データの現状

上述の実機データについては、事故から 10 年が経過した現在でも十分な情報が得られている訳ではない。まず、タービン建屋を経て多核種除去装置に導かれている汚染滞留水のデータは、比較的採取が容易であり、そのデータ点数も多いと言える。しかし、これらの放射能データは発生源評価の観点からは下流側のデータであり、発生源からの FP 挙動を推定評価するためには十分な情報とは言えない。次に、格納容器内の調査は漸く進展を見せてきたが、高い放射線量のためにアクセスが極めて困難であり、核種の分布や化学形態の情報については未だ皆無に近い状況である。さらに、建屋から放出された放射能による汚染廃棄物のデータは、金属・コンクリート等様々な形態があるが、その由来は個々に異なっており、発生源との関連を系統的に調査することには困難を伴う。

このような状況で、核種移行挙動の解析ツールを用いて、Backward 評価の視点から発生源を推定していく試みがすでに始められており、将来的なベンチマークを見据えつつ、当面は限られた情報から核種の発生、移行、付着、離脱挙動を推定評価する努力を続けていくことが強く求められている。

2-3. WG3 での今後の技術課題

このような現状を踏まえ、本研究専門委員会が 1F 廃炉推進にどのように貢献して行けるかを考える時、WG3 の活動は極めて重要であり、WG1 と WG2 との橋渡しを行いながら、解析精度向上とともに、1F 廃炉作業の効率的遂行と作業従事者の被ばく低減のための提言に注力してきた。

廃炉作業推進に係わる WG3 での今後の技術課題を整理すると、以下の 3 点が挙げられる。

①調査に伴う汚染データの取得

PCV 内部調査、オベフロ調査に伴い、今後、多種多様な汚染データ（バルク、付着）や線量率データの取得が図られていく。それらの情報に迅速にアクセスし、分析する体制を整えることが重要である。調査が優先することは当然であるが並行して効率的・合理的なデータ取得の検討が必要である。

②FP 核種の化学形態の同定

通常の元素分析、核種分析に加え、FP 挙動の詳細を把握するためには化学形態の特定が必須である。これまで、ヨウ素やセシウムに関して代表的な化学形態しか考慮されていなかったが、1F 事故の知見から、従来想定していなかったシリコン等を含んだ化学形態の存在が指摘されている。

③燃料デブリ取り出しへの要求事項の提言

デブリ随伴 FP（燃料デブリ中の FP）と付着 FP（PCV 内の構造材等への付着 FP）の両面から FP 挙動を総合的に評価する必要があるが、そのためには今後のデブリ取り出しにおいて、サンプリング項目、分析項目

を明確にして要求事項を明確にし提言していく必要がある。

このように WG3 では、常に実機データに基づく議論の構築と、そこから得られる廃炉作業推進への寄与目標と役割を意識し、引き続き WG1、WG2 との共同作業を進めて行く予定である。

3. おわりに

制約の多い今後の廃炉作業推進にあたり、作業遂行と被ばく低減を達成するためには、FP 核種のデータ取得が極めて重要となる。全体最適を図りつつ、コンセンサスを得た上で、有用な情報取得を行い、FP 挙動評価を解析、実測の両面から推進していく体制を構築したい。

【参考文献】

- 1) 東京電力 HD、「福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果」(2018 年 2 月)
<http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf>
- 2) 東京電力 HD、「2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～」、
特定原子力施設監視・評価検討会 (第 71 回)、(2019 年 5 月) <https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf>

*Junichi Takagi¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開
Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and
its future developments

(2) FP 挙動に関する実験サーベイの実績と課題

(2) Latest Survey Results on Experimental Studies on FP behavior and its Future Developments

*逢坂 正彦¹

¹ 原子力機構

1. 活動の目的

軽水炉等の原子力施設におけるシビアアクシデント（SA）時のソースターム評価に必要な FP 挙動については、TMI-2 事故以降多くの研究が行われてきたものの、1F 事故前においても多くの課題が残されたままであった。加えて、1F 事故により、BWR 制御材であるホウ素がセシウムの挙動に与える化学的影響等、新たな課題やニーズが生じている状況である。これらの課題へ対応していくためには、ソースタームをより高精度・詳細に評価するための FP 挙動評価技術体系が必要であると考えられる。そこで、本研究専門委員会に「WG1：実験 WG」を組織して、実機 FP 物理化学現象を適切に表現可能なモデル構築を目的とした活動を開始し、4 年間の活動期間における目標を以下の通り定めた。

- 多様な専門性の視点から調査を行い、FP 挙動・現象を把握する
- 主に 1F 廃炉に係る研究課題（以下、「6 課題」）[1] への対応の観点で、把握した FP 挙動・現象が「6 課題」における目的達成にどのように関連するか、またどのような課題があるか等を評価する
- 上記の FP 挙動・現象評価を以下の視点でも行い、今後の課題も同時に抽出する。
 - 把握すべき現象に不足は無い
 - さらに深堀り／詳細検討すべきものはどれか（WG2 及び WG3 からのニーズ等も考慮）

2. FP 挙動・現象の調査

過去実施されたソースタームに関する PIRT 等に基づき、SA 時の FP 放出移行に係る挙動・現象を時系列や原子炉内で主に生じる場所等に応じて 11 の項目に区分した。これらの区分ごとに、熱流動、SA 解析、化学、計算科学、燃料等、多様な専門性を持つ委員から、FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等について、調査を行った（表 1）。さらに、調査した結果を 1F 廃炉に資するための実験提案につなげるための最初の一步として、各 FP 挙動・現象について、「6 課題」との関係性等を考察し、以下の通り 4 年間の活動結果を総括した。

- 「6 課題」のうち、「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」「特殊環境下の腐食現象の解明」「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（ α ダスト対策を含む）」「放射性物質による汚染機構の原理的解明」の 4 つの課題において、関連情報・データが少ないところ、本 WG 活動での調査結果を基礎的な情報等として提供できると考えられる。
- 本 WG 活動で実施した調査結果は、廃炉までの数十年の長期間を見渡した場合に重要となると考えられる以下の課題に関連した情報を含むと考えられる。
 - 水相を介した長期ソースターム評価
 - 建屋解体時の粉塵発生評価
 - 解体廃棄物のインベントリー評価 など

3. FP 挙動・現象の今後の調査の方向性と課題

2.に記載した調査結果の総括を受け、今後さらなる活動を進めていくための課題として以下を抽出した。

- さらに把握すべき、及び／または、深堀り／詳細検討すべき FP 挙動・現象
 - 水相を介した長期ソースターム評価（「6 課題」のうち、「放射性物質による汚染機構の原理的解明」に関連）については、さらに深堀り／詳細検討をすすめ、WG2 において提案された廃炉解析に必要なモデル構築のための実験提案につなげることも検討する。
 - 上記検討においては、燃料デブリ切断や経年変化（「6 課題」のうち、「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」及び「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（ α ダスト対策を含む）」に関連）による表面劣化により発生する微粒子性状や組成（Cs に加えて、Sr, Pu, Am）の考慮が重要であり、主に他 WG と協力しながら関連する情報の調査等をすすめる。
 - 軽水炉の安全性向上への／からのフィードバックを常に意識してすすめる。
- 1F 廃炉に係り、本研究専門委員会活動を通じて得られた知見等は、他の関連する研究開発の中での位置づけを整理・評価し、今後の委員会としての課題特定につなげていくことが重要である。
- 1F 内部の線量分布や少量の放射性サンプル分析結果等の限定された情報のみを用いて FP 分布等を予測することには限界があるため、今後試験的取り出しが予定されている [2] 燃料デブリサンプル分析及び評価について、研究専門委員会としての情報等の提示を目指すことが重要である。

表 1 FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等についての調査結果

題名	調査結果概要
レベル 2PRA の実施による FP 挙動研究 課題の抽出	➢ 規制要件ともなった PRA を実施し、原子力安全性向上に資する重要課題（セシウム特徴を踏まえた FP 挙動・化学反応、より現実的な CV 破損形態とその際のソースターム挙動）を抽出。 ➢ 上記重要課題解決においては、PHEBUS 実験、1F データ等の有効活用が重要。
FP 放出移行挙動について	➢ ソースターム評価高度化に向けて、FP 化学挙動評価高度化が重要課題である。 ➢ セシウム、ホウ素等の化学挙動評価のための基礎基盤研究を実施し、化学吸着等に係る基礎知見を取得。
論文 (Conclusion on severe accident research priorities) 紹介	➢ SARNET による PIRT 結果の紹介。酸化雰囲気での Ru 挙動、FP 高温化学吸着挙動、ヨウ素化学、SFP での集合体挙動等が重要度高とされた。
ロードマップ (RM) 作成方法について	➢ 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM2017）では、導入シナリオ、技術マップ（技術課題のリスト）、RM（時間軸を考慮、マイルストーン設置）に分けられる。 ➢ 熱水力 RM においては、2017 年の改訂において「FP 挙動の最適評価」が課題として追加されている等、本研究専門委員会の活動を進めていくにあたっては関連 RM 等の参照が重要。
放射性物質の環境動態研究－環境測定データからの FP 放出源推定－	➢ モデル改良等により福島県環境線量を概ね良好に再現できるようになったものの、更なる放出源インプットの精緻化・高度化が必要。 ➢ 特にヨウ素の放出源では化学形の考慮は重要。
再処理施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と影響評価手法	➢ 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ (SAWG) の活動概要の紹介。 ➢ 再処理施設における SA は発生頻度とその影響を考慮して選定され、ソースターム評価に当たっては五因子法を使用。蒸発乾固時に放出される RuO_4 の影響が最も厳しく、沈着についてはメカニズムが良く分かっていない。
水相を介したコンクリートへの元素の化合脱離挙動	➢ 鉄鋼スラグからのリン除去等にかかわる研究と MCCI 生成物からの FP 溶出へのアナロジーが紹介された。 ➢ 1F において重要な水相を介した長期的なソースターム研究の重要性が認識された。
軽水炉事故時の放射性物質放出移行挙動 モデル化の現状と課題	➢ 現象把握・挙動評価を行ってモデル化するための参考例として、JAEA において実施している FP 化学基礎基盤研究のうち、ホウ素の化学的影響とセシウムの鋼材との高温化学反応に関する実験評価とモデル化の現状が紹介された。
燃料・デブリからの FP 放出・浸出挙動	➢ 海水、ホウ酸水を用いた使用済燃料・デブリ長期冷却時の各元素の浸出挙動に係る研究の紹介。 ➢ コンクリート共存 (pH)、試料表面状態、試料中の FP 分布等が浸出挙動へ与える影響について議論がなされた。
福島第一原子炉建屋におけるボーリングコアコンクリートの汚染状況とコンクリートへの Cs の浸透挙動	➢ 福島第一原子炉建屋からボーリングされたコンクリートの分析結果と、Cs の浸透挙動を評価した試験結果について紹介。 ➢ セシウムのコンクリートへの浸透継続、事故時の浸透状況（乾燥 or 濡れ）、セシウム拡散へ与える影響（液性や浸透経路）について議論がなされた。
シビアアクシデント時の格納容器内ヨウ素化学に係る課題調査	➢ SA 時の格納容器内ヨウ素化学評価の現状と課題について文献調査した結果の紹介。 ➢ モデル化における課題、ラジオリシスの影響等について議論がなされた。
SA 時の FP 挙動に関連した水のラジオリシスの研究	➢ 事故時の水ラジオリシスに関する研究として、ハロゲン化物イオンの化学形態に与える影響や、気相への水素放出、界面におけるラジオリシスの影響等が紹介された。 ➢ 沸騰時やナノ粒子が気相への水素放出量に与える影響、放射線種類やラジカルの影響について議論がなされた。

表1 FPに係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等についての調査結果（続き）

題名	調査結果概要
原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 汚染状況調査を主とした成果の紹介	➤ 燃料デブリ取り出し準備に係る IRID 研究開発の一環として実施した、原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発についての紹介。 ➤ 汚染性状（遊離性、固着性）、水素爆発等の影響、場所（高所・低所）による線量の違いの原因、除染方法、ホットスポットや汚染性状の経時変化等について議論がなされた。
Sr, I の化学	➤ 原子力分野以外の一般的な性質や分析方法を含む、Sr 及び I の化学についての紹介。 ➤ Sr の分析方法、環境中ヨウ素同位体比、ヨウ素化学形態等について議論がなされた。
SAMPSON による FP 放出・移行挙動解析および 1F 廃炉に向けた取り組み	➤ SAMPSON における FP 挙動の取り扱い及び SAMPSON を用いた 1F 解析の内容の紹介。 ➤ 各モデルについて、計算対象としている核種や化学形態、SOARCA 等モデル・パラメータの妥当性評価方法についての議論がなされた。
非溶解性中性子吸収材の開発と 1F への花王の取組	➤ 花王㈱の取組である界面活性等の技術を応用した 1F 廃炉への貢献検討例として「非溶解性中性子吸収材の開発」が紹介された。 ➤ 吸収材の耐放射線性、使用後の処理方法、デブリへの適用方法、液性変化の影響、特性制御等について議論がなされた。
FP 研究の現状と課題（計算科学）	➤ 計算科学（分子軌道計算、CFD 等）による FP 研究の現状と課題として、気相中での FP クラスターの生成や環境中の FP 挙動（海洋拡散、土壤中 Cs 化学形態）研究の紹介。 ➤ 計算科学手法で求めた結果の SA コードモデルへの応用等について議論がなされた。
FP 実験のための施設 ー国内施設の紹介と FP 関連実験調査ー	➤ FP 挙動実験のために使用可能な NDC(株)所有の PIE 装置、仏 CEA 所有の FP 放出移行実験装置（VERDON 装置）の紹介。 ➤ 装置スペックや PIE 結果への質問、VERDON 装置様のものの導入可否等についての議論がなされた。
放射性セシウム粒子の炉内生成プロセスの検討	➤ IRID 事業「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」のうち Cs 放射性微粒子についての研究概要が紹介された。
放射光光電子分光を用いたセシウム吸着挙動研究	➤ 顕微 HAXPES によるセシウム吸着ステンレス表面層の断面分析より、吸着化合物を特定。また、FP 放出移行実験サンプルの分析により、ヨウ化セシウムの移行挙動に及ぼすホウ素蒸気の影響を評価した。 ➤ “その場観察”放射光光電子分析により、ステンレス基板上のセシウム吸着表面層の酸素ガス雰囲気下での酸化傾向の温度依存性を取得。
1F 燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の検討～廃炉リスク評価分科会 報告書～	➤ 1F 廃炉検討委員会・廃炉リスク評価分科会での検討結果の紹介。 ➤ 落下の影響を受けての粉状デブリや構造材付着 FP の舞い上がりによる放出量の不確かさも大きく、影響も大きいこと、燃料デブリ・構造材付着 FPP の分布とともに性状の把握も重要であること等が述べられた。
ソースタームにかかわる規制の現状と課題	➤ ソースタームの経緯、設置許可における安全評価、新規制基準におけるソースタームの適用（SA 対策の有効性評価、安全性向上評価）、許認可におけるソースターム評価に係る課題について概説がなされた。

【参考文献】

- [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、6つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について（案）、廃炉研究開発連携会議（第6回）、平成29年12月21日。
- [2] 技術研究組合国際廃炉研究開発機構・東京電力ホールディングス株式会社、「2号機 PCV 内部調査及び試験的取り出しの準備状況」、2020年12月24日。

*Masahiko Osaka¹¹Japan Atomic Energy Agency

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

(3) 短期/長期 FP 挙動評価の現状と課題

(1) Latest results on short and long term behaviors of FPs and its future development

*唐澤 英年¹

¹JAEA

1. はじめに

これまでの4年間に10回の「ベンチマークWG」(以下WG2)を開催した。WG2の目的は、SA解析コードに組込まれているFP挙動モデルをPhebus FP実験ベンチマークに関する文献により理解するとともに、SA解析コードによる1F内のCs分布評価に対する技術課題を摘出し、ソースターム評価の精度向上に対する課題をまとめることである。技術課題の一つに、「Cs分布の経時変化の評価」が挙げられた。燃料デブリ取出し時の被ばく量評価に必要なCs分布は、SA解析コードにより燃料デブリを冷却させるまでの比較的短期間の解析で得られるCs分布とは異なることが考えられる。このため、燃料デブリ取出し時までの長期に渡るFP挙動の評価が必要となる。次期研究専門委員会でのWG2においては、「ソースターム評価の精度向上」のために今回得られたFP挙動モデルの課題をどのように解決するか、また、「1F廃炉作業における被ばく量評価」にはどのようなFP挙動モデルが必要か、を検討していく。

技術報告書第5章「SA解析コード」に、本WG2の活動成果をまとめた。以下に、第5章の目次に従って活動内容を紹介する。

2. SA 解析コードと FP 挙動モデル

SA解析コードとしてMAAP, MELCOR, SAMPSON, ASTEC, THARES-2を取り上げ、各コードで使用しているFP挙動モデルの概要を調査した。検討した主なFP挙動は、①燃料からのFP放出、②エアロゾルの生成・成長、③エアロゾルの沈着、④プールスクラビングであった。これらFP挙動のモデル概要¹⁾を、技術報告書にまとめた。

3. ベンチマークから得られた FP 挙動モデルの課題

FP挙動モデルの課題を摘出するために、Phebus-FPT1とFPT3のベンチマーク、及び1F事故解析の結果を検討した。

3-1. Phebus FPT1 と FPT3 のベンチマーク

FPT1のベンチマークは国際標準問題ISP-46、FPT3はSARNETプロジェクトで実施された。これら文献調査で得られたFP挙動モデルの課題を、表1に示す。なお、ヨウ素化学に関しては、今回検討できなかった。

表1 FPT1 及び FPT3 のベンチマークから得られた FP 挙動の主な課題

#	FP 挙動モデル	課題
①	FP 放出	・中/低揮発性 FP 放出モデルの高度化 (FPT1 ; Mo は過小評価で Ba は過大評価) ・溶融制御材からの Ag/In/Cd と B の放出 (溶融プールからの蒸発は無考慮) ・被覆管からの Sn 放出
	化学形態	・Cs/I の化学形と物理形状 ・B-FP 反応 ・ガス状ヨウ素生成 (熱化学平衡計算では[I2]=0)
②	FP 蒸気	・壁への凝縮/再蒸発モデル高度化 (高温側水平管沈着物からの再蒸発の計算なし)
③	エアロゾル沈着	・上部プレナムでの蒸気凝縮 (過小評価)、SG 部での熱泳動 (過大評価) ・熱泳動モデルの高度化 (過小評価)、エアロゾル粒径 (過大評価)

3-2. 1F 事故解析

OECD/NEA の 1F 事故ベンチマーク(BSAF)の概要と事故進展シナリオを紹介してもらった。BSAF の解析結果は未公開のため、SAMPSON 解析結果とモニタリングポストでの放射能測定値や CAMS データなどと比較検討を行った。また、WSPEEDI による環境へのソースターム評価や、1F 格納容器内の放射能分布を紹介いただき、それらと SAMPSON 解析結果や各地点での放射能測定値とも比較検討を行った。これら検討から得られた FP 挙動モデルの主な課題を、表 2 に示す。なお、ヨウ素化学に関しては、多くの SA コードではヨウ素化学挙動解析がオプションとなっていて、SAMPSON でも解析していない。

表 2 1F 事故のベンチマークから得られた FP 挙動の主な課題

#	FP 挙動モデル	課題
①	FP 放出	- 燃料崩落時の燃料ペレット温度の評価、FP 放出量評価 - FP-被覆管との反応 ・ 熔融燃料からの放出
	MCCI 時の放出	- 実験データの拡充と解析 - コンクリートエアロゾルと FP エアロゾルの相互作用
	化学形態	熱化学平衡が成立する温度条件
②	エアロゾル生成・成長	- 化学組成の評価、エアロゾル粒径の評価 - 燃料デブリ取出し時の機械的放出とエアロゾルの空気酸化挙動
③	エアロゾル付着	- リーク箇所の特定、リークに関する知見拡充とコードへの反映 - 壁付着 FP の冷却水による洗い流し、 - 建屋における移行・沈着挙動 (Cs 分布の経時変化)
④	プールスクラビング	号機毎の DF の違い
⑤	ヨウ素化学	環境データとの比較のためヨウ素化学を考慮した解析が必要

4. まとめ

この 4 年間の活動により、SA 解析コードで使用されている FP 挙動モデルに関し、Phebus 実験と 1F 事故のベンチマーク、及び 1F 事故に関する放射能の測定結果や解析結果の調査により課題をまとめた。しかし、FP 挙動モデルの高度化には、今回得られた課題の対応が必要である。このため、次期研究専門委員会の WG において、実験など何がモデル高度化に必要なかを検討していく。

また、1F 廃炉に関し Cs 分布評価が重要であるが、長期に渡る Cs 挙動の評価が必要となる。図 1 に、SA 解析コードの評価項目と目的、そして廃炉までの放射性核種の挙動と廃炉に必要な検討項目、及びそれらの関係を示す。SA 解析コードを用いた 1F 事故解析で得られる Cs 分布は、1F 廃炉に掛かる期間に比較して短期の結果である。燃料デブリ取出しまでの期間には、燃料デブリ冷却水中への FP 移行・除去や壁沈着エアロゾルの化学形などの経時変化が起こる。このため、1F 廃炉に関しては、FP だけでなくアクチノイドなども含めた放射性核種のマスバランスを評価（ここでは「廃炉解析」と呼ぶ）し、被ばく線量を低減するより合理的な作業計画の作成が必要となる。このため、次期研究専門委員会の WG において、廃炉解析に必要なモデルや実験を検討していく。

今後の課題を、表 3 に示す。これら課題の解決策を次期研究専門委員会の WG で検討していく。

表 3 WG2 の今後の課題

#	目標	今後の課題	次期での対応案
1	SA解析コードの高度化、高信頼化	(1) FP挙動モデルの適用限界の把握	・実験式を作成した実験の実験条件の範囲を調査
		(2) ヨウ素化学モデルに関する課題抽出	・Phebus-FPT試験の文献調査 ・保健物理・環境科学部会などとの交流
		(3) FP挙動モデルの高度化、高信頼化への提案	・必要な実験のリスト作成 ・RN挙動の入力条件となる熱水力評価への課題抽出 ・実験WGと上記リストのレビュー
2	廃炉計画、作業への貢献のため廃炉解析	(1) 廃炉解析に必要なモデルの抽出	・Csを含む主要RNの分布評価に必要なモデルの検討 ・モデル作成に必要な実験の抽出 ・実機調査グループとの交流
		(2) 廃炉解析の提案	・廃炉解析によるメリットの明確化 ・具体的な貢献内容の明確化

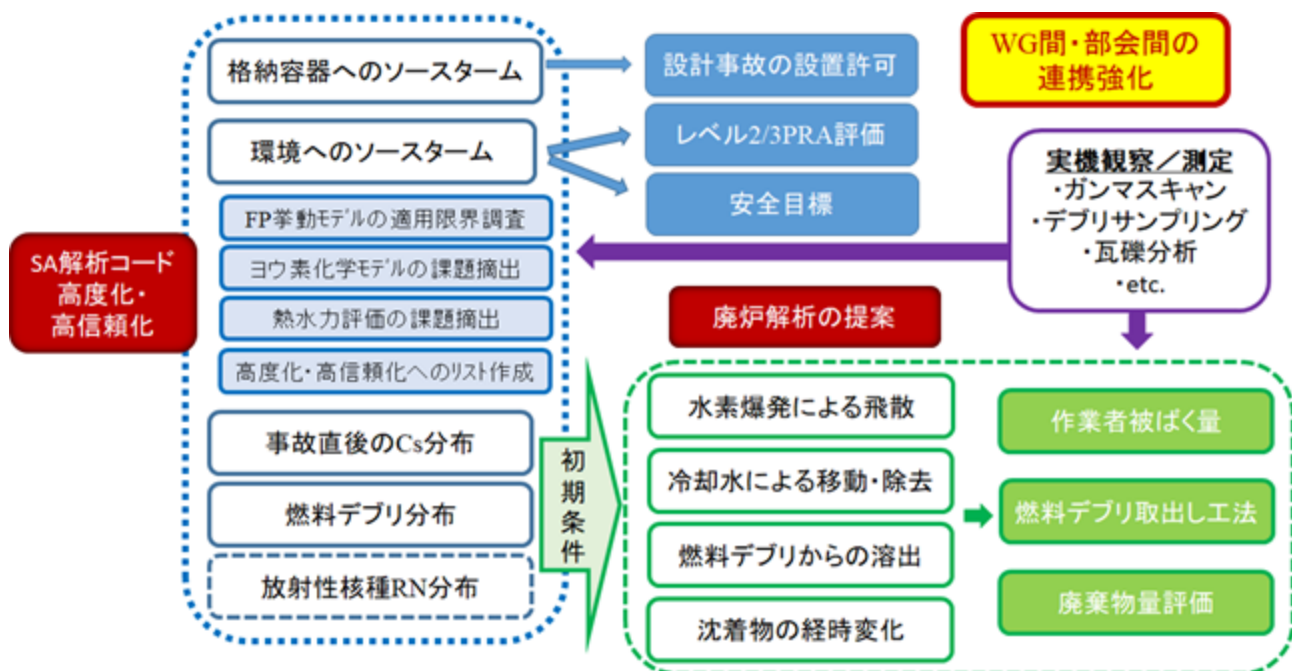


図 1 SA 解析コードと廃炉解析の概要

[参考文献]

(1) H.J. Allelein, et.al., “State-Of-The-Art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R5(2009).

*Hidetoshi Karasawa¹¹JAEA

総合講演・報告 1

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

(4) 研究専門委員会 4 年間の活動成果の総括と今後への展開

(4) Summary of the 4 year-activities of the committee and necessary developments for next stage

*和田 陽一¹

¹ 日立・研開

1. 研究専門委員会 4 年間の活動成果の総括

本委員会は、水化学部会に設置した「核分裂生成物(Fission Products, FP)挙動」研究専門委員会準備会での 2 年間の活動を経て、平成 2017 年 6 月に正式発足し、2019 年度から 2 年間活動を延長した。共通の技術基盤とする Phébus FP プロジェクト関連論文他の調査報告書(「FP 挙動」研究専門委員会準備会成果物)¹をベースに、3 つのワーキンググループ (FP 挙動実験、FP 挙動評価、および実機データ評価・課題抽出)での活動による新たな技術サーベイを加え、FP 挙動に関する情報の共有化、福島第一原子力発電所の FP 関連データの収集、評価を図り、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築した。特に、下記(1)(2)の活動を通して、今後 40 年超とされる長期にわたる廃炉作業のための技術継続、継承に資する活動の基礎固めに注力した。

- (1) 福島第一原子力発電所事故で見られた過酷事故時の FP 挙動をサーベイし、FP 挙動評価の視点から、従来技術で予測できた現象と予測できなかった現象とを区分し、新たな技術課題を整理した。具体的には、①実機データ評価によるプラント内外の FP 分布の概要把握、②ベンチマーク評価による SA 解析コードの技術課題および廃炉時の FP 挙動解析への拡大のための技術課題の明確化、そして③FP 放出、移行挙動に係る基礎データの精査による重要実験課題の選定、を行った。
- (2) 議論の結果を学会誌 ATMOΣの解説記事^{2,3}としてまとめると共に、上記(1)に FP 挙動に係る新しい技術課題を加えて技術報告書⁴としてまとめ、現場での実務者、若手技術者との協働をも通して、FP 挙動に関する技術伝承を図った。

2. 今後への展開

一連の活動成果は事故時の FP 挙動を理解し、福島第一原子力発電所における FP 挙動の現状を把握するためには有益であるが、格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響など、将来にわたる FP 挙動を予測するには未だ課題が残されている。具体的な今後の課題は、本総合講演の(1)-(3)にまとめられている通りである。本研究専門委員会の活動を継続し、残され課題並びに 1F 廃炉に係る新たな課題についての議論を進めるため、新たに「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会を設立する。

新しい研究専門委員会では、これまでに得られた成果を廃炉期間中の FP 挙動を予測可能な技術にまで高めること、および事故時ソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることを目指して活動を進める。

具体的には、①格納容器内の燃料体から放出されて機器・構造物表面に付着した FP と燃料デブリに捕捉されている FP (デブリ随伴 FP) に分け、廃炉作業の進展に伴う FP の移行挙動を予測、評価可能とする技術を開発する。②本研究専門委員会に協力いただいた 8 部会(水化学部会、熱流動部会、核燃料部会、保健物理・環境科学部会、計算科学技術部会、原子力安全部会、バックエンド部会、再処理リサイクル部会)に加え、新たに放射線工学部会 (FP による線量率評価) と核融合炉部会 (トリチウム挙動評価) の 2 部会にも参加いただき、多面的に FP 挙動を議論、評価し、廃炉作業の安全かつ確実な遂行に資す

る。③研究専門委員会としての活動体制は3 ワーキンググループ体制を踏襲するが、それぞれに新たにデブリ随伴 FP 関連の評価、検討を加えて活動する。④活動成果を新たな技術報告書として発行する。

【参考文献】

- (1) 日本原子力学会水化学部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会、「Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ – 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデントと解析への適用」, 水化学部会報告 #2017-0001 (2017).
- (2) 勝村庸介ほか、事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦-「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動状況、ATMOΣ、60(10)、596-600(2018).
- (3) 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響 -」、ASTMOΣ、61(9)、25-30 (2019).
- (4) 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9 (2021 年 5 月発刊予定) .

*Yoichi Wada¹

¹Hitachi

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

[2I_PL] Application of partitioning and transmutation technology to waste management

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[2I_PL01] Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology

*Yaohiro Inagaki¹ (1. Kyushu Univ.)

[2I_PL02] A concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[2I_PL03] A trial assessment for current LWR cycle

*Masahiko Nakase¹ (1. Tokyo Tech)

[2I_PL04] A trial assessment for MOX plu-thermal cycle

*Hitoshi Makino¹ (1. JAEA)

[2I_PL05] A trial assessment for fast reactor cycle

*Sou Watanabe¹ (1. JAEA)

総合講演・報告2 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

**分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み**
(1)「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会
における活動概要

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

(1) Overview of activities in research committee on radioactive waste management
with partitioning-transmutation technology

*稲垣 八穂広¹

¹九州大学

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では、分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的かつ総合的に検討・評価するために、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価を実施している。本発表では、その背景と活動概要について述べる。

キーワード：核燃料サイクル，性能評価，放射性廃棄物，処理・処分，分離・変換

1. 研究の背景

現在の核燃料サイクルは、燃料となるウランの採鉱に始まり、精錬、転換、濃縮、再転換、燃料ペレット製造、原子炉での燃焼と発電を経て、使用済燃料の再処理、さらには各工程で排出される放射性廃棄物の処理と最終処分（バックエンド）に至る複数の工程（要素プロセス）がつながる複合システムである。この核燃料サイクルをより優れたもの（安全性、経済性、持続性、環境負荷低減性、等の向上）に進展させることは、各要素プロセスの性能向上にとどまらず、プロセス間の整合をはかり、サイクル全体としての総合的な性能を向上させることに他ならない。例えば、仮に安全性や経済性に優れた新たな原子炉が開発されたとしても、それに使用する燃料の製造プロセスや発生する廃棄物の処理・処分プロセスに過大な負担が掛かるとすれば、サイクル全体性能の観点からは必ずしもサイクルを進展させることにはならない。すなわち、部分最適化の段階から一步進めて、サイクル全体を俯瞰した全体最適化を進めることが必要不可欠である。

我が国の核燃料サイクルの研究・開発はこれまで欧米の先進諸国を手本にしたキャッチアップ型で進められ、そこでは部分最適化に重点を置いた進め方で全体最適化をはかることも可能であった。先進諸国に追いついた現在、我が国にとって具体的な手本は存在せず、核燃料サイクルの新たな展開を図るには自らの考えと基準を持って全体最適化を進めるしかない段階に至っており、その事実を正しく認識することが必要である。ここで、全体最適化は多くの異なる分野の技術や知見を統合し新たな価値基準を構築する作業であることから、部分最適化に比べて何倍も難しい作業である。換言すれば、部分最適化は特に意図しなくとも自然に進むが、全体最適化は確固たる意図と長期的な戦略を持たなければ決して進まない作業であると言える。この意味で、核燃料サイクルという複合システムを進展させる事は、この全体最適化を進める事に等しいと言える。

近年、放射性核種の分離・変換に関する研究が進み、この技術を核燃料サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物に適用することで、その処理・処分にかかる負担を低減できる可能性が議論されている。しかしながら、分離・変換技術の適用がサイクル全体としての総合性能に及ぼす効果については、その利点・欠点を含めて十分に評価されているとは言えず、全体最適化の観点からの具体的・定量的な評価が強く望まれる。

本研究専門委員会は、分離・変換技術が高レベル放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす効果を核燃料サイクルの全体最適化の観点から具体的・定量的に評価することを目的とし、その適用のあり方について現実的かつ合理的な提案を目指すものである。バックエンド部会および再処理・リサイクル部会の有志メンバーを中心に他分野の専門家も交えて広範な議論を進めており、ここではこれまでの議論の進展経過について報告する。

2. 性能評価の基本的な進め方

核燃料サイクル全体としての総合的な性能評価を行うにあたり、まず始めに評価フレームの設定が必要となる。その一方法として、ここではウラン採鉱から放射性廃棄物の最終処分までのサイクルの各要素プロセス（技術）をそれらのつながりを含めて整理し、それぞれのプロセスで重要となる特性（例えば、安全性、経済性、環境影響、技術開発リスク、等）と合わせてマトリクス（技術-特性マトリクス）を設定した。次に、分離・変換技術の適用がマトリクス中のそれぞれの項目（マス）にどのような変化を及ぼすかを現時点の技術・情報を元に整理した。このような整理を進めていくと当然のことながら、現時点の技術・情報のみでは十分な確実性や定量性を持って埋められないマスが出てくる。本整理の第一の目的は「どのマスが埋められないのか？」を明らかにすることであり、さらには「そのマスを埋めるには何が必要か？」「そのマスを埋めることは現実的に可能か？」「そのマスを埋めることはそもそも必要か？」といった様々な課題を抽出して体系的に整理することとした。

次に、評価フレームとなる技術-特性マトリクスを埋めて総合的な性能評価を行うには、評価対象とするいくつかのサイクルの形を設定して比較評価する必要がある。ここでは以下の3種類のサイクルを評価対象として設定し、それぞれに分離・変換技術を適用した場合の評価を進めた。なお、技術-特性マトリクスの詳細については、この後に続くシリーズ発表にて報告する。

A：現行軽水炉サイクルを対象とした検討

B：MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討

C：高速炉サイクルを対象とした検討

以上が性能評価の基本的な進め方であるが、実際の作業にあたっては関連する様々な条件を設定する必要がある。ここではその条件設定の基本的考え方として以下の様な方針を採用した。なお、A,B,C の各サイクルにおける条件設定の詳細および評価の過程と結果については、この後に続くシリーズ発表にて報告する。

- ・現実的な条件設定
- ・根拠が明確にできる条件設定
- ・上限／下限を考慮した条件設定
- ・様々な研究分野で共有できる条件設定
- ・不明点は不明であることを明示する

3. 最後に

本研究専門委員会は、上述の基本的な進め方に基づいて、分離・変換技術と核燃料サイクル全体としての総合性能を評価する活動を開始した。この活動は入学試験の様に一つの決まった正解を目指すものではなく、「何が問題であるのか？」を整理することで問題の本質を明らかにすることを目的とするものである。問題の本質を明らかにできれば、その問題は大方解決できたことであり、そのためには様々な観点からの議論およびそのプロセスの整理と共有が重要である。従って、多くの方々から様々なご意見を伺えることを切に期待するものである。

*Yaohiro Inagaki¹

¹Kyushu University

総合講演・報告2 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

**分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み
(2) 核燃料サイクルの性能評価の考え方**

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

(2) A concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*西原 健司¹

¹ 日本原子力研究開発機構

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では、分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的、総合的に検討・評価するために、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価を実施している。本発表では、その基本的な考え方を述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、再処理、地層処分、分離変換

1. はじめに

これまで、原子力学会の研究専門委員会¹⁾や OECD/NEA²⁾など国内外の共同研究により分離変換を導入した場合の地層処分への利益が評価されてきた。しかし、分離・変換技術を導入することにより、燃料サイクルのそのほかの工程において、不利益を含む様々な影響が想定される。その最たるものは経済性に対する悪影響であるが、そのほかにも、工程複雑化により安全性、環境、核不拡散性などに影響があることが予想される。また、分離・変換技術の開発リスク（開発コスト、開発時期、開発難易度）も重要な評価指標である。これらの多面的な評価を実施するために、本委員会では、「漏れなく・ダブリなく」の考え方にに基づき、技術—特性マトリクスの評価を行うこととした。

2. 技術-特性マトリクス

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

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

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

図 1 技術-特性マトリクス

3. 評価対象の核燃料サイクル

本委員会では表 1 に示す 3 つの観点で核燃料サイクルを評価対象として選定し、各々にワーキンググループ（WG）を編成した。それぞれの評価の現状については続く発表で述べられる。WG-A では、現行軽水炉サイクルを対象とした検討、WG-B では MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討、そして WG-C では高速炉サイクルを対象とした検討を実施した。WG-A および WG-C では各々の核燃料サイクルに対して分離・変換技術を導入した場合の得失を検討する。一方 WG-B では MOX プルサーマルの使用済み燃料からの HLW に（従来の意味での）分離・変換技術を適用するより前に、まず、プルサーマル使用済み燃料自体をどのように管理するかが喫緊の課題であるため、そこに着目した検討を実施することとした。

表 1 各 WG が着目した核燃料サイクルオプション

WG	A	B	C
目標	現行軽水炉サイクルを対象とした検討	MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討	高速炉サイクルを対象とした検討
WG リーダー・サブリーダー	◎中瀬 ○西原	◎牧野 ○朝野	◎渡部 ○佐々
観点	現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済み燃料再処理＋プルサーマル）に対して、FP 分離・MA 変換を適用した場合の得失を見る。	現行の核燃料サイクルから発生するプルサーマル使用済み燃料の再処理、Pu マルチリサイクル、Pu 燃焼、分離・変換適用などの得失を見る。	高速炉サイクルに対して、FP 分離・MA リサイクルを適用した場合、また、ADS で MA 核変換した場合、更に、LLFP 分離変換を適用した場合の得失を見る。

3. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施している先進的核燃料サイクルの基本的な考え方として、技術・特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価について述べるとともに、3つのワーキンググループで実施する評価の対象とする核燃料サイクルを示した。

参考文献

- 1) 放射性廃棄物の分離変換技術にどこまで期待できるか？「分離変換サイクル」研究専門委員会活動報告に代えて、日本原子力学会誌, Vol. 50, No. 3 (2008)
- 2) Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, NEA No.5990 (2006)

*Kenji Nishihara¹

¹JAEA

総合講演・報告 2 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

**分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み
(3) 現行軽水炉サイクルを対象とした検討**

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

(3) A trial assessment for current LWR cycle

* 中瀬正彦¹、西原健司²、長谷川聡³、山下雄生⁴、鷹尾康一郎¹、
田辺博三⁵、近藤直樹⁶、森田圭介²

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

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

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

1. はじめに

WG-A では、現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理＋プルサーマル）で発生する HLW に対して FP 分離・MA 変換等を適用した場合の得失を明らかにするため、技術特性マトリクスの検討を開始した。シナリオの選定、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討、検討状況、次年度展開について報告する。

2. シナリオの選定

現行軽水炉サイクルに対する分離核変換の得失を考えるため、リファレンスとして軽水炉を用いた Pu 一回りサイクルを設定した。図 1 に WG-A で想定するシナリオを示す。左端に示したリファレンスに対して、左から二番目の再処理後に Sr、Cs、PGM(+Mo)分離を実施したシナリオ（評価対象 1: FP 分離）、MA を分離したのち一時貯蔵するシナリオ（評価対象 2: MA 分離貯蔵）、および、加速器駆動システムなどの核変換炉により分離した MA を核変換するシナリオ（評価対象 3: MA 分離変換）が考えられる。本年度は、評価対象 1: FP 分離の内、PGM、Mo を分離した場合の得失を検討することとした。PGM、Mo はガラス固化体製造時の妨害元素であり、同位体によっては長半減期であり核変換による短半減期化が望まれるもの、また資源としての有効利用が期待されるものが存在するため多数の研究が展開されてきた。こういった知見を整理することで、シナリオの得失の検討のみならず、特性マトリクスの表現の検討にも適すると思った。

まず、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討をおこなった。最終目標は WG-A、B、C の検討内容を総括して各核燃料サイクルシナリオにおける分離核変換の得失を“見える化”し、技術的課題や懸案事項を整理して体系的に示すことであるが、各 WG での検討対象の多様性から、各シナリオの検討結果のまとめ方も、各 WG での検討事項となる。そこで、WG-A では表 1 のように対象シナリオについてリファレンスシナリオに対する得失をシンプルに表現し、更に表 2 のように技術特性マトリクスに分離核変換導入に伴う得失などを具体的に記述し、必要に応じて参考資料（エビデンス）と紐づけることとした。表の作成に当たり、評価項目選定とその定義づけを行った。「1. 経済性」は発電単価などのコストであり、「2. 安定性」とはエネルギー供給安定性である。「3. 資源」とはウラン資源のみならず、

高付加価値な元素について回収した場合の資源工学的優位性に関するもので、「4.環境影響」とは各工程における環境負荷（液体・気体廃棄物、土地利用、水利用等）である。「5.安全性」とは工学プロセスとしての安全性、また「6.セキュリティ」とは妨害破壊行為に対する観点、「7.核不拡散性」はセーフガードの観点である。更に「8.1 技術成熟度」、「8.2 技術実現性」とは具体的に工程を実施するとした場合の工学的観点であり、また「9.柔軟性」とはその技術導入の可逆性を意味しており、廃棄体化すれば可逆性は低く、使用済核燃料のまま取りおけば柔軟性は高いといえる。

3. 技術－特性マトリクスの評価に向けての検討状況

表 1、2 には得失の検討結果を記入している。PGM 分離の導入では、リファレンス（Pu 一回リサイクル）に対して再処理までの工程は変化しないものと考えられ、得失の差がない（表 2 ではハッチングで図示）。表 1 では再処理以後の得失について、向上をプラス(+)、悪化をマイナス(-)を用いて簡易に表現している。また表 1 中の「8.1 技術成熟度」の項目においては 1＝基礎段階、2＝実証段階、3＝実用化段階、とし、「8.2 技術的实现性」については R&D 費用：1＝500 億円以下、2＝5000 億円以下、3＝5 兆円以下、R&D 期間：a＝10 年以下、b＝20 年以下、c＝50 年以下と仮定している。本技術特性マトリクスの目的は分離核変換導入の効果を見える化することであるため、一つ一つを詳細に掘り下げるよりも、広く、浅く、わかりやすく示すことを心掛けた。

また、WG-A においては WG-B、C とは異なり既存のプラントを想定することができるため、可能な限り具体的なエビデンスと紐づけることも重要と考えた。そこで、各項目を評価するうえで WG-A の各専門性を持ち合って議論を行った。主要なものを以下に箇条書きで示す。

六ヶ所再処理工場への分離工程導入について

- ・ PGM 元素は高レベル廃液の不溶解残渣にも含まれるが、一方で液相に 9 割存在すると考えられるため、まずは液相からの分離を開発対象にすることが現実的である。
- ・ 六ヶ所再処理工場に新たな工程を追加できるスペースがあるかが重要である。コンパクトな設備なら既往施設に導入可能かもしれないが、新たな建屋建設となるとハードルが高まる。また、HLLW の送液を考慮すると、PGM、Mo 分離プロセスは既往施設と近接していた方がコスト及び安全性の観点から有利であると考えられる。
- ・ 規制庁との交渉といった人的コストなどの数字に表れにくいコストも考える必要がある。

濃縮工程への影響について

- ・ HLLW の濃縮工程や貯蔵工程においては、全交流動力電源喪失時などに蒸発乾固による放射性 Ru 酸化物の飛散が懸念されている。過酷事故時の沸騰の時間余裕が伸びるようなことがあれば、放出管理目標値などの変更もあり得ると考えられる。また、ステンレス鋼の腐食を促す元素の一つとして Ru が挙げられる。これらのことが、PGM 分離導入のインセンティブとなる可能性がある。

固化工程への影響について

- ・ HLLW のガラス固化工程においては、PGM 分離により、現行のガラス溶融炉で行われる洗浄運転の頻度低減により、廃棄体本数の削減は可能と考えられる。しかし、近い将来に新型ガラス溶融炉の導入と改良されたガラス素材の導入で、現行の PGM 析出によるノズル閉塞や Mo によるイエローフェーズ形成といった懸念事項は解決される可能性がある。
- ・ 六ヶ所再処理工場で導入が予定されている新型ガラス溶融炉より先に PGM 分離が導入されることは考えにくい。従って、六ヶ所再処理工場への PGM 分離導入がガラス溶融に有益かは不明瞭である。

- ・ガラス固化体製造の観点からの Mo 分離の重要性についても、新型ガラス溶融炉とガラス素材、ガラス組成の調整具合によって下がる可能性がある。Mo 分離が必要となった場合に、イエローフェーズを防止するためにどの程度分離すればよいかという知見がない。

分離技術の技術成熟度・実現性について

- ・Pd は現状で分配比が高く抽出速度が早い抽出剤が多数報告されており、技術実現性が高い。Ru は放射線環境下では反応性の低い硝酸ニトロシルルテニウムとして存在し、抽出速度が遅いが抽出は可能と考えられる。Rh は水和水の交換半減期が大変長く、反応性が低いために抽出速度が遅い。
- ・Mo については、既往技術での分離が報告されており技術実現性が高い。
- ・分離した PGM、Mo を処分する場合、処分方法は研究例が限られており基礎研究が必要である。
- ・PGM 中の LLFP (Pd-107) 核変換については現行の六ヶ所再処理工場には間に合わないため、将来核燃料サイクルについて検討する WG-C の検討課題と考えられる。

資源化について

- ・経済性について、PGM 分離・資源化の利益の多くは高価な Rh からくる。ImPACT の検討では Pd は長半減期同位体からの分別がクリアランスの観点から必須であるため、レーザーによる同位体偶奇分離導入によるコストに対して利益が得られるか検討が必要である。
- ・ ^{107}Pd のクリアランスレベルはこれまで評価されておらず、ImPACT で様々な利用等のシナリオ評価により $10\mu\text{Sv/年}$ 相当となる最小の放射能濃度として評価された。それを達成するためには、 ^{107}Pd は三桁比放射能を下げる必要があり、レーザー偶奇分離が必要となる。偶奇分離工程には、金属(0 価)の形態で供給される必要があり、再処理プロセスの選定時にも後段処理との結節を考慮すべきである。
- ・ ^{106}Ru は比較的半減期が短く 40 年程度貯蔵すれば放射能レベルがクリアランスレベル (0.1Bq/g) 程度に到達する。使用済み燃料の冷却期間が延びることは、Ru 分離、資源化の観点からは有利に働く。
- ・ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 供給のために、再処理から Mo を供給するメリットの検証が必要である。原子炉内で生成された Mo の分離と資源化の目的は ^{98}Mo の捕獲反応や ^{100}Mo の (n,2n) 反応による ^{99}Mo 製造にあると考えられる。光核反応は収率が高くはなく、 ^{100}Mo を濃縮して (n,2n) 反応の利用が望ましい可能性がある。

以上のように幅広い議論を実施しており、今後は技術特性マトリクスにわかりやすく反映させる。検討に合わせてエビデンス資料の収集も進行中である。

3. まとめと今後の展望

分離・核変換が原子力システムに及ぼす影響、技術・シナリオ間の得失を明確化するために、WG-A では現行軽水炉再処理から発生する高レベル廃液を対象とした検討を開始した。検討に先立ち、シナリオの選定、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討を行い、試験検討を行った。次年度は技術特性マトリクスの詳細化、エビデンスの取りまとめ、更に FP 分離として Cs、Sr 分離と MA 分離についてもその得失を評価する。将来炉との関連が強い項目も見いだされ、WG-B や WG-C の検討結果と併せて検討をまとめる。我が国の戦略的な原子力研究開発の一助とすることを目指して分野横断的な議論を継続していく。

* Masahiko Nakase¹, Kenji Nishihara², Satoshi Hasegawa³, Yu Yamashita⁴, Koichiro Takao¹, Hiromi Tanabe⁵, Naoki Kondo⁶, Keisuke Morita²

¹Tokyo Tech, ²JAEA, ³JNFL, ⁴Toshiba ESS, ⁵NUCE-AESJ, ⁶MRI

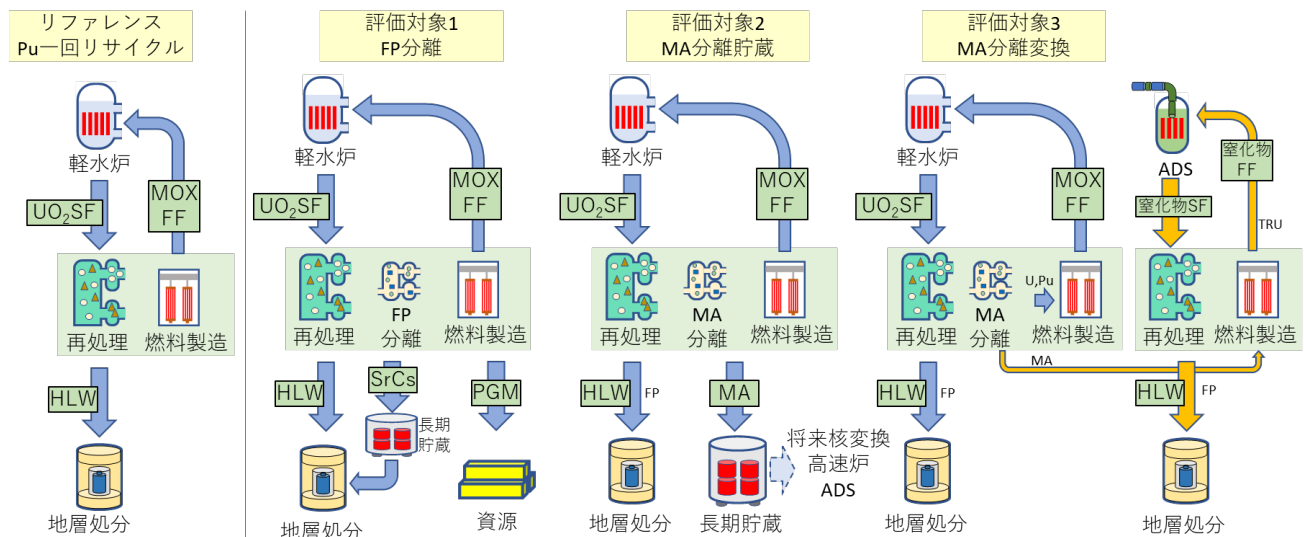


図1 WG-A（現行軽水炉サイクルを対象とした検討）で想定するシナリオ
 (MOX: Pu 混合酸化物, FF: 新燃料, SF: 使用済み燃料, FP: 核分裂生成物, MA: マイナーアクチノイド, SrCs: ストロンチウム・セシウム, PGM: 白金族元素, ADS: 加速器駆動システム, HLW: 高レベル廃棄物)

表1 現行軽水炉 HLW からの PGM/Mo 分離の得失検討の試行結果

	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8.1 技術成熟度 ^{*1}	8.2 技術実現性 ^{*2}	9. 柔軟性
1～5. フロントエンド	-	-	-	-	-	-	-	-		
6.1 再処理	－大	－小	-	－小	＋大？	－小	-	1	1a	-
6.2 ガラス廃棄体化	＋小	-	-	-	＋小？	-	-	-	-	-
7.1 HLW 貯蔵	＋小	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7.2 HLW 輸送	＋小	-	-	-	-	-	-	-	-	-
8. 処分	？小	-	-	-	＋小？	-	-	1	1a	
9.1. PGM 資源化	？大	-	＋	－	－	-	-	精製 3, 偶奇分離 1	1a?	
9.2. Mo 資源化	？大	-	＋	－	－	-	-	1	2b?	

^{*1} 8.1 技術成熟度；1＝基礎段階、2＝実証段階、3＝実用化段階、

^{*2} 8.2 技術の実現性；R&D 費用：1＝500 億円以下、2＝5000 億円以下、3＝5 兆円以下、

R&D 期間：a＝10 年以下、b＝20 年以下、c＝50 年以下

表2 現行軽水炉 HLW からの PGM/Mo 分離の技術特性マトリクス

	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境 影響	5. 安全性	6. セキ ュリティ	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現 性
6.1. 再 処理	PGM/Mo 工程増加 による悪化	工程増加により、 停止の可能性が 増えるが、原子炉 の電源供給に波 及する恐れは小 さい。		PGM/M o 分離工 程 増 加 に よ り 悪化	・ PGM/Mo 分離工 程増加によるリス ク増加(HALW の面 的広がり拡大) ・ 濃縮貯蔵工程で の Ru-106 の事故時 の影響が緩和 ・ Ru 分離によるス テンレス鋼の腐食 環境緩和	PGM/M o 分離工 程追加に よる防護 対象の増 加	PGM/Mo 分離は基 礎段階。分離により 発生する廃液量な どが定量化されて いない。	・ 中～大規模 の研究開発が 必要 ・ 実現性は元 素やプロセス にも依存
6.2 廃棄 体化	・ PGM 資源化によ り廃棄体対象の FP 物量が減るため、固 化体本数が減少(～ 1 割) ・ 洗浄運転は将来 的に新型炉により 不要となる見込み。				・ ガラス熔融炉運 転性改善による安 全性向上			
7.1 HLW 貯蔵	・ 固化体本数が若 干減少							
7.2 HLW 輸送	・ 固化体本数が若 干減少							
8. 処 分 (LLW, ILW, HLW)	・ 分離プロセス廃 棄物処分により LLW, ILW 増加 ・ HLW 固化体本数 が若干減少				・ イエローフェー ズ排除などガラス 性状向上が及ぼす 影響は小さい。 ・ イエローフェー ズの課題は新型炉、 新ガラス素材によ って解決の可能性		・ プロセス廃棄物 の処分方法は未着 手	・ LLW または ILW であり大 きな開発課題 ではない。
9.1 PGM 資源化	・ 資源化処理（精 製、同位体偶奇分 離）による悪化 ・ 資源売却による 改善		国産の貴 重な資源 となり得 る。(国内 需要に対 する供給 割合、Ru 15%、Rh 7%、Pd 2%)	資 源 化 処 理 (精 製、同位 体 偶 奇 分 離) に よ る 悪 化	クリアランスを下 回る必要がある。 Ru 未評価。Ru 同位 体は短寿命。Rh 未 評価、Rh 同位体は 短 寿 命 。 Pd 3300Bq/g(試算)、 99.9%の Pd107 除 去が必要。		・ 精製は一般産業 の知見が使えるた め実用化段階。Rh の分離は一般に困 難。 ・ Pd のレーザー偶 奇分離は基礎段階、 ImPACT で大きな 前進があったが、10 倍程度の効率化が 必要	・ 精製は小～ 中規模の開発 が必要。 ・ Pd のレーザ ー偶奇分離は 小～中規模の 開発がなお必 要。
9.2 Mo 資源化	・ 加速器等による Mo99 生産コスト ・ Mo99 売却		国産 Mo99 供給	Mo99 生 産 施 設 に よ る 悪化	Mo99 生産施設に よる悪化		Mo99 生産施設は 基礎段階	概念構築から、 実用化まで大 規模な R&D が 必要？

総合講演・報告2 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

**分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み
(4) MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討**

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

(4) A trial assessment for MOX plu-thermal cycle

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

¹日本原子力研究開発機構、²原子力環境整備促進・資金管理センター、³電力中央研究所、

⁴日本原燃株式会社、⁵日揮(株)、⁶(株)三菱総合研究所、⁷日立GEニュークリア・エナジー(株)

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

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、MOX、プルサーマルサイクル

1. はじめに

本委員会の評価対象とした3種類の核燃料サイクルの中で、WG-BでのMOXプルサーマルサイクルを対象とした検討の状況について述べる。なお、WG-A（現行軽水炉サイクルを対象）およびWG-C（高速炉サイクルを対象）では各々の核燃料サイクルに対して分離・変換技術を導入した場合の得失を検討することとしているが、本WG-Bでは、MOXプルサーマルの使用済燃料再処理からの高レベル放射性廃棄物（HLW）に（従来の意味での）分離・変換技術を適用するより前に、まず、プルサーマル使用済燃料自体をどのようにマネジメントするかが喫緊の課題であるため、その点に着目した検討を実施することとした。

2. シナリオの選定

本WG-Bでは、MOXプルサーマルの使用済燃料のマネジメントに着目した検討を行うために、検討対象とするプルサーマルのシナリオ（検討対象シナリオ）、及び比較対象とするシナリオ（リファレンスシナリオ）を設定した。なお、これらシナリオの候補は複数が考えられ、本来は様々な組み合わせを考えることが理想的であるが、まずは現実的なシナリオから具体的に着手し進めてみることを重視し、下記のシナリオを設定した（図1参照）。今後、必要に応じて他のシナリオも検討の対象にしていく。

- ・検討対象シナリオ：MOX使用済燃料再処理（Puリサイクル）

- ・リファレンスシナリオ：Pu一回りサイクル（再処理、プルサーマル利用、MOX使用済燃料長期貯蔵）

3. 技術－特性マトリクス評価の検討状況

「(2) 核燃料サイクルの性能評価の考え方」で示された技術－特性マトリクスの考え方にに基づき、MOXプルサーマルを対象とした検討に着手している。その際、技術－特性マトリクスのすべてのマス（項目）を同じレベルで評価することは膨大な作業量を伴うため、まず、検討対象シナリオとリファレンスシナリオとの比較において、どの「技術」のどの「特性」に着目すべきかのあたりをつけること、及びそのための評価手順を具体化し試行すること（図2参照）を目的として、以下の作業を行った。

Step1：検討対象シナリオとレファレンスシナリオの特徴およびシナリオ間での主な違いの「技術」ごとの洗い出し。

Step2：「技術」ごとのシナリオ間での主な違いについて、各「特性」に影響を与え得るか否か、また、影響を与え得る場合には、それが「利点」につながるものか、「技術的課題」につながるものか等の推定

このような作業を通じて、技術－特性マトリクスの評価について、以下のような見通しや今後の評価に反映できる知見等を得ることができた：

- 技術－特性マトリクスの評価により、包括的にフロントエンドからバックエンドまでの燃料サイクル全体を対象とした検討が可能であるとともに、シナリオの特徴（着目すべき利点や技術的課題等）の分析・比較について、「技術」と「特性」の組み合わせによりある程度の網羅性を担保した形で実施できる見通しが得られた。
- 上記の包括的な検討により、検討対象シナリオ（WG-B では「MOX 使用済燃料再処理（Pu リサイクル）」）において特に着目すべき利点や技術的課題等を、「技術」と「特性」の各組み合わせを対象として、かつ、レファレンスシナリオとの違いに着目することで、効率的に検討できる見通しが得られた。
- これらの見通しについては、利点や技術的課題等に係る情報を以下の 2 つのレベルで段階的に整理しかつ相互に参照できるようにすることが有効であった：
 - ・ 詳細レベル：利点や技術的課題等についての背景、考え方、根拠等の情報を提供
 - ・ 俯瞰レベル：利点や技術的課題等の有無、それらの基本的内容と技術－特性マトリクス中での該当箇所等を提示
- また、ある「技術」についての利点や技術的課題が、他の「技術」での仕様・条件の設定の影響を受ける可能性があるなどの、燃料サイクルを構成する「技術」が横断的で重要な関連性を有する場合があることが見出された（例えば、再処理までの冷却期間の長短による発熱量の違いが廃棄物の貯蔵や処分に与える影響：MOX 使用済燃料の冷却期間の増加に応じた Pu→Am の崩壊による発熱量増加に起因するガラス固化体貯蔵時の収納可能本数の減少や貯蔵期間の延長、処分時の廃棄体の占有面積や本数の増加等）。さらに、着目すべき利点や技術的課題は、「技術」と「特性」のすべての組み合わせで抽出されるわけではなく、特定の組み合わせにおいて特徴的に抽出される可能性があること、なども見いだされた。その他、シナリオの中でさらにオプションとして検討していくべき項目等も抽出された（例えば、MOX の Pu1 回サイクルと Pu マルチサイクル、1/3MOX とフル MOX、使用済燃料の貯蔵期間の長短等）。

なお、これらの作業においては、文献情報を最大限活用することを基本としつつも、実態としては、参考となる文献情報等が限定されるため、本 WG メンバーが有する各分野の専門家としての知見と経験が最も有効な情報源となった。

4. まとめと今後の展望

技術－特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価のうち、WG-B ではプルサーマル使用済燃料をどのようにマネジメントするかに着目した検討を実施し、検討対象とするシナリオの設定、技術－特性マトリクスを用いた評価の具体的な実施手順と現段階での試行結果を示すとともに、試行を通じて明らかとなった評価の見通しや今後の評価に向けた期待や課題等を示した。今後は、試行を通じて得られた見通しや課題などを踏まえつつ、着目すべき利点や技術的課題に係る検討を、分離・変換技術を導入した場合や MOX プルサーマルサイクルで考えられる他のシナリオやオプションを想定した場合も

含めて深化・拡充させることで、MOX プルサーマルサイクルを対象とした技術－特性マトリクスの評価を進めていく。特に、MOX 使用済燃料由来のガラス固化体特性に関しては考慮すべき点が多いと認識している。

*Hitoshi Makino¹, Hidekazu Asano², Tsuyoshi Usami³, Norio Kanehira⁴, Takao Ikeda⁵, Kota Kawai⁶, Daisuke Watanabe⁷

¹JAEA, ²RWMC, ³CRIEPI, ⁴JNFL, ⁵JGC, ⁶MRI, ⁷Hitachi-GE

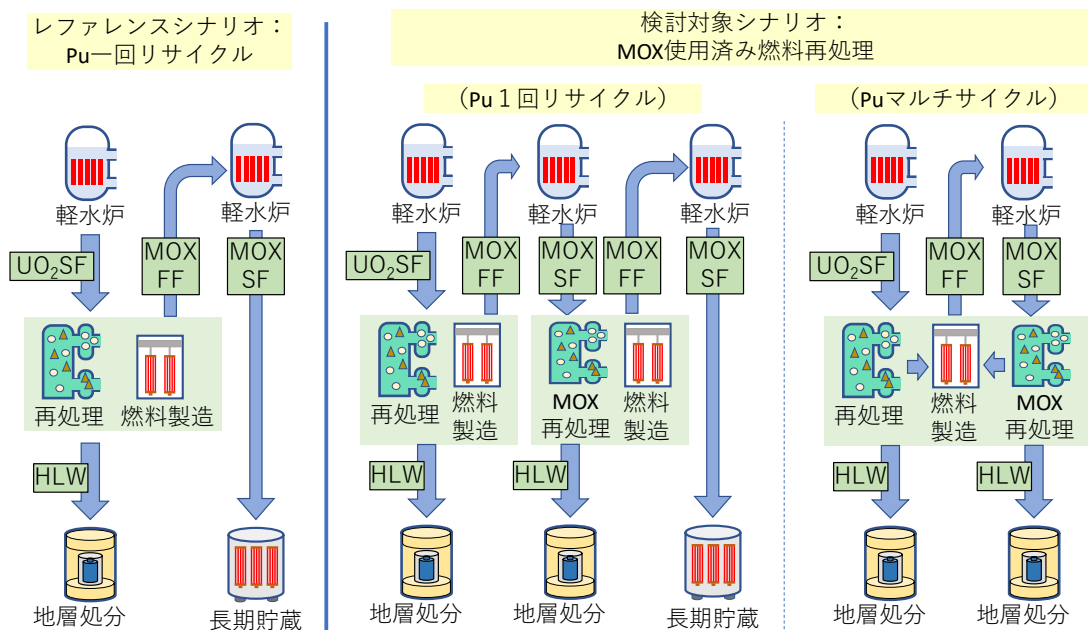


図1 WG-B (MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討) で想定するシナリオ
(MOX: Pu 混合酸化物、FF: 新燃料、SF: 使用済み燃料、HLW: 高レベル廃棄物)

(a) 作業フォーマット

		シナリオ			特性								
		レファレンスシナリオ： Pu一回りサイクル (再処理、プルサーマル利用、MOX使用済み燃料長期貯蔵)	検討対象シナリオ： MOX使用済み燃料再処理 (Puマルチサイクル)	シナリオ間の各技術の観点での主な違いの	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8. 技術的成立性・実現性	9. 柔軟性
技術	1.U採掘												
	2. 転換/濃縮												
	3. 燃料製造												
	4. 原子炉												
	5.1 SF貯蔵												
	5.2 SF輸送												
	6.1. 再処理												
	6.2 廃棄体化												
	7.1 HLW貯蔵												
	7.2 HLW輸送												
	8.1 処分 (LLW)												
	8.2 処分 (ILW)												
	8.3 処分 (HLW)												

(b)上記フォーマットでの情報の段階的整理:

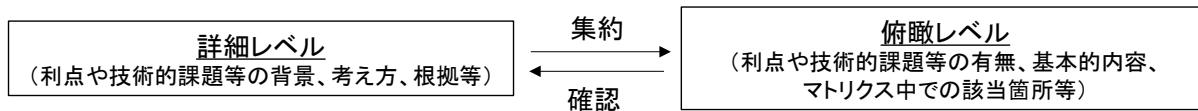


図2 WG-B (MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討) での作業フォーマット例

総合講演・報告2 「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

**分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：
先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み
(5) 高速炉サイクルを対象とした検討**

Application of partitioning and transmutation technology to waste management:

An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle

(5) A trial assessment for fast reactor cycle

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

¹ 日本原子力研究開発機構、² 原子力環境整備促進・資金管理センター、³ 東京大学、⁴ 日本原燃株式会社、⁵ 電力中央研究所、⁶ 三菱重工(株)

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

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

1. はじめに

既存技術として未だ研究開発途上である高速炉サイクルについて、WG-A, B と同様に技術-特性マトリクスの評価を行うためには、これまでに公開されている研究開発に関する報告書をベースとした調査が第一ステップとなる。また、技術-特性マトリクスの全項目を埋めることが困難となることも予想される。そこで、調査を行うにあたり、技術-特性マトリクスの特性項目の中の「1. 経済性」の評価が可能なシナリオの選定を行い、当該シナリオに基づいた調査に着手した。

2. シナリオの選定

評価すべきシナリオの数を限定するため、各シナリオに用いられる技術を限定する必要がある。シナリオを構成する要素としては(1)炉及び核変換のタイプ、(2)燃料サイクル(再処理+燃料製造)がある。(1)については高速炉による核変換と ADS(加速器駆動核変換システム)の付加がオプションとなり、(2)には MA(マイナーアクチニド)分離及び LLFP(長半減期核分裂生成物)分離の有無がオプションとなる。これらのオプションの組み合わせによって評価を行うシナリオを構築する。下記に核変換技術及び燃料サイクル技術に関するオプションについて、シナリオ数を限定するための前提条件及び調査にあたっての情報源を記す。

2.1 核変換技術

(1) 高速炉

高速炉システムに関しては高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)¹⁾、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)²⁾において技術の概要、コストについて記載されており、これらを基に経済性評価の試算結果も示されている³⁾。これらの文献を基に調査を行っていく。したがって、基本となる技術は FS フェーズ II において主概念として選定された、ナトリウム冷却酸化物燃料炉とした。比較のため、副概念として選定された金属燃料炉についても合わせて調査を行うこととした。高速炉を用いた LLFP 核変換については、原子力システム研究開発事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システム研究開発」(H28-31、代表：東京工業大学 千葉教授)を中心に情報収集が可能である。

(2) ADS

ADS の導入オプションは複数考えられるが、現在原子力機構を中心に検討を進めている、階層型での利用を前提とする。本オプションでは、ADS は核変換専用として用いられ、発電炉として FR が合わせて利用されるものとする。従って発電サイクルと核変換サイクルの 2 階層のサイクルが同時に独立して動くことを想定する。高速炉発電用サイクルで回収した MA 及び LLFP は全て ADS サイクルに供する。ADS 技術については、コストの試算が行われている JAEA のレポート⁴⁾や OECD/NEA から出されている報告書⁵⁾等に加えて、各種 ADS 設計論文を基に調査を行う。

2.2 分離技術

(1) 再処理

高速炉に適合する再処理プロセスとして、FS/FaCT で検討した先進湿式再処理法を採用する。本プロセスは解体せん断、連続溶解、晶析、溶媒抽出による U/Pu/Np 共回収から成るプロセスである。溶媒抽出プロセスによって Np が U, Pu と共に回収されるため、Np の分離はオプションとはしない。炉システムと同様に、FaCT プロジェクト等で経済性評価まで実施されており、各種報告書から情報収集可能である。ADS 階層型における核変換サイクル及び金属燃料炉に適合する再処理技術としては、乾式再処理を組み合わせる。乾式再処理に関する情報は FS 及び FaCT の報告書から収集可能である。

(2) MA 分離

オプションとして、3 価の MA (Am, Cm) の分離をターゲットとする。これらの元素の硝酸溶液からの回収方法としては、抽出クロマト法及び溶媒抽出法の選択肢がある。現段階では、コスト的にはどちらの手法を用いても差が顕著ではない。本評価では、プラントでの運転実績のある溶媒抽出法を基に調査を進め、最終的に抽出クロマト法についての評価も加えることとする。コスト評価は経済産業省受託研究の一環として実施されており、その報告書⁶⁾が情報源となる。

(3) LLFP 分離

既に確立した技術である ⁹⁹Tc (溶媒抽出)、¹²⁹I (吸着) の分離、及び ImPACT で開発された ¹⁰⁷Pd (電解)、⁷⁹Se (電解+揮発)、¹³⁵Cs (吸着)、⁹³Zr (溶媒抽出) 分離を対象とする。ImPACT の報告書等を中心に分離技術について調査を進める。

上記の要素技術の組み合わせとして、下記の通り 5 つのシナリオについて評価を行うこととした。ここで、シナリオ 0 としてリファレンスとしての高速炉ワンススルーについて検討することとした。

シナリオ 0 : FR(高速炉)ワンススルー (軽水炉再処理+Na 冷却酸化物燃料高速炉)

シナリオ 1 : U, Pu リサイクル (Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(Np 分離まで))

シナリオ 2 : FR 分離変換 (Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(MA 分離含)),
(金属燃料 FR+乾式再処理)

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

シナリオ 4 : LLFP 分離変換 (シナリオ 2 または 3 に LLFP 分離核変換を追加する)

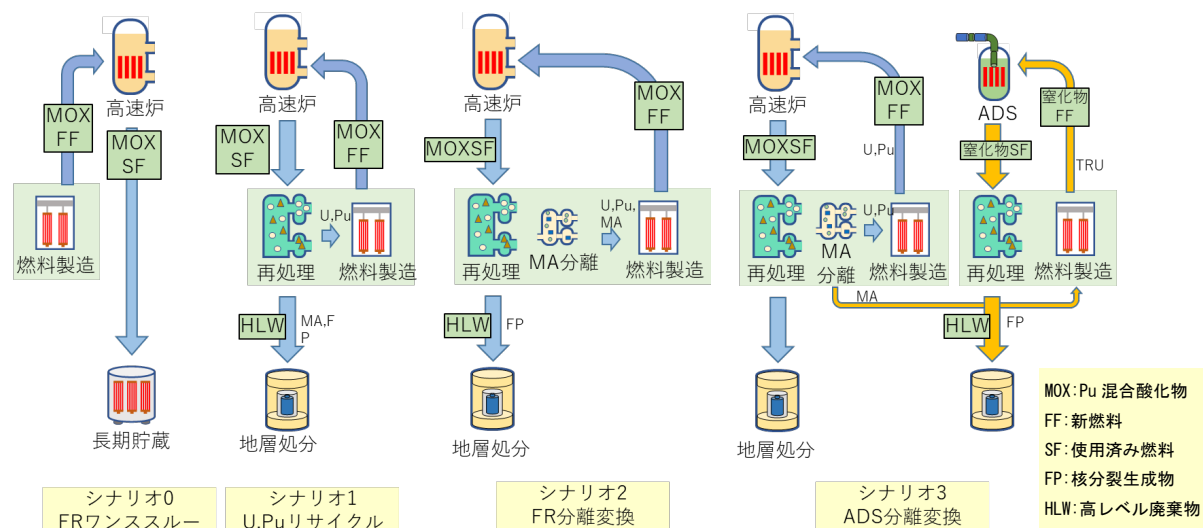


図1 調査を進めるシナリオ(0～3)の概要

3. 技術-特性マトリクス評価の検討状況

3.1 高速炉システム

炉システム、燃料再処理、燃料製造の3項目について安全性、経済性、環境影響、資源の利用効率、核拡散抵抗性、廃棄物管理性について、既存技術との比較がなされている項目を中心に調査を行った。例えば経済性については、建設費、廃止措置費用、運転費、燃料費等を含め、発電単価が8.3円/kWhという試算であり、将来の軽水炉の発電コストと競合可能と評価される。MA分離に着目した場合、再処理工場にMA回収建屋追設によって、建設費等投資費が約30%、運転・保守費が約25%増加する見込みである。その他の項目についても経済性と同様に、定量的な比較評価が可能となるよう、具体的な値を中心に調査を進めている。一方、廃棄物管理性については、発電、再処理、燃料製造のそれぞれの工程から発生する廃棄物の物量や発熱量等の具体的な内訳が、マトリクス評価に必要となるが、これらの情報は調査対象である報告書類からは見いだせなかった。今後、有識者や調査対象報告書の執筆者等に聞き取り調査を進めていくことを検討している。

金属燃料高速炉・乾式再処理システムでは、再処理工程には乾式再処理技術を、燃料製造には射出鋳造技術を適用するため、上記システムとはプロセスが大幅に異なるが、高速炉システムとしては上記とほぼ同様のシステムが適用可能である。乾式再処理では、MAはUやPuと共に回収されるため、MA分離工程の付加は必要ない。FSでの検討結果を基に、燃料製造や再処理でのコストや乾式プロセス特有の廃棄物処理方法並びに発生量等について調査を行った。燃料製造及び再処理を合わせたコストは設計要求値(0.8円/kWh)を満足する可能性があると評価されている。廃棄物の発生量については種類毎に年間の発生量が試算されている。一方、本システムでは廃棄物の形態が上記システムと異なるため、廃棄物発生量と共にその性状を踏まえた調査及び評価が必要である。今後、最新の研究結果を中心に調査し、情報のアップデートを進めていく。

3.2 ADS

高速炉システムと同様に安全性や経済性等について調査結果を整理したが、高速炉システムと比較して具体的な情報量が少なく、調査は継続中である。多量のMAを装荷した未臨界炉心を加速器で駆動するため、電源喪失時等に対応可能な安全性に優れたシステムと言える。経済性については建設、運転費、廃止措置費用を含めて21円/kWhと試算されている。加速器の設置や運転維持などが発電炉に追加されるため経済性は劣るが、本試算は比較的古い情報であり、より新しい設計情報を対象とした調査を進める必要がある。初装

荷の燃料は Pu を混合するが、以降に追加する燃料は全て MA のみであり、発電炉の U, Pu 資源を消費しない。ADS による核変換サイクルを発電サイクルから切り離すことが出来るため、資源の利用効率や時代の要請に柔軟に対応した運用が可能なシステムであると言える。再処理に関しては、発電サイクルからの MA 抽出には高速炉の情報を、核変換サイクルには上述の金属燃料高速炉システムの乾式再処理によるアクチニド一括回収に関する情報を、それぞれ利用可能である。今後、核変換サイクル用の MA 窒化物燃料製造工程など、ADS システム特有の技術や廃棄物について調査を進めていく。

4. まとめと今後の展望

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施している先進的核燃料サイクルの技術・特性マトリクスを用いた評価の内、高速炉に関する技術のシナリオの選定を行い、調査に着手した。今後調査を進め、来年度末にはマトリックス評価表を完成させる予定である。

参考文献

- 1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究-フェーズII最終報告書, JAEA-Evaluation 2006-002(2006).
- 2) 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)-フェーズI報告書-, JAEA Evaluation, 2011-003 (2011).
- 3)向井田恭子 他, 高速炉サイクルの経済性評価-炉の建設コストと燃料サイクルコスト-, 日本原子力学会誌, 61, 1, 40 (2019).
- 4)大井川宏之 他, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, JAERI-Review 2005-043 (2005).
- 5)OECD/NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR)in Advanced Nuclear Fuel Cycles, (2002).
- 6)日本原子力研究開発機構, 経済産業省受託事業 平成 27 年度 高速炉等技術開発 成果報告書, 平成 28 年 3 月 (2016) .

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

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

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[2J_PL] 13th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[2J_PL01] Environmental Recovery and Creation for Fukushima

*Toshimasa Ohara¹ (1. NIES)

第 13 回フェローの集い

13th Fellows Gathering

福島環境回復と環境創造について

Environmental Recovery and Creation for Fukushima

*大原 利真

国立環境研究所

1. はじめに

東日本大震災は、私が所属している国立環境研究所（NIES）の研究にも大きな影響をもたらした。NIES では震災直後から、地震、津波、そして東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）による環境影響とその回復、被災地の環境まちづくりに関する調査研究に取り組んだ。2016 年には福島県三春町の福島県環境創造センター内に福島支部を開設し、そこを現地拠点として、新たな環境研究である「災害環境研究」を進めてきた。同センターでは、福島県、日本原子力研究開発機構(JAEA)と一緒に、福島の環境回復・環境創造への貢献を目的とした仕事に取り組んできた。本稿では、センターでの取組の概要を紹介した後、福島で環境研究に従事している視点から、震災から 10 年が経過した福島の現状を振り返り、私が重要と考えている復興の課題を示す。その上で、科学者・専門家の役割、原子力分野と環境分野の連携の必要性・可能性について問い直し、最後に原子力分野への期待を若干述べたい。

2. 福島県環境創造センターでの取組

福島県環境創造センターは、放射性物質により汚染された環境を早急に回復し、将来にわたり安心して暮らせる環境を創造することを目的として福島県が設置した施設である。三春施設の研究棟には NIES と JAEA が入居し、福島県と三位一体となって環境回復・創造研究を進めることになった。開所前には、性格やミッションが異なる 3 機関が一緒に仕事できるのかといった不安や、どのように協力すれば被災地に貢献できるのかといった課題があった。また、原子力を専門とする研究機関が環境創造センターで活動することに対する懸念・批判も一部のマスメディアにあった。

このような中で 2013 年中頃から 3 機関で頻繁に議論し、約 2 年間かけて「中長期取組方針」を作成した上、2016 年の開所を迎えた。それから 5 年間が経過したが、JAEA は原子力研究機関、NIES は環境研究機関、福島県は行政機関として各々の特徴を活かして 3 機関が協力し、他の関係機関とも連携して調査研究を進めている。また、センター交流棟でのイベントなどにも一緒に取組み、相互の信頼関係を醸成してきた。このような蓄積のもとに、2017 年春に帰還困難区域で発生した大規模山林火災や 2019 年 10 月の台風 19 号水害時に 3 機関が協力して、放射性物質の環境影響の把握や災害廃棄物に対応するなど成果をあげつつある。様々な課題はありつつも、全体的にみれば 3 機関の連携による取組が進んでいると感じている。

3. 福島の現状をどうとらえるか、どうしていく必要があるか

東日本大震災、1F 事故から 10 年が経過して、福島県内では除染が進み、中間貯蔵施設への除去土壌等の搬入の目途が立ち、空間放射線量率が低減し、避難指示が解除された地域が拡大してきた。また、福島イノベーション・コースト構想、廃炉事業をはじめとする復興の大型プロジェクトが進みつつある。しかし、原子力災害の影響を強く受けた浜通りをはじめとする被災地域における復興はこれからが正念場と言える。

*Toshimasa Ohara

National Institute for Environmental Studies

復興を進めるためには、地域の様々な関係者（ステークホルダー）が「自分達の地域をどうするのか」について時間をかけて話し合い、地域が目指す将来像を共有し、それに向かって一緒に行動していくことが重要である。魅力ある地域づくりのためには、健康で文化的な生活が成り立ち、地域コミュニティが形成されることに加えて、持続可能で災害に強い地域づくり、地域資源を利活用したエネルギーの地産地消など、地域に新たな魅力・付加価値を創り出す未来志向のムーブメント、すなわち環境創造が必要となろう。1F 周辺地域や森林地域においては放射性物質による影響が地域づくりの制約条件となることに留意する必要があることは言うまでもない。そのため、放射能汚染からの環境回復と環境創造の取組を一体的に進めていくことが求められる。さらに、各地域の取組をネットワーク化して地域知・経験知を共有するとともに、科学者・専門家の専門知と融合することにより強固な知恵・知識にしていくこと、そのような取組を学術・研究機関が後押ししていくこと（主導するのではなく）も重要である。このように考えると「被災地の復興はこれからが正念場」と言えよう。

福島県の被災地における復興を進めるためのキーワードは「環境復興」と「持続可能な地域づくり」、そして「地域協働」であると私は考えている。環境に配慮して復興を進め、その中で気候危機や自然共生・資源循環のような環境課題を地域から解決する先進的な事例を作り上げる。これらの取組を地域のステークホルダーの協働により進めることによって持続可能な地域を創り、その取組と成果を福島から世界に発信する。このような取組を進める上で、科学者・専門家の役割、原子力分野と環境分野の連携について考えてみたい。

4. 科学者・専門家は何をすべきか

福島の復興を進めるために、科学者・専門家は何をすべきなのか、何ができるのだろうか、という問いに、「社会に対する科学的知見の提供」と一言で片づけてしまっても良いのだろうか？といったことを考えることが最近多い。以下、1つの論点を挙げてみたい。

最近、松岡ら(2020)は、「ポスト・トランス・サイエンスの時代における専門家と市民」について論じている。「トランス・サイエンス」とは、「不確実性や複雑性や曖昧性などを特質とするリスク課題への解決策は、科学に問うことはできるが、科学では社会的解を決めることはできず、新たな社会的アプローチが必要」であり、「市民参加や熟議が進めば進むほど社会的能力が向上する」という考え方である。しかし、市民参加や熟議が進んでもリスク課題が解決しないという現実を踏まえて、ポスト・トランス・サイエンス時代には、「専門家にも市民にも多様性があり、専門家であり市民でもあるといった存在、逆に市民であり専門家でもあるといった存在がリスク課題の解決には必要であり、重要である」と主張している。福島には廃炉、汚染水の環境放出、除去土壌等の県外最終処分、帰還困難区域の避難指示解除といった極めて解決が難しいリスク課題が山積している。科学的知見だけでこれらの課題を解決することは難しく、地域の多様なステークホルダーの意志・考え・行動を重視し、科学者・専門家はそのプロセスに参画して対話しながら支援していくといったアプローチが求められている。科学者・専門家が市民に一方的に科学的知見を与えて啓蒙しようとしても課題は解決しない。科学者・専門家は、復興課題を解決していく際の黒衣に徹するべきであろう。

5. 原子力分野と環境分野の連携は必要か？可能か？

原子力分野と環境分野の連携は必要だろうか、できるのだろうか？

第一に、福島県浜通りの放射能汚染地域においては、自然環境と社会環境の原子力災害からの回復と復興、さらには脱炭素を中心とした新しい地域社会システムの創生が必要であり、そのためには両分野の連携が必須である。具体的には、地域資源、里地里山の生態系サービス、地域社会システムの統合的研究を行い、環境放射能汚染の環境影響評価や修復技術開発、放射性物質に関する安全性を確保したバイオマスのエネルギー変換利用技術や廃棄物処理システムの開発と実装、バイオマス等の地域資源の利活用に基づく環境創生が必要となる。既に、この種の両分野の連携の素地は、環境創造センターでの活動以外に筆者が知る限りでも、環境放射能除染学会の「県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会」(2020)による除去土壌等の県外最終処分に向けた技術シナリオの提案、廃炉のための人材育成に関する文科省英知事業におけるコンクリートの汚染機構解明に関するプロジェクト(丸山ら、2019)などの実績があり、オンサイト・オフ

サイトにおいて既にできつつあると認識している。

また、両分野が取り組むべき課題として、1F、それを取り囲む中間貯蔵施設を含む地域における持続可能なビジョン・シナリオづくりがあげられる。そのアクターはあくまでも地域のステークホルダーであるべきであるが、同地域のビジョン・シナリオづくりにおいて、主として原子力分野で対応している 1F 廃炉事業と環境分野で対応している中間貯蔵施設関係の事業を抜きにしては考えられず、両分野が連携して支援していく必要がある。とりわけ、廃炉事業と環境回復事業のみならず、持続可能な地域づくりが世代を超えた長期の取組になることから、次世代層との対話・協働や教育支援を両分野が連携して実施していくことも重要な課題ではないか。この点については、早稲田大学ふくしま広野未来創造リサーチセンターの「ふくしま学（楽）会」（<http://www.waseda.jp/prj-matsuoka311/hironoRC.html>）の取組が参考になろう。

両分野の連携は、1F 事故を教訓として今後の原子力防災に活かす、という点からも必要である。1F から放出された放射性セシウムの大気環境中の挙動を解明する上で、国や自治体の環境部局が設置している大気常時監視局の SPM（浮遊粒子状物質）測定機器のテープろ紙に捕捉された大気試料が非常に役立っている（例えば、Tsuruta et al., 2014）。また、現在実施されている環境省環境研究総合推進費の 1-1802 課題「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」（代表者：名古屋大学の山澤弘実教授）では原子力分野、環境分野、気象分野の研究者が連携して、大気拡散モデルを原子力防災に活用することを目的とした研究プロジェクトに取り組んでいる。このように、福島を今後の原子力防災に活かす上でも、両分野の連携が必要である。

1F 事故後の初期対応において、放射線・放射能などの原子力分野、廃棄物処理や上下水道の環境工学、生物・生態系や環境動態などの環境科学、農林水産分野など、実に多様な専門性が求められた。しかし、分野横断的・学際的な対応は極めて不十分であったと言わざるを得ない。そして今、復興に係る地域的なリスク課題の解決に、多くの専門分野の協働が必要になっている。世界に目を転じて、気候危機や感染症といったグローバルなリスク課題に特定分野だけで対応できないのは自明である。多くのグローバルな課題・リージョナルな課題に対して、原子力分野と環境分野だけではなく、多くの分野の垣根を超えた連携が求められている。

6. おわりに

最後に、原子力分野に対する感想と期待を若干、述べたい。正直なところ、私にとって原子力分野の敷居は未だ高い。その最大の要因は「原子力は何となく怖い」といった若い頃からのイメージに基づくものである、と言えそうである。広島・長崎への原爆投下、ビキニ事件、JCO 臨界事故、チェルノブイリ事故やスリーマイル事故などの影響があるものと思われる。そのようなイメージはいくら科学的知見を得ても解消されるものではない。しかし、福島において原子力分野の方々と一緒に仕事していく中で、そのような印象が次第に薄れつつある。

翻って考えると、環境分野の科学者・専門家は「環境神話に浸っている環境村の人々」と見られているかもしれない。そう考えると、科学者・専門家の社会的価値は、科学的知見を生み出すだけではなく、市民やステークホルダーとの対話によって謙虚に学びあい、協働によって信頼関係と具体的な実績をつくり、それを研究活動と連動させることであると言えるのではないか。このことは全ての分野に共通することであろうが、特に、社会的課題が先鋭化している福島においては、事故に密接に係っている原子力分野、事故後の環境回復・創生に係っている環境分野は、最も真剣にその課題に取り組むべき責務があると言えよう。福島の地域課題を解決していくために両分野が更に連携するとともに、多様なステークホルダーと協働していくことが必要である。福島事故を契機に、そのような連携・協働が進むことを強く願う。

参考文献

- 松岡俊二（2020）ポスト・トランス・サイエンスの時代における専門家と市民 ―境界知作業、記録と集合的記憶、歴史の教訓―. 環境情報科学, 49-3, 7-16.
- 丸山一平、山田一夫、井田雅也、渋谷和俊、芳賀和子、五十嵐 豪、駒 義和（2019）放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究（1）研究の全体概要. 2019 年 日本原子力学会 秋の大会予稿集 2B05.
- Tsuruta, H., Oura, Y., Ebihara, M., Ohara, T., and Nakajima, T. (2014) First retrieval of hourly atmospheric radionuclides just after the Fukushima accident by analyzing filter-tapes of operational air pollution monitoring stations. Sci. Rep. 4, 6717.
- 環境放射能除染学会・県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会（2020）県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会活動報告書. http://khjosen.org/home/images/SRRCE_20201130-Report.pdf

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

[2K_PL] New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[2K_PL01] Progress of validation of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) at Rokkasho Fusion Institute

*Keitaro Kondo¹ (1. QST)

[2K_PL02] Attosecond Laser Facility (ALFA)

*Kaoru Yamanouchi¹ (1. UTokyo)

[2K_PL03] Activities centered around Quantum Innovation for Safe and Smart Society (QiSS) with enterprises, research institute and academia

*Takashi Nakano¹ (1. Osaka Univ.)

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性

New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

六ヶ所核融合研究所における IFMIF 原型加速器の実証試験の進展

Progress of validation of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) at Rokkasho Fusion Institute

*近藤 恵太郎¹, LIPAc ユニット²¹量子科学技術研究開発機構, ²IFMIF/EVEDA 事業チーム

加速器型強力中性子源である国際核融合材料照射施設 (IFMIF) の工学実証・工学設計活動 (EVEDA) は、日本と欧州による核融合エネルギー分野における国際共同プロジェクトの一つであり、幅広いアプローチ活動の 3 本柱の一つとして 2007 年より開始された。数度の活動期間の延長を経て、現在、IFMIF 原型加速器 (LIPAc、Linear IFMIF Prototype Accelerator) の試験が量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所で進行中である。IFMIF 原型加速器はイオン源-RFQ-MEBT-超伝導 RF (SRF)-ビーム診断系-HEBT-ビームダンプから構成され、9 MeV、125 mA、CW の重陽子加速を目標とする大電流線形加速器である。2015 年に最初の機器である入射器が六ヶ所研に搬入され、据付後に重陽子ビーム試験を実施し、所定の性能を確認した。2016 年からは後段の RFQ の据付を開始し、2018 年 6 月に RFQ による陽子ビームの 2.5 MeV までの加速に初めて成功した。さらに、2019 年 3 月から重陽子ビーム加速試験を開始し、同年 7 月に、プロジェクトの当初目標であり、RFQ によるものとしては世界最高電流となる 125 mA の重陽子パルスビーム (パルス長 1 ms) の 5 MeV までの加速に初めて成功した。その後、RFQ によるビーム加速試験においてさらにパルス長を伸長し、CW までの高 duty での試験を行うため、1 MW、CW までのビームを受け入れ可能な大電力ビームダンプを据え付け、RFQ とビームダンプを繋ぐ新規のビーム輸送系を整備した。現在、このビーム輸送系を用いたビーム加速試験の開始に向け、準備を進めている。また、原型加速器の最終段で重陽子ビームを 9 MeV まで加速するための SRF 加速器の組み立て作業も開始されるなど、近年、原型加速器の実証試験は大きく進展してきた。本講演では、IFMIF 原型加速器の実証試験のこれまでの成果の概要と、現在進行中のビーム加速試験の状況について報告すると共に、今後の展望についても述べる。

*Keitaro Kondo¹ and LIPAc unit²¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST), ²IFMIF/EVEDA Project Team

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性
New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

アト秒レーザー科学研究施設計画

Attosecond Laser Facility (ALFA)

*山内 薫

東京大学大学院理学系研究科

高強度超短パルスレーザー技術の進展は、1 フェムト秒を切るアト秒領域のパルス幅を持つ光パルスの発生を可能としました。この非常に短い時間幅を持つ光パルスを用いることによって、光に応答する電子の運動を追跡することが可能となると考えられており、アト秒レーザーパルスが拓く新しい研究フロンティアに期待が寄せられています。そこで我々は、最先端のアト秒パルス光源と計測システムを擁する共同利用施設である「アト秒レーザー科学研究施設（ALFA: Attosecond Laser Facility）」を建設することを目指して、準備を進めてきました。

この ALFA 計画は、2014 年、2017 年、2020 年の 3 回にわたり、日本学術会議の「学術の大型研究計画に関するマスタープラン」に「重点大型研究計画」として選定されるとともに、文部科学省の「学術研究の大型プロジェクトの推進に関する基本構想ロードマップ」にも、2014 年、2017 年、2020 年の 3 回にわたり、「緊急性及び戦略性が高いと認められる計画」として高い評価で選定されました。

ALFA では、高次高調波発生による、汎用、高繰返し、高輝度ビームラインと、線形加速器を用いる次世代ビームラインの、4 系統のアト秒光源ビームラインを整備します。これらのアト秒光源を用いれば、物質中や界面での電子の動きを追跡し、電子の応答によって誘起される様々な素過程を理解することができるようになり、基礎科学研究だけでなく、物質材料開発、超高速エレクトロニクス、レーザー加工、創薬・医療などの幅広い分野のイノベーション創出が期待されます。アト秒科学技術の発展を担う国際的な中核施設である ALFA では、広い学術分野にわたる多くの利用研究者のために、世界最高水準のアト秒レーザー光を国内外の研究者に安定に提供することを目指します。

*Kaoru Yamanouchi

School of Science, The University of Tokyo

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性
New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

産学共創コンソーシアム QiSS を中心とした取り組み

Activities centered around Quantum Innovation for Safe and Smart Society (QiSS)
with enterprises, research institute and academia.

*中野 貴志
大阪大学

1. はじめに

少子高齢化の急速な進展のもと、豊かな健康長寿社会、そして安全な超スマート社会を実現することは、我が国が取り組むべき喫緊の課題である。量子アプリ共創コンソーシアム (QiSS) は、大阪大学が幹事機関となり、JST 産学共創プラットフォーム共同研究推進プログラム (OPERA) により 2017 年 10 月に設立された。本拠点では、日本の主だった加速器施設を持つ大学・機関と企業が連携して緊要の課題解決に取り組み、さらに本拠点により生み出される新たな価値を、国際標準化と企業との連携による国際展開で我が国の基幹産業に育て、ランニング・ロイヤリティ契約を中心とした知財運用により、知・資金・人材の好循環が継続するエコ・システムを構築することを目的とする。柱となる取り組みが二つあり、第一に、人類の健康寿命の延伸に貢献するために、特殊な放射性核種を生成し、初診時進行がんに対する新たな治療法としてアルファ線核医学治療を開発すること。第二に、超スマート社会の安全を支えるために、高強度の中性子やミューオンを用いて、IoT の発展に伴い重要課題となった宇宙線起源ソフトウェアの評価と対策に取り組むことである。

2. アルファ線核医学治療の開発

本拠点では、アスタチン-211 やアクチニウム-225 等のアルファ線放出核種を標識したがん集積性の高いターゲット分子を開発し、難治性がんに対するこれまでにない効果的で患者負担の少ない治療法の確立を目指している。従来の治療法と比べ、特に初診時進行がんに対して高い効果が期待されるところが特徴である。アルファ線放出核種を用いた新規薬剤の市場規模は一薬剤あたり数百億円とも言われているが、本事業の真の価値は経済的な効果ではなく、国民に対し低コストで高齢者にとっても優しい治療法が提供できるところにある。

アルファ線核医学治療薬剤の開発においては、1) 主に動物実験による候補薬剤の有効性と安全性の評価、2) 候補薬剤の絞り込み、3) 医師主導治験、4) 企業による第Ⅲ相治験というステップを踏む。QiSS では、1) から 2) のステップを実施するにあたり、理化学研究所や量子科学技術研究開発機構等と連携して、製造には加速器が必要なアスタチン-211 を安定に供給し、基礎研究を遅延なく推進する体制を整えてきたが、アルファ線核医学治療の社会実装のためには、桁違いのアスタチン-211 の製造能力と供給網を医薬品開発と並行して整備していく必要がある。アカデミアに依るアスタチン-211 の供給は 2021 年度に実施が予定されているステップ 3) の医師主導治験が限度である。アルファ線核医学治療の社会実装をいち早く実現するためには、アカデミア主体で進めてきた異分野融合による開発を企業レベルで実現する必要があり、その準備として新たな法人を立ちあげた。本講演では、これまでの開発状況や今後の予定、社会実装に向けての戦略について紹介する。

3. 宇宙線起源ソフトウェアの評価と対策

宇宙線起源ソフトウェアは、半導体の高集積化・微細化が進み、ありとあらゆるところに集積回路が存在する現代において、極めて重要な課題となっている。二次宇宙線に含まれる中性子とミューオンなどの放射

線による誤作動は稀にしか起こらないとはいえ、半導体は社会インフラを支える電子機器の基盤となっているため、一度起こると致命的な障害を起こす。例えば、開発が盛んに行われている自動運転では、完全に集積デバイスに人命を預けることになり、誤作動のリスクは計り知れない。本拠点では、世界に先駆けて中性子とミューオンによるソフトエラーレート評価技術や対策を確立し、超スマート社会の安全を支えると共に、新たな基幹産業の創出を目指している。新たな評価技術の中核をなすマルチスケール・マルチフィジクス・シミュレーションの開発には、宇宙物理・原子核物理・物性物理・医学イメージング・電子工学・計算科学という異なるスケール・異なる分野の専門性が必要であり、研究大学を中心とするアカデミアと企業がタッグを組んで取り組むべき課題である。本講演では、QiSS が取り組むソフトエラー評価の国際標準化に向けての進捗状況と、ソフトエラーによるリスクの軽減をビジネスに繋げるための戦略について紹介する。

*Takashi Nakano

¹RCNP, Osaka Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2L_PL] Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

Chair: Manabu Satou (Hachinohe Inst. of Tech.)

Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[2L_PL01] Hydrogen and Helium ion irradiation and mechanical properties

*Akira Hasegawa¹ (1. Tohoku Univ.)

[2L_PL02] Microtissue development by ion irradiation

*Hideo Watanabe¹ (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Development of evaluation technique for ion-irradiated specimen

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL04] In-situ observation of microstructure changes under simultaneous
electron beam / ion irradiation

*Naoyuki Hashimoto¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2L_PL05] General discussion

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—
Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

(1) 水素およびヘリウムイオン照射と機械的性質

(1) Hydrogen and Helium ion irradiation and mechanical properties

*長谷川 晃¹¹ 東北大学工学研究科

加速器を用いた荷電粒子照射による材料の照射損傷研究は 1960~70 年代から様々な加速器を使って行われてきた。最近でも原子炉での中性子照射の機会が限られていること、費用や所用時間などから、比較的安価に短時間に所定のはじき出し損傷量(dpa)が得られるイオン照射が、原子炉や核融合炉の材料の研究に使われ続けている。我々の研究室では主に工学研究科の静電型加速器であるダイナミトロン加速器による 1~3MeV のエネルギーの水素 (H) イオン照射と、サイクロトロン RI センターの AVF サイクロトロンによる 50MeV のヘリウム(He)イオン照射を使って、金属材料における機械特性の変化について研究を行ってきた。機械特性の評価にあたっては、対象となる試験片の寸法や体積、内部の損傷分布や組織の均一性が求められる。本発表においては、これらの加速器照射の研究の特徴と、その主な成果などについて紹介する。

ダイナミトロン加速器による 1~3MeV の H⁺イオン照射で得られる材料の損傷の特徴を図 1 に示す。このエネルギー領域の H イオンや He イオンの金属材料中の飛程は数 μm ~40 μm 程度であり、イオンの飛程近傍に dpa のピークを持つと共に、入射表面まで比較的なだらかな台地状 (プラトー) の dpa 分布を持つ。金属イオンなど重イオン照射では飛程に相当する dpa のピークまでの深さは 1~数 μm 以下で、なおかつその入射表面まで dpa は急激に減少する。そのため重イオン照射ではある特定の深さを狙った、一般的には損傷ピークにあたる深さにおける透過型電子顕微鏡による微細組織観察が行われている。一方、H イオン照射では dpa 分布のプラトー部を使って微小硬さの測定や、表面腐食の挙動が調べられて来た。最近ではこのプラトー部に対して、 μm レベルの大きさの微小領域の機械特性(強度)を評価できるマイクロピラー試験や超微小引張試験などによる機械特性の研究が世界的に進められている。我々も H イオン照射材に対して、これらの手法を適用し、照射による機械特性変化の研究を始めている。

これらの手法によって実際の機器に使われる大型部材の機械特性とある程度関連したデータを得るためには試験領域寸法として降伏応力などでも数 μm 程度は必要といわれており、さらに伸びや破壊モードの調査には結晶粒を複数個またぐような試験片寸法や体積が必要である。鉄鋼材料などの結晶粒径は一般には十~百 μm であるので、伸びや破壊モードへの照射影響の調査には 200~1000 μm 程度の飛程を持つ荷電粒子の照射が必要となる。このような条件をえるためには H イオンや He イオンでも数十 MeV 以上のビーム加速を行わなければならない。それにはサイクロトロンなどの大型加速器が必要となり、さらにこのエネルギー領域の照射では、ビーム照射を受けた試料は(p,n)や(α ,n)等の核反応が起こることで放射化してしまうので、加速器とともに照射後試験に非密封 RI の取り扱い施設が必須となる。我々は鉄中で約 380 μm の飛程を持つ 50MeV の He イオンと、さらに入射深さ方向に He を均一に分布させるエネルギーディグレーダーを使って、最大 1000appm までの He 注入による低放射化フェライト鋼の延性脆性遷移温度への He の影響や、タングステン材料における He の再結晶遅延効果に関する研究を行ってきた。それらの成果についても紹介する。

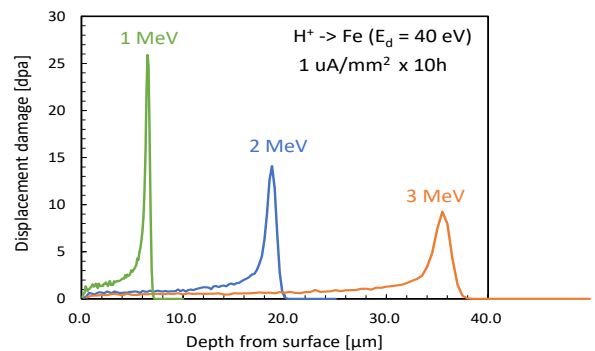


図1 水素イオン照射による dpa 分布

*Akira Hasegawa¹¹Tohoku University

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—
Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

(2) イオン照射によるマイクロ組織発達

(2) Microstructure development by ion irradiation

* 渡邊 英雄¹¹ 九州大学 応用力学研究所

1. はじめに

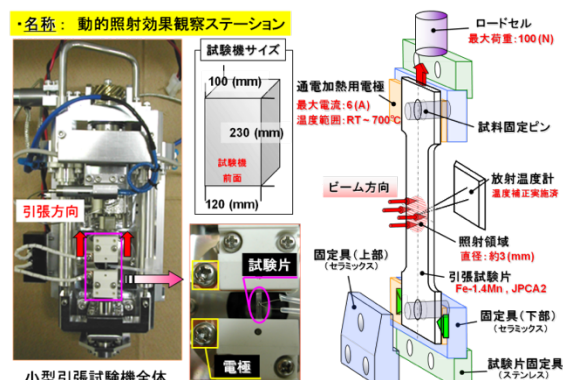
九州大学応用力学研究所・タンデム照射施設（ターミナル：1 MV）は設置（平成元年）以降、特に材料のプラズマ相互作用並びに重イオンを用いた重照射施設として構造材料の開発に貢献してきた。一方、国内外の材料試験炉の多くは廃炉となり、中性子による重照射研究は困難な状況にある。以上のような状況の下で、応用力学研究所では実機環境を模擬した複合環境下でのイオン照射施設の改良を進めている。これまで応力負荷環境やプラズマ壁相互作用(PWI)を想定した2重照射場に新たに～40kVのイオン源を設置し、各種材料に重イオン・水素イオンを照射し、水環境を模擬した照射方法の検討を開始した。

2. 複合照射効果

2-1. 応力負荷下での照射効果

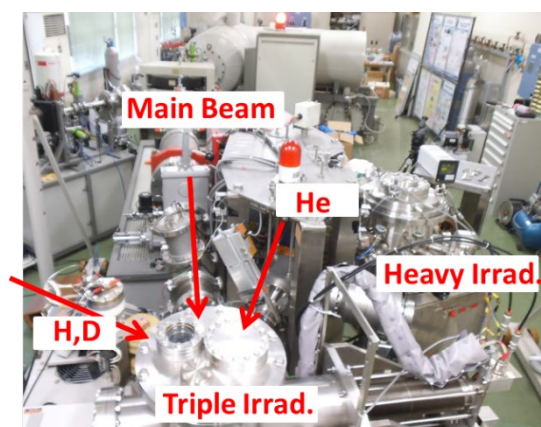
核融合炉などの構造材料は、中性子による高温・重照射に加え、自重等による応力負荷環境にある。また、冷却パイプは外側では引張応力の環境下にある。照射環境下での負荷応力の影響を模擬する目的で、右図に示す様に小型引っ張り試験装置を照射チャンバー内に設置し、照射温度を放射温度計にて制御することにより、応力負荷環境下での組織変化について検討が行われた。

試験片形状；小型引っ張り試験片（SSJ）



2-2. 重イオン・軽イオン（トリプルビーム）同時照射効果

応用力学研究所では、PWI環境を模擬する目的で、重イオンビームと低エネルギーの水素・ヘリウムとの照射を実施してきた。平成30年度までの箱崎地区キャンパス移転に伴い、旧超高压電子顕微鏡（HVEM）に付属の40kVイオン源を新たに設置し、トリプルビーム施設としての運用を開始した。今回のイオン源導入により重イオン照射ピーク近傍領域での点欠陥とガスとの相互作用に関する研究が可能となり、イオンの入射エネルギーを変えることにより冷却水環境下での照射効果が模擬可能と考えている。重照射環境下では、元素の照射誘起偏析並びに析出挙動が顕著で、それら元素との相互作用も考えられイオン照射施設の有効利用が期待されている。

*Hideo Watanabe¹¹Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—
Current Status of Facilities Related to Fusion Reactor Research at Universities

(3) イオン照射材に対する様々な評価技術の開発

(3) Development of Evaluation Technique for Ion-irradiated Specimen

*檜木 達也¹¹ 京都大学

1. イオン照射材の特徴

イオン照射は中性子照射に比べ高い損傷速度が可能であり、京都大学の Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology (DuET) 施設では、液体ヘリウム温度から 1800℃の広い温度域での照射が可能である。重イオンとヘリウムの同時照射も可能であり、将来の核融合材料開発には非常に有用性の高い施設である。重イオン照射の場合、一つの試料から同じ温度履歴を持った、はじき出しのみの領域、はじき出しとヘリウムの同時照射の領域、非照射領域を得ることができる。一方で、中性子照射と異なり照射領域は μm オーダーで不均一な損傷プロファイルを持ち、イオン照射を有効活用するためには高度な評価技術の開発が重要である。

2. 評価技術の開発

深さ方向に対する損傷プロファイルは計算できるため、損傷量と微細組織の関係の評価は可能である。強度に関しては、ナノインデンテーション試験により、相対的な硬さ値などの評価も可能である。集束イオンビーム加工装置 (FIB) の登場により、ピンポイントで選択的に薄膜を作製することが可能となったため、イオン照射材のナノインデンテーション直下の微細組織観察からフェライト鋼の変形挙動に及ぼす照射効果等が明らかになった。

照射効果で寸法変化は重要な要素であるが、SiC 複合材料においては、繊維や母材の各構成要素の、寸法変化の違いが作製時の界面の残留応力に影響を及ぼしマクロな強度特性を決める重要な要素になる。SiC の場合、150~1000℃程度の範囲で寸法変化は点欠陥に支配されると考えられ、1dpa 程度で飽和する。メッシュを被せた試料に照射を行い、照射領域と非照射領域の高低差を原子間力顕微鏡で評価することにより、寸法変化を評価することが可能である。図1はイオン照射材の寸法変化評価法と照射を行った SiC 複合材料を示している。数 dpa の中性子照射では安定した特性を示した SiC 複合材料においても比較的低温で 100dpa のイオン照射では、母材の膨張と繊維の収縮が観察された。

ナノインデンテーション試験以外の強度評価として bend stress relaxation (BSR)法を用いた SiC の照射クリープ試験が開発された。BSR 法では 100 μm を切るような薄い試料を準備し、湾曲した治具に固定して引張応力のかかっている領域にイオン照射を行い、照射後に治具から取り出し引張面の残存する湾曲を計測することにより、照射クリープによる応力緩和を評価した。

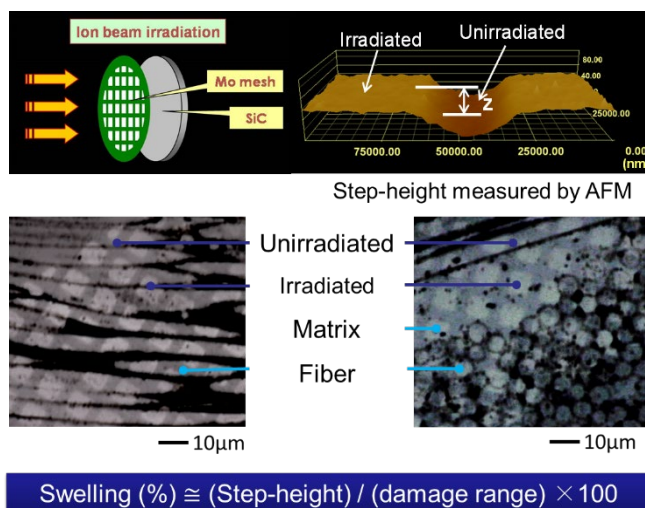


図1 : SiC 複合材料のイオン照射による寸法変化評価

*Tatsuya Hinoki¹¹Kyoto Univ.

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—
Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

(4) 電子線/イオン同時照射下における微細組織変化その場観察

(4) In-situ observation of microstructure changes under simultaneous electron beam / ion irradiation

*橋本 直幸¹, 柴山 環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院

1. 北海道大学における複合量子ビーム超高压電子顕微鏡の開発と応用

北海道大学では、超高压電子顕微鏡の特徴である高エネルギー電子による原子の弾き出しを積極的に利用し、イオン加速器を連結し照射欠陥の形成と核変換元素との相互作用についてその場観察が行われて来た。最近では、当該施設に短パルスレーザーを連結することによって、可干渉性の高いレーザーの特徴を利用した表面ナノ構造の形成のその場観察や過飽和空孔の導入によるこれまで不可能だった空孔主体とした格子欠陥集合体の離合集散に関する研究が行われている。本講演では、北海道大学における超高压電子顕微鏡を用いた材料研究の中で、核融合炉構造材料研究に関する研究に絞り、成果の一部を紹介する。

2. 核融合炉材料開発研究

2-1. オーステナイトステンレス鋼

SUS316Lの照射損傷組織に関する基礎研究として、電子/He同時照射によるその場観察実験を行った例(図1)を紹介する。Heは空孔と強い相互作用を有するため容易に空孔に捕獲されボイドを形成するが、特に、(111)面上に形成したフランクグループ内で優先的に捕獲されボイドの核となることが分かった。これは、Heがボイド形成を促進することを明確に示した例であり、マルチビーム超高压電子顕微鏡を用いて微細組織変化の素過程を精査してこそ得られる典型的な成果である。

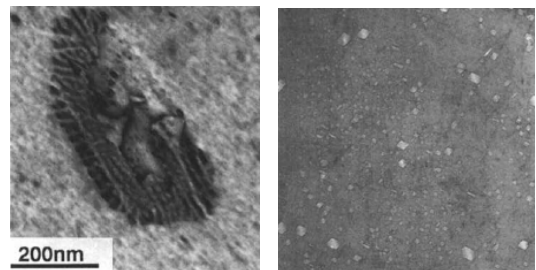


図1 電子/He同時照射によってSUS316L鋼中に形成したフランクグループ及びグループ内部に優先的に形成したボイド

2-2. 低放射化フェライト/マルテンサイト鋼

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼(F82H)中での空孔の移動エネルギーに及ぼす He 及び H の影響について調査した例を図2に示す。照射によって形成した格子間型転位ループの成長速度を空孔が移動可能な温度領域で精査し、アレニウスプロットしたグラフの傾きから見かけの移動エネルギーが算出される。この実験により、核変換ガス原子の転位ループ成長挙動に対する影響を直接的に示し、得られたパラメータを照射下における微細組織発達のマルチスケールモデリング研究に供することが可能である。

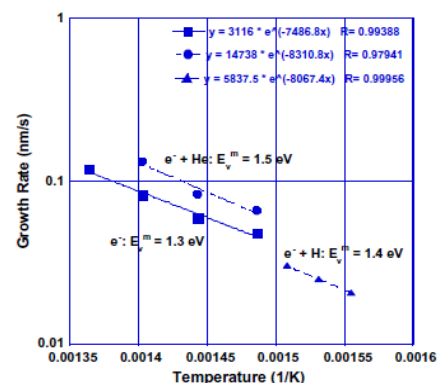


図2 電子/Heあるいは電子/H同時照射実験で算出されたF82H鋼における空孔の移動エネルギー

*Naoyuki Hashimoto¹ and Tamaki Shibayama¹¹Faculty of Engineering, Hokkaido University

(Thu. Mar 18, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL05] General discussion

As "Current status of facilities related to fusion reactor research at universities," we will focus on facilities and research groups that are conducting material research using facilities such as accelerators and explain the history of research operating facilities and recent topics. Knowing the research environment and facility status of other universities' laboratories from the student's perspective will help decide the course. We want to share the current situation of the research group and share information that will lead to the fusion engineering field's prospects.