Fri. Mar 18, 2022

Room A

Planning Lecture | Special Lecture | Special Lecture

[3A_PL] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

Chair: Yuichi Furuyama (Kobe Univ.)
1:00 PM - 2:20 PM Room A

[3A_PL01] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

*Yoshiji Yano[1] (1. Kobe Univ.)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[3B_PL] 14th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC)
1:00 PM - 2:30 PM Room B

[3B_PL01] Japan's Nuclear Policy and Updated Issues

*Mitsuru Uesaka[1] (1. AEC)

Room C

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

[3C_PL] Overseas trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

Chair: Yurugi Kanzaki (MHI)
1:00 PM - 2:30 PM Room C

[3C_PL01] Overseas R&D trends regarding nuclear innovation

*Taiju Shibata[1] (1. JAEA)

[3C_PL02] JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

*Kentaro Funaki[1] (1. JAEA)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy: Global Environmental Issues Subcommittee in Nuclear Agora Research Task Force

[3D_PL] Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

Chair: Kiyoshi Yamauchi (MRI)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[3D_PL02] Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.

*Kei Shimogori[1] (1. IEEJ)

[3D_PL03] Economics of the power sector with renewables

*Yuji Matsuo[1] (1. APU)

[3D_PL04] Japan' s Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality

*Yu Nagai[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL05] Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society

*Yasuo Komano[1] (1. MHI NSE (retirement))

[3D_PL06] General Discussion： Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[3F_PL] Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai"

Chair: Kota Juraku (TDU)
1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Overview about Treated Water Ocean Dicharge at the Fukushima Dai-ichi Site

*Tsutomu Sata[1] (1. JAEA)

[3F_PL02] View of "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology

*Shoji Tsuchida[1] (1. Kansai Univ.)

[3F_PL03] Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication

*Norito Takeda[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

[3F_PL05] Q&A session

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Science and

©Atomic Energy Society of Japan

Technology Division

[3G_PL] Latest trends of Dynamic PRA

Chair: Toshinobu Kita (CRIEPI)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Efforts for Development of Dynamic PRA methodorogy in Nuclear Safety Research Center of JAEA
*Hitoshi Tamaki[1] (1. JAEA)

[3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System
*Takeshi Matsuoka[1] (1. Utsunomiya Univ.)

[3G_PL03] Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard
*Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

Room H

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3H_PL] "Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS" Activity reports of subcommittees

Chair: Hiroshi Miyano (Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Radioactive Waste Management
*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics
*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation
*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components
*Shunichi Suzuki[1] (1. UTokyo)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[3I_PL] International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

Chair: Atsunobu Masuno (Hirosaki Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I

[3I_PL01] Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited
*Yuuki Oota[1] (1. JNFL)

[3I_PL02] Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI
*Haruka Tada[1] (1. IHI)

[3I_PL03] The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter
*Toru Sugawara[1] (1. Akita Univ.)

Room J

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

[3J_PL] DX application to the field of nuclear materials and its issues

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room J

[3J_PL01] Materials development and " Materials Informatics"
*Ken Kurosaki[1] (1. Kyoto Univ.)

[3J_PL02] Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research
*Akiyoshi Nomoto[1] (1. CRIEPI)

[3J_PL03] DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants
*Yusuke Yasuda[1] (1. Hitachi)

[3J_PL04] ARKADIA— Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design
*Masaaki Tanaka[1], Takero Mori[1] (1. JAEA)

[3J_PL05] AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images
Kanta Takahashi*[1] (1. TOSHIBA ESS)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Lecture | Special Lecture

[3A_PL] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

Chair: Yuichi Furuyama (Kobe Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:20 PM Room A

[3A_PL01] The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

*Yoshiji Yano[1] (1. Kobe Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

特別講演

特別講演
Special Lecture

神戸における海技者教育の歩み

The Transition of Maritime Education and Training: Upbringing Maritime Officers and Engineers in Kobe

*矢野 吉治
神戸大学　大学院海事科学研究科・海事博物館長

嘉永 6（1853）年 6 月、ペリー艦隊の浦賀来航を契機に幕府は欧米諸国との歴然たる格差に直面し、海運の近代化へと一大転換を図ります。慶応 3（1867）年 12 月に兵庫が開港し、翌、慶応 4（1868）年 9 月 8 日に元号が明治へと改まりました。維新以来、大型商船の需要が急激に高まる中、西洋型商船を操ることのできる日本人海技者は皆無に等しく、日本の沿岸航路は西欧諸国の商船により支配されていました。高級船員の大半を外国人が占め、日本人がその下働きをする時代であり、日本の近代化がめざましい躍進を遂げる中、自国民による近代的商船隊充実の気運が急激に高まってゆきました。明治 40（1907）年 9 月に神戸の築港が始まり、大正 3（1914）年には第一次世界大戦が勃発、このとき、連合国側の我が国は造船や海運部門で大躍進を遂げますが、急増する邦船船腹量に見合う商船士官の不足を危惧します。このような背景から神戸の地における海技者教育が幕を開けました。神戸大学の深江キャンパスは大正 6（1917）年 9 月に設立認可の私立川崎商船学校に端を発します。川崎造船所の創立者である川崎正藏は『四面環海の我国は海運の発展によって台頭する』と唱え、その遺志を継いだ嗣子の川崎芳太郎により兵庫県武庫郡本庄村深江の浜に川崎商船学校が誕生、翌、大正 7（1918）年 3 月に第 1 期生 50 人が入学しています。さらにその 2 年後の大正 9（1920）年 8 月には国家へ献納され、我が国 2 番目の官立商船学校として神戸高等商船学校へと昇格、同年 11 月に第 1 期生 59 人が入学し、修業年限 5 年半の海技者教育が本格化しました。爾来、資源に乏しい我が国の生命線を維持するために、大正 14（1925）年に東京商船学校から改称の東京高等商船学校と肩を並べ、東の「越中島」、西は「深江」の愛称で幾多の商船士官を輩出して国の発展に貢献してきました。時は流れ、戦中・戦後の混乱期を経て、昭和 27（1952）年 5 月に国立大学設置法の一部を改正する法律により神戸商船大学がこの伝統の地に誕生し、同年 7 月に第 1 期生 120 人が入学しています。当時、先進各国が国策として原子力船の開発に取り組む中、昭和 33（1958）年には原子力工学をはじめ原子力船に関する科目が開講され、高度の商船運航技術教育、特に原子力工学を中心とした原子力商船に関する最新の学理と技術を研究、教授するとともに新しい時代に対応した原子力商船の運航管理技術者並びに広く原子力産業に貢献できる技術者を育成することを目的として原子動力学科が昭和 47（1972）年 4 月に新設されて第 1 期生 40 人が入学しました。その背景には、①世界における船舶の技術革新と海運界の動向　②原子力船の開発の必要性と現状　③原子力商船の開発と運航技術者養成の必要性　④神戸商船大学における原子力教育の現状　が挙げられます。これに先立つ昭和 38（1963）年 8 月に日本原子力船開発事業団が設立され、昭和 43（1968）年 11 月には原子力船”むつ”の建造に着工、同 44 年 6 月に進水、翌 45 年 7 月に同船は事業団に引き渡され定係港である青森県むつ市の下北ふ頭へ回航、第二期工事において原子炉が搭載され、47 年 9 月には燃料の搭載を終えています。その後の神戸では、海技者教育とともに時代を先取りした新しい学科が組織され、開学から半世紀を経た平成 15（2003）年 10 月 1 日に神戸商船大学と神戸大学とが統合して神戸大学海事科学部が発足、平成 19（2007）年 4 月には大学院海事科学研究科が設置され、さらに令和 3（2021）年 4 月に学部名を海洋政策科学部へと発展的に改称して現在に至ります。深江の地における海技者教育の変遷を、学生にとってその象徴的存在ともいえる歴代の練習船やキャンパス関連の話題を交えて概説します。

*Yoshiji Yano
Kobe Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[3B_PL] 14th Fellows Gathering

Chair: Kazuaki Matsui (FPC)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B

[3B_PL01] Japan's Nuclear Policy and Updated Issues

*Mitsuru Uesaka[1] （1. AEC）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 14 回 フェローの集い
14th Fellows Gathering

日本の原子力政策と最新状況

Japan's Nuclear Policy and Updated Issues

*上坂　充
内閣府原子力委員会委員長

1. はじめに

2021 年 10 月、第 6 次エネルギー基本計画、地球温暖化対策計画等が閣議決定されました。ここでは、原子力発電について、「安全性の確保を大前提に、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源」、「(2030 年度の) 電源構成ではこれまでのエネルギーミックスで示した 20～22%程度を見込む」とされています。原子力界として、総力でその実現を目指さなければなりません。本稿では、令和 2 年度版原子力白書 (http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/index2021.htm) の内容をベースに、最新情報を加味しながら、原子力政策を述べてみたいと思います。

2. 原子力政策と最新状況

原子力白書においては、毎年度特集テーマを定め、社会のニーズと期待に応えるための原子力の在り方等を記載しています。令和 2 年度版では、「東電福島第一原発事故から 10 年を迎えて」という題で特集を組みました。原子力委員会は、いまだ約 3 万 6 千人の福島県民が避難生活を継続されていることを重く受け止めています。帰還困難区域を除く地域での面的除染は 2018 年 3 月までに完了しました。一方で、被災 12 市町村での営農再開率は 2019 年度時点で 32%、福島県における沿岸漁業及び海面養殖業の水揚げ量は 2020 年度時点で 2010 年度の 17.7%にとどまっています。また、「福島イノベーション・コースト構想」をはじめ、すでに帰還された方々、また今後ご帰還される方々のための、様々な復興・再生の活動が復興庁等を中心に展開されています。このような 10 年間の取組状況や福島の復興・再生状況を踏まえ、安全確保や信頼再構築に向けた取組を継続していくこと、今般の原子力災害に関する記憶と教訓を風化させずに次世代に確実に引き継ぐことなど、全ての原子力関係者が忘れてはならないこと、また、全ての原子力関係者が協働して取り組まなければならないことを整理し、メッセージを発信しています（図 1 参照）。

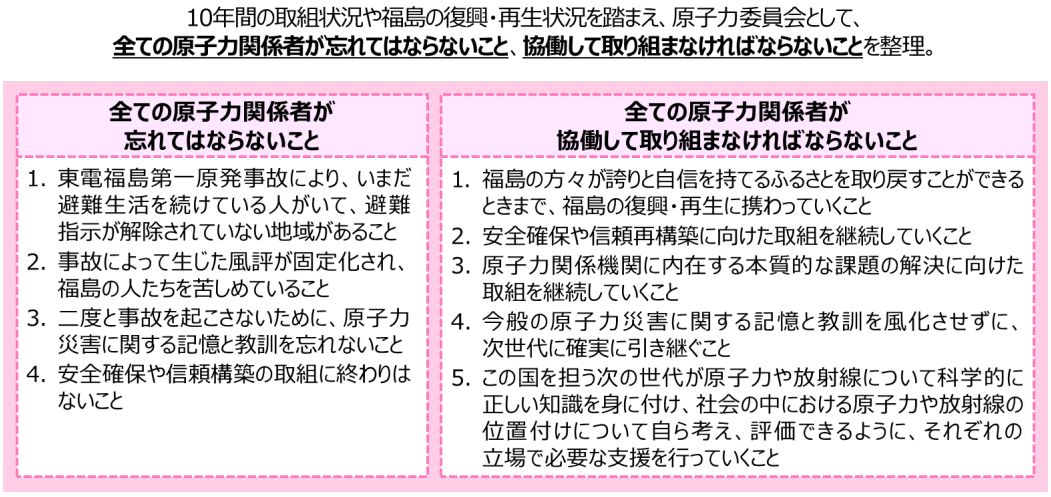


図１．原子力委員会から全ての原子力関係者へのメッセージ

---

*Mitsuru Uesaka
Japan Atomic Energy Commission, Cabinet Office

2022年春の年会

原子力委員会では、2021 年 10 月 19 日に、当時はパブコメ中であったエネルギー基本計画（案）に対する、原子力委員会の見解を発出いたしました。まず、目標実現においては、長期的な原子力発電の活用に向けた具体的な対策について、次々期のエネルギー基本計画の策定までに検討、信頼再構築と国民理解獲得を主体的に考えることの継続、長期運転を進めていく上での諸課題の更なる検討、プルトニウム保有量削減、バックエンド問題での技術開発や人材育成を強調いたしました。

エネルギーのベストミックスを考える際、電力源の特性を、kWh という電力量のみでなく、再生可能エネルギーの時間変動への対応、系統安定化（周波数、電圧等）等を含めて捉えることが不可欠であります。原子力はその中でベースロードの電力供給を満たし、再生可能エネルギーを最大限活用して、その出力変動を CCUS（Carbon dioxide, Capture, Utilization and Storage）等を付加した火力でカバーしていく必要があります。更にカーボンニュートラルを実質的に実現するという命題に対しては、発電のみでなく、時間変動補償、機器製造を含んだ全てのプロセスでの CO_2 削減をみていく必要があります。

核燃料サイクルに関する取組について、日本原燃において、六ヶ所にある再処理施設や MOX 燃料加工施設の竣工に向けて、諸事業・工事に対する規制委員会の認可取得が着実に進展しています。原子力の平和利用やプルトニウムの需給バランス確保の観点から、使用済燃料再処理機構が経産大臣に申請した計画を大臣が認可するに当たっては、原子力委員会の意見を聴くこととされております。原子力委員会は、この 1 年、事業者等が公表した 2021 年度のプルトニウム利用計画と使用済燃料再処理機構が策定した実施中期計画に対し、概ね妥当との見解を発出しております。

高レベル放射性廃棄物の最終処分につき、2020 年 11 月から北海道の寿都町（すっつちょう）及び神恵内村（かもえないむら）で文献調査が開始されています。これからがとても重要であります。

原子力委員会では、2021 年 12 月 28 日に、「低レベル放射性廃棄物等の処理・処分に関する考え方について（見解）」を発出いたしました。ここでは、放射性廃棄物の処理・処分は現世代の責任と明記し、大型機器の海外事業者への委託処理、研究開発施設からの低レベル放射性廃棄物の処分等含め、考え方を述べています。内容をフォローアップすべく、プラットフォームの活用を検討しています。

東電福島第一原発の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、30～40 年後の廃止措置完了を目指し、汚染水・処理水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出し等の廃炉作業が着実に推進されています。現在、NDF（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）等により、その進捗状況を伝えるシンポジウム等が公開で行われております。たいへんな高放射線線量下の作業と計画ですが、2 号機からの燃料デブリ試験的取り出し装置（ロボットアーム）等、順調に準備が進展しています。UNSCEAR は 2021 年 3 月、東京電力福島第一原発事故による放射線被ばくとその影響に関して、被ばく線量の推計と健康リスクの評価を行い、放射線被ばくによる住民への健康影響が観察される可能性は低いことを報告しました。これで、福島での被ばくの影響が将来的に問題ないであろうことが最も権威ある国際的な委員会で示されたことになり、重要なファクトと考えます。

国際機関との協調に関して、昨年 9 月 20 日から開催された第 65 回 IAEA 総会に出席し、IAEA グロッシー事務局長らとバイ会談を行いました。特にグロッシー事務局長とは、日 IAEA 関係の強化に向けた具体的方策、東電福島第一原発の廃炉や ALPS 処理水の取扱いに係る協力について意見交換を行い、引き続き協力を行うことで一致いたしました。IAEA 調査団は 2 月 14-18 日に来日し、ALPS 処理水の海洋放出の安全性検証を実施します。このように IAEA が協力してくれる状況は、前述の UNSCEAR の報告書を含め、今後の原子力の安全につき、権威ある国際機関の協力を得ることの重要性・有効性を示すものと、改めて認識いたします。

最近、核セキュリティに関する不正事案がありました。原子力安全文化の更なる醸成に加えて、核セキュリティ文化の醸成を更に強化しなければなりません。そのための対策と教育の強化が不可欠であります。核セキュリティ、核燃料サイクル、プルトニウム・バランスに関する国内の法規制・実施体制は、国際的な核軍縮・核不拡散・平和的利用の体制と強い関連があります。加えて昨今、立場に相違がある各国の橋渡しを念頭においた核兵器禁止条約への日本の不参加、一方、日本が提出した核兵器廃絶決議案の国連採択があります。今一度、国際的要因が核セキュリティの起点であり、日本として果たすべき国際的な約束事である旨、教育・研修の場で、強調していってほしく思います。

さらに、軽水炉の原子力安全研究に関し、溶融した燃料を受け止める技術、水素処理技術、リスク評価技術の開発等の遂行が不可欠です。福島の復興、廃炉、事故教訓に立脚した安全研究を前提として、革新炉の研究があると考えます。SMR、高速炉、高温ガス炉、核融合炉を、図 2 にまとめました。このように、その実現性のタイムスケールに応じて革新炉を連続に見せることは、特に学生・若い技術者に夢をもってもらうために、とても重要なことと考えております。SMR では、NuScale 社のプラント製造に日揮、IHI が参画し、

図 2　多様な革新炉概念の例

GE Hitachi がカナダのシステムを受注しています。高速炉に関し、JAEA、三菱重工と、アメリカ・テラパワー社との研究協力が始まります。また原子力発電所での水素製造の動きは、とても良い組み合わせと考えており、日本でも JAEA が HTTR で実施を計画しています。核融合も、日本での JT-60SA、世界では ITER の発電炉を目指した研究開発、さらに最近の世界のベンチャー企業による要素技術成熟のための活動が活性化されています。自主開発と国際協力の組み合わせで、技術開発と人材育成が進むことを期待します。この機に、参画する若い技術者の方々に、自己研鑽のグローバル化のためにも、是非アメリカの Professional Engineer、さらに日本の技術士を取得してほしく思います。欧州連合(EU)の欧州委員会は、2 月 2 日に、持続可能な経済活動を分類する EU タクソノミーに、原子力と天然ガスを条件付きで追加するとした最終案を公表しました。

放射線利用のハイライトとしては、加速器を用いた BNCT が一昨年 6 月に保険収載され、福島県南東北 BNCT 研究センターにて、保険適用治療が始まりました。また、橋梁等社会インフラの X 線検査、医学物理・医学物理士の現状、診断と治療を融合させた核医学セラノスティクスの進展があります。注目すべきは、がんの診断・治療両用のセラノスティクスの利用が、世界にて右肩上がりで伸びていくと期待されていることです。セラノスティクスにて、放射線応用と原子力を結びつけていくことも重要と考えております。日本メジフィジックス株式会社において、2023 年からの生産を目指し、電子線形加速器γ線源によって Mo/Tc を生成するプロジェクトが進められています。念願の国産が始まります。現状輸入している照射ターゲットを、核放射性廃棄物から生成するための研究も進められています（図 3 参照）。2021 年 6 月に閣議決定された成長戦略フォローアップとその工程表に、RI 製造の取組について書き込まれました。これは我が国にとって、長年の懸案であった、医療用 RI の国産化の方針が明記されたと言えます。また、2021 年 9 月 20 日に、IAEA 総会サイドイベント”Development of Alpha-emitting radiopharmaceuticals and the Supply of the Isotopes: ^{225}Ac and the possible role of the international organization”を開催し、世界のキーパーソンに講演いただき、世界の現状を議論しました。その後、IAEA 担当幹部と会談を行い、IAEA 中心とする国際協力の必要性

を確認しました。

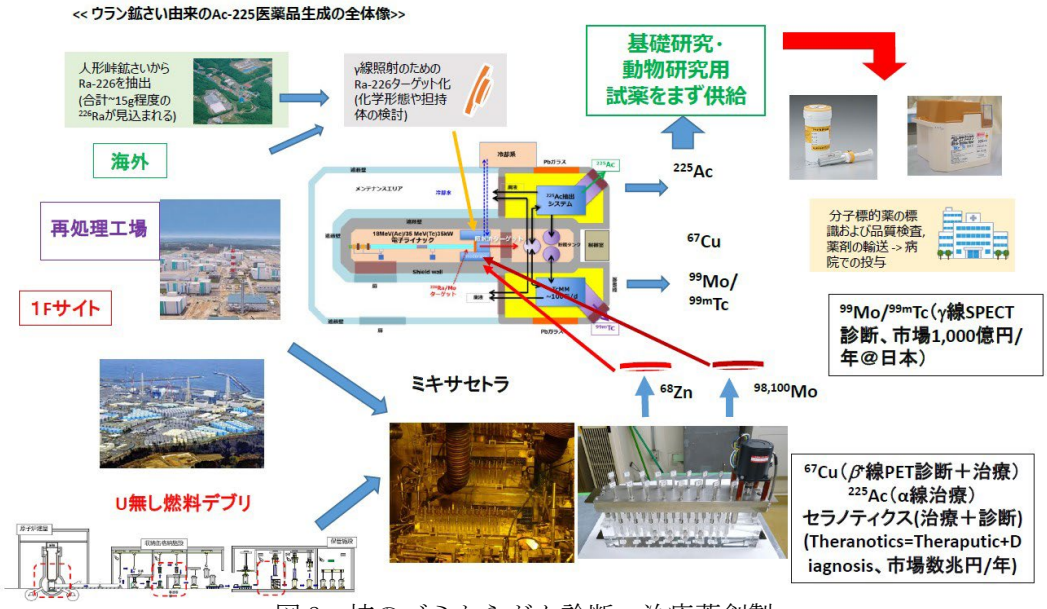


図３　核のゴミからがん診断・治療薬創製

原子力委員会では現在、「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用専門部会」を設置し、原子力バックエンドにも適用可能な放射化学人材育成を含め、医療用等ラジオアイソトープの国内製造や利用を推進するためのアクションプラン策定に向けた議論を行っています。ここでは、研究炉・加速器（サイクロトロン・電子ライナック）のベストミックスによるサプライチェーンも議論しております。この会議資料は、原子力委員会ホームページで公表しています。原子力バックエンドと核医学利用の共通基盤分野は放射化学です。放射化学を基軸に、原子力バックエンドと核医学利用の両方の人材確保・育成の推進ができないかという点も、論点の１つと考えます。

3. さらなる信頼回復を目指して

原子力委員会は、原子力界による社会の皆様方と、さらにわかりやすい双方コミュニケーションが必要と考えております。令和２年度版原子力白書の体裁は、わかりやすさを前面に出すべく、図表を活用し、レイアウトを工夫・努力しました。日本原子力学会教育委員会・教員協議会の協力を得て、ここまで、大学・大学院で６回特別講義をさせていただきました。中高校生向けには、官庁作成の放射線・原子力エネルギーのわかりやすい副教材があります。授業で活用していただけることを期待します。原子力白書につき、その概要を英訳して世界に発信中です。IAEA 総会時にはバイ会談・サイドイベント等で、また在日大使館等に、200部以上を配布しました。

若い世代へのコミュニケーション活動、あるいは可視化・ビジュアライズの視点で、日本原子力産業協会が「原子力発電ボードゲーム」を、電気通信大学の山本佳世子先生は、AR 拡張空間を用いた防災用避難動画アプリを開発・普及されています。一方、福島では、東京大学開沼博先生が「福島廃炉シミュレーション」というゲームボードを作成し、それも活用したコミュニケーションセミナーを継続されています。原子力文化財団実施の最新のアンケートの意見欄に、福島や発電所サイトにおける、中高校生向けワークショップでのコミュニケーション、原子力施設見学等が、特に理解に有効であったとの意見も多く書かれています。開沼先生は、セミナー・見学会を継続的に実施して“社会”と“個人”の間の、理解を深めた“中間集団”の育成も重要とおっっしゃっています。また日本原子力学会教育委員会では、毎年、国内の中学・高校の理科・社会の教科書の、原子力と放射線の記述の、科学的正確さを確認し、報告書をまとめ、文科省に提出しています。以上、正確な科学技術に基づく、わかりやすい説明を、継続的に実施することは、信頼回復に不可欠と思います。なお、原子力委員会では、今夏の「原子力白書」の発刊と、「原子力利用の基本的考え方」の改定に向けた検討のための、定例会議における有識者のヒアリングを実施中です。その会議資料は、原子力委員会ホームページにて公開しております。是非、ダウンロードしてご参照ください。

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

[3C_PL] Overseas trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

Chair: Yurugi Kanzaki (MHI)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room C

[3C_PL01] Overseas R&D trends regarding nuclear innovation

*Taiju Shibata[1] （1. JAEA）

[3C_PL02] JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

*Kentaro Funaki[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

3C_PL01-02 は同予稿

2022年春の年会

海外情報連絡会セッション

原子力イノベーションを巡る海外動向と JAEA の国際戦略
Oversea trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

（1） 原子力イノベーションを巡る海外の研究開発動向

(1) Overseas R&D trends regarding nuclear innovation

*柴田大受 [1]

（2） 原子力イノベーションを巡る JAEA の国際戦略

(2) JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

*舟木健太郎 [1]

[1] 国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

1. 原子力イノベーションを巡る海外の研究開発動向

2050 年頃のカーボンニュートラル達成が国際社会の目標として共有される中で、エネルギーシステムの脱炭素化に向けた原子力の役割、とりわけイノベーションを通じた革新炉（ここでは、非軽水炉型の新型炉や小型モジュール炉（Small Modular Reactor: SMR）全般を指す）の導入の重要性、それを実現するためのモデルとして、民間企業によるイノベーションを国の研究機関が支援する官民パートナーシップの重要性に対する認識が高まっている。

世界的に見れば、近年では特に SMR の開発が活発に進められている。米国では、エネルギー省（DOE）が 2020 年 5 月に民間との費用分担を前提に新型炉実証プログラム（ARDP）を開始した。そのうち、5〜7 年以内に実証可能な新型炉の支援として、TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉 Natrium と X-energy 社のペブルベッド型高温ガス炉 Xe-100 が選定された。また、NuScale 社が開発を進める PWR 型 SMR も注目されている。英国では、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が 2017 年 12 月に先進モジュール炉（AMR（注：非軽水炉型の SMR））実行可能性・開発プロジェクトを開始し、フィージビリティスタディが進められている。2020 年 7 月にはフェーズ 2 として、U-battery 社のブロック型高温ガス炉、Westinghouse 社の鉛冷却高速炉、Tokamak Energy 社の核融合炉が選定されている。また、2020 年に発表されたグリーン産業革命のための 10 ポイント計画及びエネルギー白書においては、SMR 及び AMR の導入支援が示され、その後、AMR の研究開発・実証プログラムに高温ガス炉が選定された。軽水炉型 SMR は、Rolls-Royce 社が主導する企業連合が UK SMR（PWR 型）を開発中。また、フランスでも、原子力・代替エネルギー庁（CEA）、フランス電力（EDF）、小型炉専門開発企業 TechnicAtome 社及び政府系造船企業 Naval Group が PWR 型の SMR である NUWARD を開発している。カナダにおいては、天然資源省（NRCan）が 2018 年 11 月に SMR ロードマップを、また 2020 年 12 月には SMR ロードマップに基づく行動計画を公表している。これらに沿って、カナダ原子力研究所（CNL）のチョークリバー･サイトへの SMR 実証計画、カナダ原子力安全委員会（CNSC）による事前設計審査や技術審査、州政府による SMR 導入計画などが進められている。カナダのオンタリオ・パワー・ジェネレーション（OPG）社は、同社のダーリントン発電所に GEH 社製の BWR 型 SMR である BWRX-300 を導入する計画としている。中国においては、熱出力 250MW のペブルベッド型高温ガス炉の実証炉である HTR-PM が 2021 年に初臨界を達成しグリッド接続がなされた。また、2021 年には電気出力 125MW の実証炉である玲龍一号（PWR 型）の建設工事が開始された。ロシアにおいては、ROSATOM 社が浮揚式原子力発電所であるアカデミック・ロモノソフ号（PWR 型）を開発し、2020 年 5 月に営業運転を開始している。その他、アルゼンチン、ポーランド、サウジアラビア等で SMR の開発、導入に向けた活動が進められている。

2. 原子力イノベーションを巡る JAEA の国際戦略

以上の背景の下、わが国においても、原子力について、社会からの信頼獲得と安全確保を大前提として必

要な規模を持続的に活用していくとともに、2030 年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術の確立等を進めるとしている（エネルギー基本計画、2021 年 10 月）。また、海外で進む次世代革新炉開発に高い製造能力を持つ日本企業も連携して参画し、多様な原子力技術のイノベーションを加速していくこと（2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略、2021 年 6 月）など、原子力イノベーションを加速する取り組みと、戦略的な国際連携の推進が求められている。

加えて、これまでの研究開発のレガシーである原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物管理への対応や安全・核不拡散・核セキュリティの確保、人材育成といった、研究施設・人材、基礎基盤研究の維持といった原子力の持続性を確保する取組も欠かせない。日本原子力研究開発機構（JAEA）は我が国における原子力分野の唯一の総合原子力研究開発機関として、国際連携を最大限活用しつつ、革新炉等、各分野の研究開発や廃止措置・廃棄物管理等の活動に取り組んでいる。

JAEA では、2017 年 3 月に策定した「国際戦略」において、国際協力の意義を「海外研究機関等のリソースの活用による研究開発の効率的推進、成果の最大化」、「原子力利用に伴う共通課題への国際貢献を通じた JAEA のプレゼンスの増大や成果の我が国への裨益」、「研究開発成果の国際展開による国際原子力コミュニティや我が国産業界への寄与」と位置づけ、欧米を中心とする原子力先進国とのリソースの分担による互恵的な協力、原子力新興国に対する原子力安全及び核不拡散・核セキュリティ等に係る支援の推進、原子力関連国際機関との原子力安全、核セキュリティ等に関する国際基準の策定や多国間の原子力研究開発活動等への参画等の活動を実施してきた。

2019 年 10 月には将来ビジョン「JAEA 2050+」を策定し、わが国の政策目標(「エネルギー基本計画」、「パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略」、Society5.0、持続可能な開発目標 (SDGs))を踏まえ、JAEA が将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050 年にむけて、何をめざし、そのために何をすべきか、を取りまとめた。“新原子力”の実現に向けて 6 つの研究テーマに横断的かつ戦略的に取り組むとともに、国際連携・国際貢献の積極的推進、他分野のセクターとの連携・協働、幅広い分野からの人材確保・育成を打ち出している。

現在は、第 4 期中長期目標期間（2022 年 4 月～2029 年 3 月）の開始にあたり、これらの国際協力の成果と最新の原子力イノベーション等を巡る国内外の情勢を踏まえ、「国際戦略」の改定を検討しているところである。革新炉の開発では、安全性・経済性・サプライチェーン構築・規制対応を念頭においた研究開発を推進し、安全性の国際実証や、規格基準類の国際標準化を目指すためには、国内外の企業、研究機関、規制機関との協力が必要となる。また、わが国を含む各国において研究開発に使われてきた多くの施設が廃止措置の時期を迎えるにあたり、限られた研究施設の共同利用や、廃止措置分野の先行国の有する知見の活用など国際的な共通課題が増加している。新たな「国際戦略」においては、革新炉の開発、廃止措置・廃棄物管理、原子力安全、核不拡散・核セキュリティ、中性子科学といった JAEA が所掌する各分野での国際連携の考え方に加え、分野を俯瞰した各国や国際機関別の国際連携の考え方を中心にまとめる予定としている。これらの分野では、政府省庁、民間企業・団体、研究機関等と協調・協働して国際連携を進めていく重要性が増しており、JAEA は国立研究開発法人として積極的に役割を果たしていくための「国際戦略」を幅広い関係機関からの意見を踏まえながら策定し、我が国全体に裨益するものとなるよう努めていきたい。

---

*Taiju Shibata[1] *Kentaro Funaki[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

3C_PL01-02 は同予稿

2022年春の年会

海外情報連絡会セッション

原子力イノベーションを巡る海外動向と JAEA の国際戦略
Oversea trends and JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

（1） 原子力イノベーションを巡る海外の研究開発動向

(1) Overseas R&D trends regarding nuclear innovation

*柴田大受 [1]

（2） 原子力イノベーションを巡る JAEA の国際戦略

(2) JAEA's international strategy regarding nuclear innovation

*舟木健太郎 [1]

[1] 国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

1. 原子力イノベーションを巡る海外の研究開発動向

2050 年頃のカーボンニュートラル達成が国際社会の目標として共有される中で、エネルギーシステムの脱炭素化に向けた原子力の役割、とりわけイノベーションを通じた革新炉（ここでは、非軽水炉型の新型炉や小型モジュール炉（Small Modular Reactor: SMR）全般を指す）の導入の重要性、それを実現するためのモデルとして、民間企業によるイノベーションを国の研究機関が支援する官民パートナーシップの重要性に対する認識が高まっている。

世界的に見れば、近年では特に SMR の開発が活発に進められている。米国では、エネルギー省（DOE）が 2020 年 5 月に民間との費用分担を前提に新型炉実証プログラム（ARDP）を開始した。そのうち、5〜7 年以内に実証可能な新型炉の支援として、TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉 Natrium と X-energy 社のペブルベッド型高温ガス炉 Xe-100 が選定された。また、NuScale 社が開発を進める PWR 型 SMR も注目されている。英国では、ビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）が 2017 年 12 月に先進モジュール炉（AMR（注：非軽水炉型の SMR））実行可能性・開発プロジェクトを開始し、フィージビリティスタディが進められている。2020 年 7 月にはフェーズ 2 として、U-battery 社のブロック型高温ガス炉、Westinghouse 社の鉛冷却高速炉、Tokamak Energy 社の核融合炉が選定されている。また、2020 年に発表されたグリーン産業革命のための 10 ポイント計画及びエネルギー白書においては、SMR 及び AMR の導入支援が示され、その後、AMR の研究開発・実証プログラムに高温ガス炉が選定された。軽水炉型 SMR は、Rolls-Royce 社が主導する企業連合が UK SMR（PWR 型）を開発中。また、フランスでも、原子力・代替エネルギー庁（CEA）、フランス電力（EDF）、小型炉専門開発企業 TechnicAtome 社及び政府系造船企業 Naval Group が PWR 型の SMR である NUWARD を開発している。カナダにおいては、天然資源省（NRCan）が 2018 年 11 月に SMR ロードマップを、また 2020 年 12 月には SMR ロードマップに基づく行動計画を公表している。これらに沿って、カナダ原子力研究所（CNL）のチョークリバー･サイトへの SMR 実証計画、カナダ原子力安全委員会（CNSC）による事前設計審査や技術審査、州政府による SMR 導入計画などが進められている。カナダのオンタリオ・パワー・ジェネレーション（OPG）社は、同社のダーリントン発電所に GEH 社製の BWR 型 SMR である BWRX-300 を導入する計画としている。中国においては、熱出力 250MW のペブルベッド型高温ガス炉の実証炉である HTR-PM が 2021 年に初臨界を達成しグリッド接続がなされた。また、2021 年には電気出力 125MW の実証炉である玲龍一号（PWR 型）の建設工事が開始された。ロシアにおいては、ROSATOM 社が浮揚式原子力発電所であるアカデミック・ロモノソフ号（PWR 型）を開発し、2020 年 5 月に営業運転を開始している。その他、アルゼンチン、ポーランド、サウジアラビア等で SMR の開発、導入に向けた活動が進められている。

2. 原子力イノベーションを巡る JAEA の国際戦略

以上の背景の下、わが国においても、原子力について、社会からの信頼獲得と安全確保を大前提として必

要な規模を持続的に活用していくとともに、2030 年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術の確立等を進めるとしている（エネルギー基本計画、2021 年 10 月）。また、海外で進む次世代革新炉開発に高い製造能力を持つ日本企業も連携して参画し、多様な原子力技術のイノベーションを加速していくこと（2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略、2021 年 6 月）など、原子力イノベーションを加速する取り組みと、戦略的な国際連携の推進が求められている。

加えて、これまでの研究開発のレガシーである原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物管理への対応や安全・核不拡散・核セキュリティの確保、人材育成といった、研究施設・人材、基礎基盤研究の維持といった原子力の持続性を確保する取組も欠かせない。日本原子力研究開発機構（JAEA）は我が国における原子力分野の唯一の総合原子力研究開発機関として、国際連携を最大限活用しつつ、革新炉等、各分野の研究開発や廃止措置・廃棄物管理等の活動に取り組んでいる。

JAEA では、2017 年 3 月に策定した「国際戦略」において、国際協力の意義を「海外研究機関等のリソースの活用による研究開発の効率的推進、成果の最大化」、「原子力利用に伴う共通課題への国際貢献を通じた JAEA のプレゼンスの増大や成果の我が国への裨益」、「研究開発成果の国際展開による国際原子力コミュニティや我が国産業界への寄与」と位置づけ、欧米を中心とする原子力先進国とのリソースの分担による互恵的な協力、原子力新興国に対する原子力安全及び核不拡散・核セキュリティ等に係る支援の推進、原子力関連国際機関との原子力安全、核セキュリティ等に関する国際基準の策定や多国間の原子力研究開発活動等への参画等の活動を実施してきた。

2019 年 10 月には将来ビジョン「JAEA 2050+」を策定し、わが国の政策目標(「エネルギー基本計画」、「パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略」、Society5.0、持続可能な開発目標 (SDGs))を踏まえ、JAEA が将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050 年にむけて、何をめざし、そのために何をすべきか、を取りまとめた。“新原子力”の実現に向けて 6 つの研究テーマに横断的かつ戦略的に取り組むとともに、国際連携・国際貢献の積極的推進、他分野のセクターとの連携・協働、幅広い分野からの人材確保・育成を打ち出している。

現在は、第 4 期中長期目標期間（2022 年 4 月～2029 年 3 月）の開始にあたり、これらの国際協力の成果と最新の原子力イノベーション等を巡る国内外の情勢を踏まえ、「国際戦略」の改定を検討しているところである。革新炉の開発では、安全性・経済性・サプライチェーン構築・規制対応を念頭においた研究開発を推進し、安全性の国際実証や、規格基準類の国際標準化を目指すためには、国内外の企業、研究機関、規制機関との協力が必要となる。また、わが国を含む各国において研究開発に使われてきた多くの施設が廃止措置の時期を迎えるにあたり、限られた研究施設の共同利用や、廃止措置分野の先行国の有する知見の活用など国際的な共通課題が増加している。新たな「国際戦略」においては、革新炉の開発、廃止措置・廃棄物管理、原子力安全、核不拡散・核セキュリティ、中性子科学といった JAEA が所掌する各分野での国際連携の考え方に加え、分野を俯瞰した各国や国際機関別の国際連携の考え方を中心にまとめる予定としている。これらの分野では、政府省庁、民間企業・団体、研究機関等と協調・協働して国際連携を進めていく重要性が増しており、JAEA は国立研究開発法人として積極的に役割を果たしていくための「国際戦略」を幅広い関係機関からの意見を踏まえながら策定し、我が国全体に裨益するものとなるよう努めていきたい。

---

*Taiju Shibata[1] *Kentaro Funaki[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy: Global Environmental Issues Subcommittee in Nuclear Agora Research Task Force

[3D_PL] Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

Chair: Kiyoshi Yamauchi (MRI)
Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change

*Ryoichi Komiyama[1] (1. UTokyo)

[3D_PL02] Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.

*Kei Shimogori[1] (1. IEEJ)

[3D_PL03] Economics of the power sector with renewables

*Yuji Matsuo[1] (1. APU)

[3D_PL04] Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality

*Yu Nagai[1] (1. CRIEPI)

[3D_PL05] Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society

*Yasuo Komano[1] (1. MHI NSE (retirement))

[3D_PL06] General Discussion： Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] (1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言

Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(1) 地球環境に対する原子力の役割と提言総括
-2050 年カーボンニュートラル実現を目指して-

(1) Summary of the role and recommendations of nuclear power for climate change
- Achievement of carbon neutrality by 2050 -

*小宮山 涼一
東京大学

1. まえがき

日本原子力学会は、「原子力アゴラ」調査専門委員会において、地球環境問題に対する原子力発電の潜在的能力の活用と役割について定量的かつ科学的な調査結果に基づく検討をするために、「地球環境問題対応検討・提言分科会」を立ち上げ、活動を開始した。今後の原子力発電の活用と役割の検討においては、地球環境問題のみならず、エネルギーセキュリティや電力市場の課題も同時に踏まえることが重要であるとの認識の下、検討の結果を、地球環境問題に加え、エネルギーセキュリティ、電力市場の課題も含めた提言としてまとめた(地球環境問題対応検討・提言分科会成果取りまとめ(最終報告)、2020 年 9 月)。一方でその後、2020 年 10 月に、2050 年カーボンニュートラル実現の方針が政府より表明され、2021 年 10 月に第 6 次エネルギー基本計画が閣議決定され、新たなエネルギー政策が策定された。本分科会では、このような新たな状況をふまえ、地球環境問題、エネルギー問題における原子力発電の活用と役割の検討を継続して実施した。

2. 提言の概要

2021 年 11 月開催の COP26 ではグラスゴー気候協定が採択され、世界の平均気温上昇を産業革命前から 1.5℃に抑える努力を追求し、石炭火力の段階的削減に向けた努力を加速する方針が決定されるなど、脱炭素化への機運が高まっている。米国、欧州、日本などの先進国に加えて、中国、インドなどの新興国も将来のカーボンニュートラル実現を目指して、再生可能エネルギーや電気自動車等へのインフラ投資拡大、化石燃料の依存度低減やクリーン利用など、エネルギー転換への取組強化を表明している。一方、世界経済が COVID-19 による影響から徐々に回復する中、世界は国際的なエネルギー需給ひっ迫と、原油や天然ガスなどエネルギー価格の高騰に直面している。原油価格の水準は 80 ドル/バレルを上回り、天然ガスや LNG 価格も国際的に高騰し、これまで安定的に推移してきた石炭価格も 2 万円/トン(一般炭輸入 CIF 価格)を超え、欧州や中国では電力需給のひっ迫と電力価格高騰など、エネルギーセキュリティ強化に向けた取組の重要性を改めて認識する契機となった。地球環境問題対応検討・提言分科会では、エネルギー・環境問題を取り巻く新たな情勢を踏まえ、原子力発電の活用と役割に関して取りまとめた提言のポイントの一部は、以下のとおりである

- 安全性（S）を確保しつつ、気候変動問題等の地球環境（E)、技術自立性を含めたエネルギーセキュリティ（E)、経済性（E）に加え、安定性・レジリエンス（R)、いわゆる S＋3E＋R を考慮したバランスの取れたエネルギー政策が必要である。
- 再生可能エネルギー主力電源化に関しては、欧米の状況を参考としつつ、我が国での国土面積や社会受容性を踏まえれば、容易に実現可能な目標ではなく、ゼロエミッション電源である原子力と共存を図ることで再エネ大量導入に伴う送配電網や蓄電池への投資を含めたエネルギー供給コスト上昇の緩和や再エネ出力変動の緩和が可能となる。
- 原子力発電は安全性を再優先しながらの再稼動や新増設が有効となるが、加えて、出力調整機能を活かした再エネとの共存や水素製造、熱利用等の多目的利用による脱炭素化への貢献が可能である。

*Ryoichi Komiyama
The Univ. of Tokyo

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言
Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

（2）欧米のエネルギー情勢

(2) Current Issues in Energy Policies: Europe and the U.S.

*下郡 けい[1]
[1]日本エネルギー経済研究所

1. 欧州

欧州連合（EU）の一次エネルギー供給、発電電力量に占める再生可能エネルギーの割合は、それぞれ 15%、34%（IEA, 2019 年）となり、過去約 20 年で 2 倍以上に拡大している。EU は、温室効果ガスを 2030 年までに 1990 年比 55%削減、2050 年までに気候中立を達成という目標を掲げ、55%削減に向けた政策パッケージとして、EU-ETS 指令や再生可能エネルギー指令、エネルギー効率化指令の改正などが提案されている。2021 年夏以降、欧州ではエネルギー価格の高騰が続いているが、EU は不安定なエネルギー価格への解決策はトランジションの完了と指摘し、その方針に変更はない。しかし、EU 加盟国のエネルギーミックスが多様である点に留意が必要である。EU タクソノミーの議論では、条件付きで天然ガスと原子力を適格とするかが注目を集めた。原子力は、フランスのみならず、脱石炭や脱ロシア依存を目指す東欧諸国にとって重要な選択肢であり、また、天然ガスは電力の安定供給にとって経済的かつ現実的な選択肢と言える。イギリスでは、グリーン産業革命に向けた 10 項目計画に基づき、洋上風力や低炭素水素、原子力などに焦点が当てられている。欧州では、天然ガス市場の脱炭素化も議論が始まり、天然ガスから再生可能・低炭素ガス（水素など）への移行に向けた市場や投資環境の整備が注目されている。

2. 米国

米国はエネルギーの消費国であると同時に生産国であり、化石燃料（石油、天然ガス、石炭）の自給率はいずれも 100%を超える（IEA, 2020 年）。また、原子力発電設備容量は世界最大である。連邦政府レベルでは、バイデン政権は、気候変動政策を重視する姿勢を示し、温室効果ガスを 2030 年までに 2005 年比 50～52%削減、2050 年までにネットゼロという目標を掲げる。ネットゼロに向けて、発電部門の脱炭素化、エンドユースの電化と水素を含めた他クリーン燃料への転換、エネルギーロスの削減、メタンや他 Non-CO_2 の排出削減、CO_2 除去の規模拡大という 5 つを重要な変化として指摘している。また、原子力について、バイデン政権は、小型モジュラー炉を含めた新型炉開発を重視している。超党派インフラ投資法が大統領署名を得たことで、既設炉の維持と先進的な技術開発への予算配分が期待される。なお、米国においても州によってエネルギーミックスは多様であり、エネルギー資源の賦存量や再生可能エネルギーのポテンシャルなどを踏まえたうえで、脱炭素化に向けた取り組みが進められている。

3. まとめ

日本のエネルギーシステムの脱炭素化を検討するうえでは、欧州や米国の動向も参照しつつ、エネルギー情勢を踏まえて様々な技術を組み合わせることが求められる。その際、変動性再生可能エネルギーの大量導入が見込まれる中、各電源の経済性評価（評価方法の更なる検討も含む）に加え、社会的受容性を踏まえた上で各電源をどこまで受け入れることが可能か、また、既存技術の発電部門以外での利用なども重要な視点となろう。バランスのとれたエネルギー需給構造のあるべき姿を追求することが、肝要である。

---

*Kei Shimogori[1]
[1]The Institute of Energy Economics, Japan

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言
Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

（3）再エネ大量導入時の電力部門の経済性－LCOE 及び統合コストの概念－

(3) Economics of the power sector with renewables – LCOE and Integration costs –

*松尾 雄司 [1,2]
[1] 立命館アジア太平洋大学, [2] 日本エネルギー経済研究所

1. はじめに

今後変動性再生可能エネルギー（Variable renewable energy：VRE、太陽光及び風力）の大量導入が見込まれる中、電力システムのあり方は大きく変革することが予想される。その中で、エネルギーミックスに応じた各電源の経済性を評価することは、エネルギー政策立案上極めて重要である。電力部門の経済性については従来、均等化発電原価（Levelized cost of electricity：LCOE）と呼ばれる指標（いわゆる電源別発電コスト）を用いた議論が多く行われてきた。しかし VRE の大量導入時においては、それに伴う出力抑制や送配電ロス、電力貯蔵ロス等の費用（統合費用と呼ばれる）が追加的にかかることが知られており、これらは LCOE によって評価を行うことが不可能である。これは LCOE が電源の代替に伴う電力部門の総費用の変化を線形近似したものであるのに対し、これらのコストの影響が非線形であることによる。本稿では、この非線形な統合費用を考慮した新たな経済性評価方法について概説する。

2. 均等化発電原価（LCOE）の概念

LCOE とはある電源によって 1kWh の発電を行うために必要とされる費用（つまり単価）をある想定のもとに算出するものであり、それぞれの電源の特性を反映して算出されるとともに、同一の電源でも設備利用率によってその値が大きく変化する。正確には下式を満す定数 p として定義される。

$$\sum_t \frac{C_t}{(1+r)^t} = \sum_t \frac{pE_t}{(1+r)^t} = p\sum_t \frac{E_t}{(1+r)^t} \quad (1)$$

ここで t はプラント運転開始年を 0 として、運転開始からの経過年数を示す変数であり、プラント運転開始前に最初に費用が発生した年（つまり t<0）から、運転が終了し、最後に費用が発生する年までの期間にわたって動くものとする。C_t は t 年にかかる費用であり、建設費、固定費、可変費等の他に、プラントの廃止措置や使用済燃料の最終処分等、（理念的には）発電プラントのライフサイクルにわたる全ての費用を含む。また E_t は t 年の発電量である。式(1)の左辺は総費用を後述する割引率 r によって運転開始年の現在価値に換算した値であり、右辺はそのプラントで発電される電気が仮に 1kWh 当り p 円で販売されると想定した場合の総収入である。このように、プラントの「費用」と「価値」とをバランスさせる電力単価が LCOE と呼ばれるものとなる。

式(1)より、LCOE は

$$p = \sum_t \frac{C_t}{(1+r)^t} \Big/ \sum_t \frac{E_t}{(1+r)^t} \quad (2)$$

と計算される。

3. 統合費用の概念と評価例

この LCOE によって評価できないコストが「統合費用」である。統合費用の概念は図 1 のように示される。直観的には、電力システムの総費用から、各電源の発電量に当該電源の LCOE を乗じた値を全て差し引いた残りが統合費用と呼ばれる。但し LCOE の値はその電源の設備利用率に依存するため、その正確な定義のた

めには、例えばその電源の最大設備利用率を用いるといった規約が必要である。統合費用は上述の通り VRE の大量導入に伴って多く発生すると考えられるが、定義上は VRE のみならず、例えば原子力発電や石炭火力の非柔軟性によっても相応の統合コストが発生し得ることに注意が必要である。

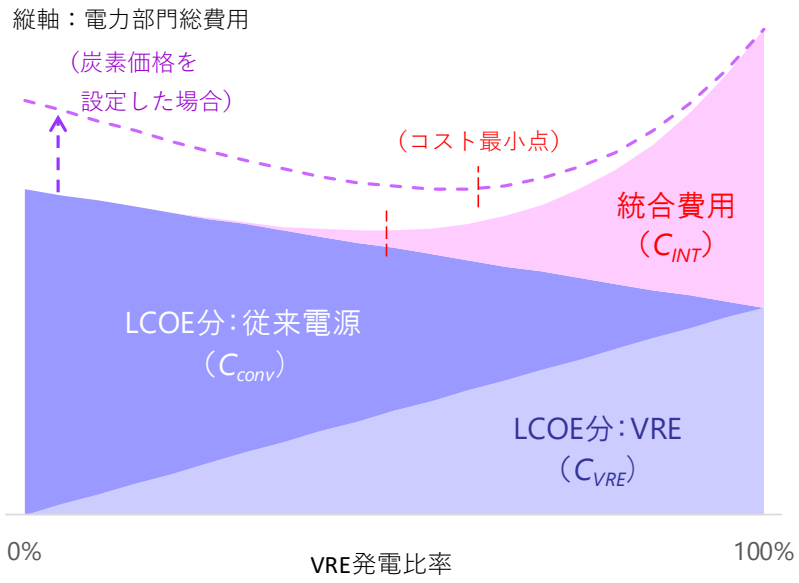


図 1　統合費用の概念

既往研究（Matsuo et al., 2019）による統合費用の評価例を図 2 に示す。ここでは 2050 年の日本の電力システムを想定し、電源としてゼロエミッション火力（水素火力）、原子力（25GW 上限）の他、再生可能エネルギー（主に太陽光及び風力）の利用を想定して実施したモデル分析結果の例である。ここで、最も極端な再生可能エネルギー100%（原子力なしかつ水素発電力 0TWh）の場合であり、電力単価で見ると 25 円/kWh 程度にまで上昇している。また原子力があるケースはないケースに比べてコストの上昇が抑制されている。

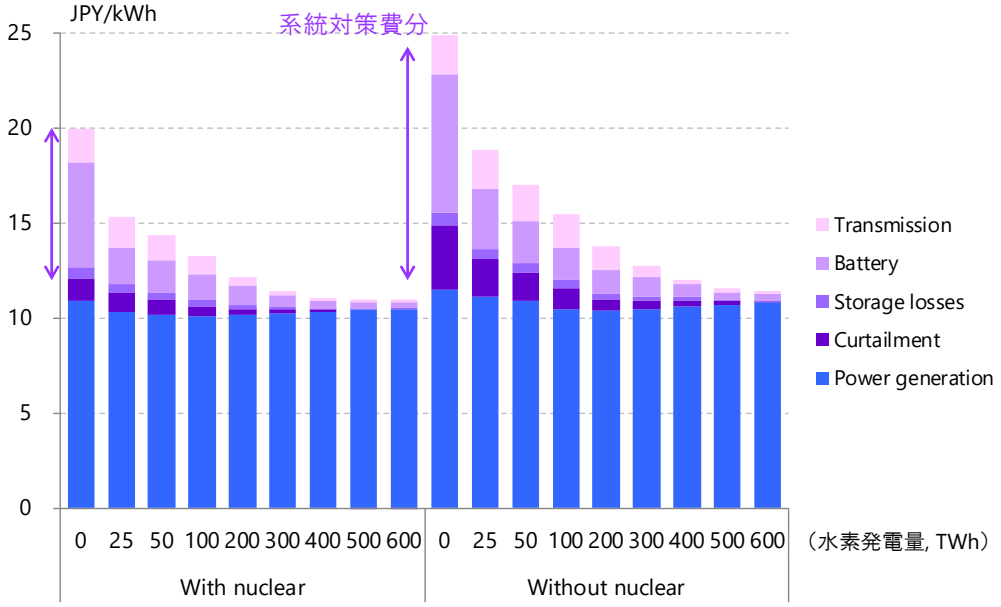


図 2　統合費用の評価例（Matsuo et al., 2019）

4. 限界 System LCOE（LCOE*）の評価例

上述の統合費用はあるエネルギーミックスにおいて電力システム全体にかかっているものであり、電源別の値は簡単に得ることができない。ここでは、発電量の代替による総費用の変化によって電力の限界費用（限

界 System LCOE, LCOE*）を評価することを試みる。

いま、あるエネルギーミックス（例えば 2030 年政府目標値）を想定し、その中である電源（例えば太陽光発電）の発電量を *x* kWh 増加させる。その際、火力発電の発電量が *x'* kWh 増加し、電力部門のシステム総費用が *C* 円上昇するとする。このとき、*C*/*x'*（円/kWh）を計算することにより、当該電源（太陽光発電）と火力発電の経済性の差を評価することができる。分母としては、太陽光発電が増加した量（*x* kWh）ではなく、火力が減少した量（*x'*kWh）を用いることに注意が必要である。これにより、出力抑制や電力貯蔵ロス等の効果を正確に測定することができる。

LCOE*の評価は 2021 年の第 6 次エネルギー基本計画策定のための議論の中で、総合資源エネルギー調査会・発電コスト検証ワーキンググループにより行われた。ここでは、まず従来の手法を踏襲した LCOE の評価が試みられた。図 3 に示す通り、近年の急速なコストの低減を踏まえ、2030 年には事業用太陽光発電の LCOE（政策経費除く）が 7.8～11.1 円/kWh、住宅用太陽光発電の LCOE（同）が 8.5～14.6 円/kWh と、下限においては原子力（10.2 円/kWh 以上）を下回る結果となっている。

電源	石炭火力	LNG火力	原子力	石油火力	陸上風力	洋上風力	太陽光（事業用）	太陽光（住宅）	小水力	中水力	地熱	バイオマス（混焼、5%）	バイオマス（専焼）	ガスコジェネ	石油コジェネ
発電コスト（円/kWh）※（ ）は政策経費なしの値	13.6～22.4（13.5～22.3）	10.7～14.3（10.6～14.2）	11.7～（10.2～）	24.9～27.6（24.8～27.5）	9.8～17.2（8.3～13.6）	25.9（18.2）	8.2～11.8（7.8～11.1）	8.7～14.9（8.5～14.6）	25.2（22.0）	10.9（8.7）	16.7（10.9）	14.1～22.6（13.7～22.2）	29.8（28.1）	9.5～10.8（9.4～10.8）	21.5～25.6（21.5～25.6）
設備利用率 稼働年数	70% 40年	70% 40年	70% 40年	30% 40年	25.4% 25年	33.2% 25年	17.2% 25年	13.8% 25年	60% 40年	60% 40年	83% 40年	70% 40年	87% 40年	72.3% 30年	36% 30年

（注1）表の値は、今回検証で扱った複数の試算値のうち、上限と下限を表示。将来の燃料価格、CO2対策費、太陽光・風力の導入拡大に伴う機器価格低下などをどう見込むかにより、幅を持った試算としている。例えば、太陽光の場合「2030年に、太陽光パネルの世界の価格水準が著しく低下し、かつ、太陽光パネルの国内価格が世界水準に追いつくほど急激に低下するケース」や「太陽光パネルが劣化して発電量が下がるケース」といった野心的な前提を置いた試算値を含む。
（注2）グラフの値は、IEA「World Energy Outlook 2020」（WEO2020）の公表済政策シナリオの値を表示。コジェネは、CIF価格で計算したコスト。

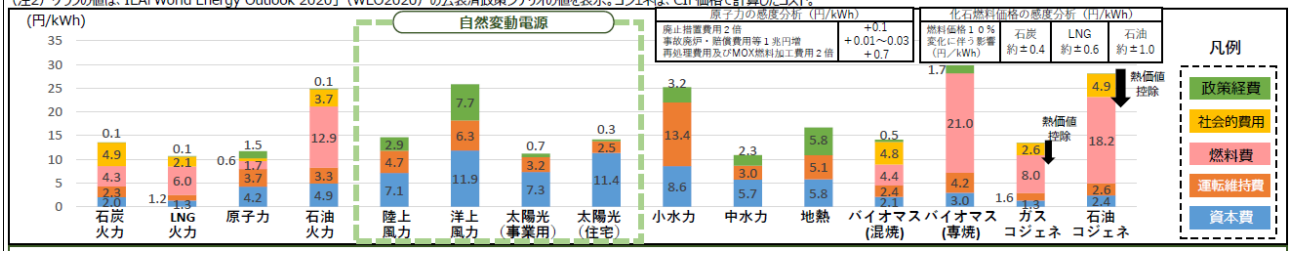


図 3　LCOE の試算結果（発電コスト検証ワーキンググループ, 2021）

更に同ワーキンググループでは、この LCOE 評価結果を前提とした上で、混合整数計画法を用いた数理解析モデルによる LCOE*の評価が試みられた。結果は図 4 に示す通りである。ここに示すように、火力発電（LNG 及び石炭火力）では LCOE と LCOE*との差は微小であるのに対し、事業用太陽光では LCOE 11.2 円/kWh に対して LCOE* 19.9 円/kWh、陸上風力では 14.7 円/kWh に対して 18.9 円/kWh と大幅な上昇となっている。特に太陽光の上昇が大きい理由としては、ここで想定されている 2030 年のエネルギーミックスにおいて、風力よりも太陽光が大量に導入される想定となっていることが挙げられる。また原子力発電も 11.7 円/kWh に対して 14.5 円/kWh と上昇を示しており、これはこの評価では原子力の柔軟な運用を想定しておらず、負荷周波数制御（LFC）調整力も想定していないことによる。

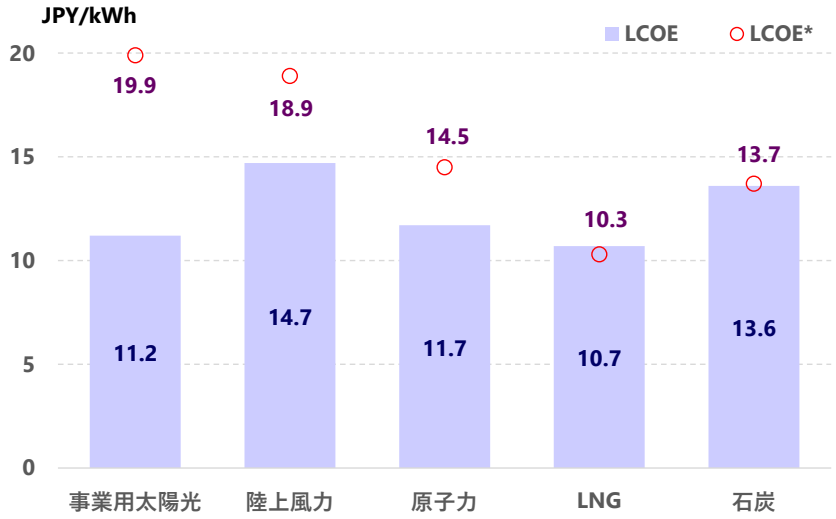


図 4　LCOE の試算結果（発電コスト検証ワーキンググループ, 2021）

5. おわりに

今後 VRE の LCOE が大幅に低下し、エネルギーミックスにおけるそれらのシェアが急速に拡大することが見込まれる中、従来の LCOE の枠組みを超えた経済性の評価はエネルギー政策の立案にとって重要な課題である。2021 年の発電コスト検証ワーキンググループでは LCOE*としてその評価が試みられた。多くの電源、特に VRE について、LCOE*は導入初期には比較的低く、導入が進むにつれ高くなる。このため、将来 VRE の LCOE が原子力よりも安くなったとしても、最適点（上限制約等を考慮した上でコスト最小となるエネルギーミックス）においては VRE の LCOE*は原子力よりも高く、原子力は一定の役割を果たし得る可能性が高い。既往研究においては、VRE 大量導入下における原子力の役割は、ゼロエミッション電力を安定的に供給し、VRE の出力変動による供給途絶リスクに対処し得ることが示されている。このため、VRE 比率が高くなるほど VRE の LCOE*は上昇し、他方で原子力発電はより大きな経済的価値をもつこととなる。但し柔軟性に乏しい運用を想定した場合、原子力自体の LCOE*も上昇する。げ発電が電力システムの安定化に大きく貢献し得るような運用が実現すれば LCOE*が低減し、原子力利用の意義は更に大きくなると考えられる。

発電コスト検証ワーキンググループで提示された LCOE*は会議内で提出された委員有志の暫定的な試算と位置付けられており、その詳細な評価方法等については今後も議論の余地がある。その後の検討では、電力システム内で電気自動車の充放電を考慮することにより、図 4 に示される太陽光の LCOE*が 16 円/kWh 弱まで低下するとの結果も示されており、評価方法自体を確立するとともに、想定される LCOE*の上昇を抑制するための施策について検討することも今後は重要となるであろう。エネルギー・気候変動問題をめぐる状況が世界規模で大きく変革しつつある現在、それを十分に反映し、適切なエネルギー政策を立案するための方法論を整備することは、この分野の研究者に与えられた重要な使命であると言える。

参考文献

Y. Matsuo et al. (2019). A quantitative analysis of Japan's optimal power generation mix in 2050 and the role of CO2-free hydrogen, *Energy*, 165, 1200-1219.

Y. Matsuo and R. Komiyama (2021). System LCOE of variable renewable energies: a case study of Japan's decarbonized power sector in 2050, *Sust. Sci.*, 16, 449-461.

発電コスト検証ワーキンググループ, (2021). 基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告.

*Yuji MATSUO[1,2]

[1]Ritsumeikan Asia Pacific Univ., [2]Institute of Energy Economics, Japan (IEEJ)

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言
Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

（4）カーボンニュートラル実現に向けた再エネ導入シナリオの検討

(4) Japan's Renewable Energy Scenarios towards Carbon Neutrality

*永井 雄宇[1]，朝野 賢司[1]
[1]電力中央研究所

1.背景

第 6 次エネルギー基本計画の策定において、2050 年までに再生可能エネルギー（以下、再エネ）による全ての電力供給が可能かといった点が議論となった。環境省の試算によると、電力供給量の最大 2 倍の再エネポテンシャルが存在するが、再エネ導入量を検討する場合は、自然条件や技術的難度や法規制等に加え、その技術が地域や国民に理解・賛同を得られるかの受容性を考慮することが重要となる。

2. 受容性重視シナリオについて

2050 年に向けた再エネシナリオとして、地域住民や、土地利用の競合を避けながら最大限の導入をはかる「受容性重視シナリオ」を検討した[1]。本シナリオの特徴は、近年の地域住民と再エネ事業者との紛争増加を踏まえ、①土地利用に関わる法規制や再エネ海域利用法の影響の影響を受けにくい地域に優先的に導入されるとしたこと、②土地利用用途や住宅数等の 2050 年までの変化について可能な限り考慮したことにある。

2-1.太陽光発電の導入シナリオ

太陽光発電は地上設置型太陽光発電（以下、PV)、営農型 PV、住宅用 PV、公共系等 PV の 4 つに分類し評価を行った。その結果、受容性重視シナリオにおける導入ポテンシャルは 260GW となった。

地上設置型 PV は、陸上風力との競合を考慮し、風速 5.0m/s 未満の土地のみでの設置、荒廃農地(再生困難)は大部分において PV 設置が進むと想定した。耕地における営農型 PV は、全ての農業経営体が 100kW の営農型 PV を設置し、全ての再生可能な荒廃農地で営農型 PV を導入するとした。住宅用 PV は、住宅数の減少と新築住宅の推計を参考に、公共系 PV は一定の空間設備費用を許容する前提のもとで想定した。

2-2.風力発電の導入シナリオの検討

風力発電は陸上風力と洋上風力に分類し評価を行った。その結果、受容性重視シナリオにおける導入ポテンシャルは 88GW となった。

陸上風力は設置できる場所を、風速 5.0m/s 以上の雑草地・裸地・篠地・荒廃農地(再生困難)と、保安林以外の森林を対象に風車の開発に適した森林（年間平均風速 7.5m/s 以上）とした。洋上風力の導入ポテンシャルは、2019 年 4 月に施行された「再エネ海域利用法」が規定する各要件（自然条件・航路への支障など）を踏まえ、「促進区域」の対象と考えられる海域を抽出し、さらに景観の支障に対する懸念が小さく、かつ海運業者や漁業権者から受容されやすいと想定される海域のみを対象とした。

3.結論

水力・地熱・バイオマスの導入量が、2015 年に示された長期エネルギー需給見通しと同程度とすると、受容性重視シナリオの再エネポテンシャルは約 380G W（同約 630TWh）となることが明らかになった。ただし、この数字はポテンシャル試算をもとにした導入シナリオであるため、経済性、系統制約等を考慮していない。そのため、実現可能性ついては別途検討が必要である。

参考文献

[1]総合資源エネルギー調査会基本政策分科会（第 34 回会合）「ネットゼロ実現に向けた風力発電・太陽光発電を対象とした大量導入シナリオの検討」資料 3-4.

---

*Yu Nagai[1] and Kenji Asano[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2022年春の年会

総合講演・報告「原子力アゴラ」調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会

地球環境問題に対する原子力発電の活用と役割に関する提言
Proposal on Nuclear Use and Role to Global Environmental Issues

(5)「持続発展社会に寄与する原子力」- 再エネとの共存と SDGｓへの貢献 -

(5) Nuclear Technogies contributing to Sustainable Development Society
- Coexistence with Renewable Energy and Contribution to SDGs -

*駒野　康男 [1]
[1]元 MHI　NS エンジニアリング

気候変動問題に対応するために全世界的にカーボンニュートラル(CN)に向けた施策が実施されている。また、社会が持続的に発展し今以上に豊かな暮らしが可能となる社会を築くために、国連が SDGｓを掲げている。この CN や社会の持続発展に、原子力技術は大きく寄与するものである。

キーワード：カーボンニュートラル、SDGｓ、原子力と再エネの共存、負荷追従運転

１）再エネとの共存

太陽光や風力等の再エネは、CN 社会の実現に向け、大量に導入される方向である。しかしながら、再エネは自然に左右される不安定な電源であり、大量導入時には、需要にマッチした対応ができず、追加で蓄電等の対応が必要あり、その分トータルコストとしては高いものになる。

原子力は、燃料費は安いために、経済性の観点より、現状は国内ではベースロード運転を実施している。原子力は、燃料量は固定で中性子束を変化させるだけで出力変化が可能であり、本来負荷追従能力は備えており、原子力と再エネの組合せで、CO2 を排出しない主たる電源の構成が可能となる。

国内の既設プラントでは、試運転時に、±10%ステップ状負荷変化や±5%/分ランプ状負荷変化などを実施し、原子炉トリップをせずに対応可能なことを確認している。また、試験運用として、過去に、100%⇔50%の日負荷追従運転（出力変化率 17%/時）や AFC/GF 運転（変化幅 3%）の経験もあり、また出力変化率 50%/時の日負荷追従運転が可能なことも設計確認がされている。

フランスでは、原子力が電源構成比の 70%程度を占め、負荷追従運転が必須であり、多数の PWR プラントで日常的な負荷追従運転が実施されている。図 1 にその例を示すが、EU 全体で太陽光発電比率が増加したことで、需要の低い夜中だけでなく、日中に出力をさげるような負荷追従対応も実施しており（図 1)、再エネと原子力の経済的な両立を実証しているともいえる。

国内の既設プラントでも、現状、石炭火力並の負荷追従対応は可能であるが、負荷追従用制御棒の設置／ほう素濃度の自動制御／出力分布制御方式の改良等により、さらに高い負荷追従能力（ガス火力並）をもつことが可能である。このことは、既設プラントの改造でできないことはないが、今後の既設原子力プラントの寿命を考えると、再エネの大量導入に対応すべく、早期に負荷追従能力を高めた新設プラントの建設が望まれる。また、再エネとの共存で負荷追従運転を実施する場合は、柔軟な運転が可能な電源に報酬が与えられるように電力市場の設計に盛り込むことが必要である。

２）CN にむけた原子力の各種利用

上記は、炉出力を変えて負荷追従を行う例であるが、炉出力を一定のまま、需要にあわせ電気出力と熱に振り分ける方法もあり、熱供給／蓄熱や水素製造／水素還元製鉄等に活用する検討も各種実施されている。このように、原子力は発電としての利用だけでなく、発電部門以外での CN 実現にも役立つ技術であり、将来的に社会に実装されていくことを期待する。

また、固有の安全性向上、建設費用/期間削減等の観点から、世界的に数多くのＳＭＲの検討が実施されている。ＳＭＲと再エネを組み合わせたハイブリッド・カーボンフリー発電システムや、大・中型発電が困難な国や地域への導入による原子力の活用促進なども検討されている。

３）SDGs への貢献

原子力技術は、エネルギー問題や気候変動問題に対する解決のみならず、医療や工業や農業等色々な分野に貢献している。それにも関わらず、2020 年の原子力文化財団のアンケート結果では、放射線に対するイメージとしては、否定的なイメージの「危険」70.8%・「不安」45.8%と、肯定的なイメージの「役に立つ」19.0%・「必要」9.9%を大きく上回っている状況にある。また、原子力発電の利用に関しても、「即時廃止」8.4%・「徐々に廃止」48.0%と「原子力増加」2.2%、「維持」8.0%に比べ、多いのが現状である。

持続可能な未来を実現するために、2015 年 9 月の国連サミットにおいて、今以上に豊かな暮らしの持続可能な世界の実現のためにとして、１７の目標が掲げられた。最近では、多くの団体や企業等がこの目標を達成するために、ＳＤＧｓに向けた活動を実施しており、学校教育等においても取り入れられ、広く認識されるようになっている。

原子力技術（放射線）について、図２に示すように、17 の目標に対して、12 項目に大きく貢献している。原子力に対する理解促進において、原子力技術が SDGｓに大きく貢献していることを広く発信していくことも、一つの手段と考える。

図 1　フランスの負荷追従運転の例（IAEA 2021「 Nuclear Energy for a Net Zero World」より抜粋）

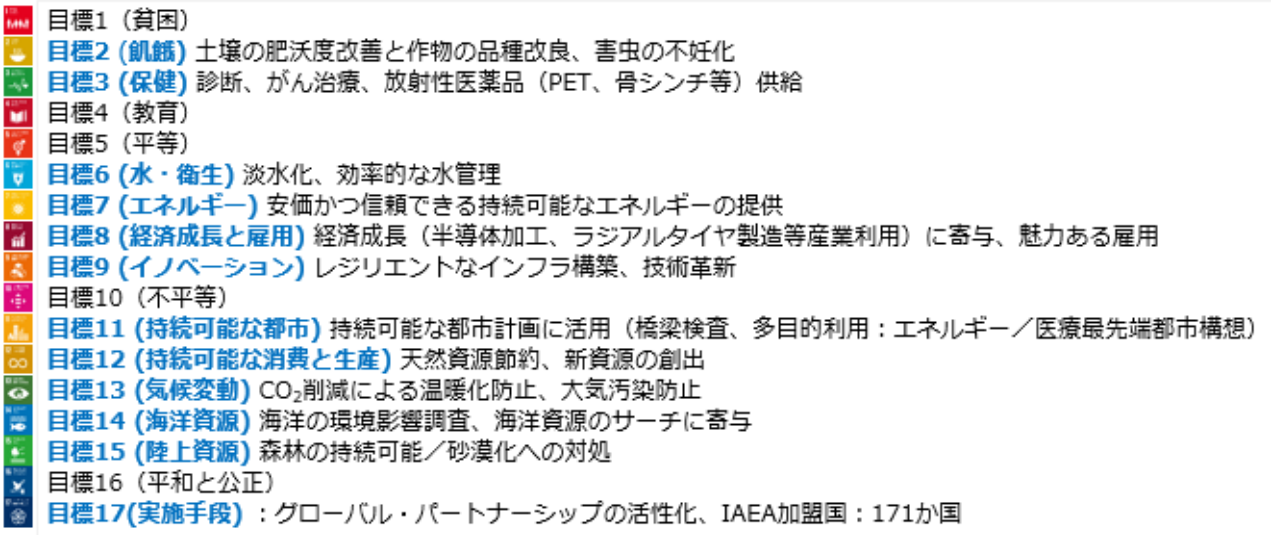


図２　原子力技術の SDG s への貢献

* Yasuo Komano
[1]OB of MHI NS Engineering Co.,Ltd.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL06] General Discussion： Nuclear Role and Issues towards 2050 Carbon Neutral

Kei Shimogori[1], Yuji Matsuo[2], Yu Nagai[3], Yasuo Komano[4], Chair: Ryoichi Komiyama[5] （1. IEEJ, 2. APU, 3. CRIEPI, 4. MHI NSE (retirement), 5. UTokyo）

一昨年10月に2050年カーボンニュートラル実現の政府方針が出され、これを踏まえて学会として原子力の役割と活用につき発信するセッションを開催する。世界の原子力学会がNuclear for Climate憲章に共同署名した2015年に設置の「地球環境問題対応検討・提言分科会」では、2020年発出の提言に加え、今般、S（安全性）＋3E（地球環境、エネルギーセキュリティ、経済性）＋R（レジリエンス）のバランスを軸としたエネルギー需給構造のあるべき姿について提言する。セッションでは、科学的レビューとエビデンスベースの視点から、経済的・技術的な実現性と課題を提示し、原子力の更なる価値の実現につき議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[3F_PL] Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai"

Case of Treated Water Ocean Dicharge at the Fukushima Dai-ichi Site

Chair: Kota Juraku (TDU)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Overview about Treated Water Ocean Dicharge at the Fukushima Dai-ichi Site

*Tsutomu Sata[1] （1. JAEA）

[3F_PL02] View of "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology

*Shoji Tsuchida[1] （1. Kansai Univ.）

[3F_PL03] Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication

*Norito Takeda[1] （1. Hokkaido Univ.）

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] （1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU）

[3F_PL05] Q&A session

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する ―トリチウム処理水の海洋放出をめぐって―

Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":
Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

（1）トリチウム処理水の海洋放出をめぐる概要

(1) Overview about Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

*佐田　務[1]

[1]JAEA

政府は2021年4月に、東京電力福島第一原子力発電所のALPS処理水を海洋放出することを決め、東電は2021年12月に、その実施計画を公表した。計画ではトリチウムを1,500ベクレル/ℓ未満に希釈したうえで放出する。WHOが定める飲料水中のトリチウム規制基準は10,000ベクレルであり、今回の場合の濃度は、その7分の1に相当する。

ここでは、この海洋放出をめぐる経緯や世論調査の推移について述べる。

---

*Tsutomu Sata[1]

[1]JAEA

2022年春の年会

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する —トリチウム処理水の海洋放出をめぐって—

Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":
Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

(2)「風評」についての社会心理学的視点

(2) View on "FUHYO(rumor)" from the perspective of social psychology

*土田 昭司[1]

[1]関西大学

1. 社会心理学における「風評」と「流言」「うわさ」

社会心理学では，欧米において古くから rumor の研究がなされてきた．rumor の上位概念である集合行動は社会心理学の成立当初からの研究対象である(cf. Le Bon, 1895)．古典的な rumor 研究は Alport & Postman (1947) に代表される．日本の社会心理学界では，rumor は流言あるいはうわさと訳されてきた．日本社会心理学会による学術雑誌社会心理学研究には，刊行初年(1985)から流言･うわさについての研究が掲載され続けている．これに対して，社会心理学研究において風評に言及した論文は， 1F 事故後の消費者心理を扱った 2 編のみである（工藤ら, 2014; 三浦ら, 2016）．風評は社会心理学においては rumor から派生した欧米にはない概念であり，特に危険についての rumor が風評とよばれているといえよう．

2. 「風評」をもたらす不安感情

rumor は，問題が重要であるほど，また，問題が曖昧であるほど広まりやすいことが古くから知られている(Alport & Postman, 1947)．Rumor の一種である風評も同様である．風評は個人が重要と捉える曖昧な危険が問題となる．曖昧な危険，すなわち，本当に危険であるか否かがよく分からない問題は不安感情を引き起こす．不安は本当に危険であるか否かを確認する探索行動を促すが，多くの場合には，探索行動を繰り返しても危険であるか否かを確定することができない．この状態は人に不快な心理的ストレスを生じさせる．人はこの不快なストレスを感じなくてもよい状態に移行したいと強く動機づけられるが，その方策の一つに問題は間違いなく危険であると思い込むことがある．それによって曖昧さがなくなり探索行動が不要となることから心理的ストレスが解消するのである．ただし，危険そのものはストレスであるため，危険を避けようとする行動は活発化させやすい。このようなことから，不安を覚えている人は危険であるとの情報を信じやすくなり，また，それを正当化するためにも危険であるとの情報を広めようともすると考えられる．

3. 「風評」や「流言」「うわさ」の経路

服飾品などの物の流行過程とは異なり，情報の普及である「風評」「流言」「うわさ」は世間の多くの人が事実として採用して(信じて)いなくとも広まりやすい．世間の多くの人が採用して(信じて)いると認識されるだけでよいからである．実際には世間のほとんどの人が知らない話であったとしても，例えば会社の同僚と自宅の隣人のように，接点がないはずの 2 名から同じ話を聞けば，人は世間で多くの人に広まっている話であると認識して自分もそれを信じ込みやすい．近年では SNS においても同様の現象が生じるため，少数による言説が広範囲に広まりやすくなってきた．また，SNS では自分の意向に合う情報のみを送受信する傾向があるために，偏った情報が増幅されることによる「風評」「流言」「うわさ」が発生する蓋然性が高い．

トリチウム処理水の海洋放出についても，基本的には，世間の多くの人，そして，世間で信頼されている情報源からの話が正しいものであると人々は認識すると考えられる．しかしながら，不安感情が強い人たちのみで情報送受信を行うと危険であるとの認識が共有されやすくなる．社会としては「風評」を信じる人たちを孤立化させることなく，寄り添うケアコミュニケーションの充実が望まれる．

*Shoji Tsuchida[1]

[1]Kansai University.

2022年春の年会

社会・環境部会セッション

「風評」と「風評被害」を再考する —トリチウム処理水の海洋放出をめぐって—

Rethinking "FUHYO(rumor)" and "FUHYO-Higai":
Case of Treated Water Ocean Discharge at the Fukushima Dai-ichi Site

(3)「風評」についてのリスクコミュニケーションの視点からの見解

(3) Views on "FUHYO (rumor)" from the Viewpoint of Risk Communication

*竹田宜人 [1]
[1] 北海道大学

1. 目的

本発表では、この問題のキーワードの一つである「風評」をリスクコミュニケーションの視点から論ずる。「風評被害」に関しては、既に数多くの事例を対象に様々な視点から解釈が試みられている。その系譜をリスクコミュニケーションの概念から改めて俯瞰し、新たに多様性への配慮を加えた議論を展開する。

2. 「風評被害」とリスクコミュニケーション

2-1. 「風評被害」研究の背景

関谷(2011)は、「風評被害」とは「 安全が関わる社会問題（事件・事故・環境汚染・災害・不況）が報道され、本来『安全』とされる食品・商品・土地・企業を人々が危険視し、消費や観光をやめることによって引き起こされる経済的被害」と定義し、1954 年の第五福龍丸被曝事件における「原爆マグロ」の問題を間接被害として政府が認定したことをその始まりとしている。「風評被害」は原子力船むつの事故(1974)、敦賀原子力発電所事故(1981)、JCO 臨界事故(2000)、などの原子力関係ばかりではなく、環境汚染、感染症や自然災害でも（例えば、新潟県中越地震(2004)、所沢ダイオキシン汚染(1999)、東日本大震災(2011)、箱根山噴火(2015)）発生したと言われている。2001 年の BSE（狂牛病）問題において畜産関連産業における経済的な影響が国際的に問題となったことがきっかけで議論が活発になっていった。

（1）誤った情報(風評)や噂に着目した指摘

「事実でないこと、あるいは些細なことが大げさに取り上げられ、ある人物やある業界、ある地域が被害を受けることであり、多くの場合、事件や事故を新聞、テレビ、マスコミが大きく取り上げ、それが人々の間で風評となって、主に経済的な被害が発生すること,廣井(2001)」や「うわさに惑わされた人たちが混乱したり、短絡的な行動に走ったりして、いわゆる「風評被害」を引き起こすことが少なくない,木下(2002)」のように、情報に着目した視点である。科学的な知識の欠如のため、様々なメディアが流布する情報（所謂「風評」）によって人々が不適切な行動を起こす、といった解釈に繋がり、昨今の SNS 等に書き込まれる偏った情報への懸念の背景にもなっている。

(2) リスクの視点からの理解

「個人的なリスク回避行動の集積,吉川(2001)」、「負の烙印（スティグマ）は非常に価値のある“警戒システム(a warning system)”, Powell(2001)」など、リスクの持つ不確実性に着目した、能動的な市民の選択の結果との解釈である。リスク管理における選択にはコミュニケーションが不可欠であるとの理解から、地域のリスク対策としての住民説明会やステークホルダー間の対話の根拠になっている。

2.2 リスクコミュニケーションの果たす役割

このように、「風評被害」には消費者が「様々なメディアの情報に惑わされた行動」と「自主的にリスクを避けた行動」の二つの解釈が存在する。ステークホルダーの多様性を踏まえると、よりよい選択のためには一方的な科学的な知見の提供ではなく双方向の対話が重要と言える。なお、「風評被害」対策には、市場における流通上の課題や外交的な問題も指摘されているが、本論では消費者、市民を中心に論じていく。

---

*Takeda Yoshihito[1]
[1]Hokkaido Univ.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL04] Panel discussion

Tsutomu Sata[1], Shoji Tsuchida[2], Norito Takeda[3], Chair: Kota Juraku[4] (1. JAEA, 2. Kansai Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. TDU)

We will discuss on “FUHYO(rumor)” or “FUHYO-Higai” which is a keyword of the treated water ocean discharge at the Fukushima Dai-ichi site, and testify our fundamental perspectives toward the issue. We will point out that concept of “FUHYO” used in the field of atomic energy so far is unique and used only in Japan. It is not a world-wide concept, and is different from the concept used in Social Sciences. Sticking to the concept of “FUHYO” may lead us more difficult way to carry out the task of ocean discharge. We will explore better ways to solve the problem.

(Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL05] Q&A session

We will discuss on “FUHYO(rumor)” or “FUHYO-Higai” which is a keyword of the treated water ocean discharge at the Fukushima Dai-ichi site, and testify our fundamental perspectives toward the issue. We will point out that concept of “FUHYO” used in the field of atomic energy so far is unique and used only in Japan. It is not a world-wide concept, and is different from the concept used in Social Sciences. Sticking to the concept of “FUHYO” may lead us more difficult way to carry out the task of ocean discharge. We will explore better ways to solve the problem.

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3G_PL] Latest trends of Dynamic PRA

Chair: Toshinobu Kita (CRIEPI)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Efforts for Development of Dynamic PRA methodorogy in Nuclear Safety Research Center of JAEA

*Hitoshi Tamaki[1] (1. JAEA)

[3G_PL02] Display of Dynamical Behaviour of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System

*Takeshi Matsuoka[1] (1. Utsunomiya Univ.)

[3G_PL03] Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard

*Hitoshi Muta[1] (1. TCU)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

リスク部会セッション

Dynamic PRA の最新動向
Latest trends of Dynamic PRA

（1）ダイナミック PRA 手法の構築に向けて

—JAEA 安全研究センターにおける取り組み—

(1) Efforts for Development of Dynamic PRA Methodology in Nuclear Safety Research Center of JAEA

*玉置　等史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

イベントツリー、フォールトツリーを用いた確率論的リスク評価（PRA）では故障等の発生するタイミングや故障に伴う熱水力等のプラント内応答を保守的に設定した評価を行うため、これらの影響を正確に反映出来ない点が同手法に基づく評価の限界であることが指摘されている[1]。そこで、時間依存性やプラント状態をより正確に取り扱うことを目指した Dynamic PRA（DPRA）手法の開発が進められている。DPRA の実施に向けて、プラントシミュレーションに基づくアプローチ、故障発生条件や機器の状態の時間依存性に着目したアプローチなど様々な評価方法の検討が行われているが、その中でも、近年のコンピュータ性能の向上に伴いシミュレーションに基づく DPRA への期待が高まっている。この DPRA では、機器故障等の従来の不確実さ評価に加え、事故進展の不確実さを同時に取り扱うことができる、評価結果に時間依存性を考慮できるという利点を鑑み、JAEA 安全研究センターでは手法の構築及び解析に必要なツールの開発に平成 29 年度より着手した。

2. JAEA における DPRA 手法の開発

構築した DPRA 手法は、故障が発生するタイミングをサンプリングする動的イベントツリー法をベースに、確率モデルに基づく事故シーケンス生成機能、生成した事故シーケンスによるシミュレーションの実施・制御機能、多ケース解析による結果からリスク情報を抽出する処理機能から成る。この評価を行うため、RAPID(Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics)の開発を進めた。RAPID の特徴として、確率論的な信頼性モデルと決定論的なシミュレーションを緊密にカップリングすることを念頭に開発したことにより、シミュレーションから得られるプラント状態が確率モデルや損傷モデルに与える影響を考慮することができることが挙げられる。その他、DPRA では統計的に必要なケース数の解析が必要なため効率的な実施が重要となる。これを実現するため解析対象に応じたサンプリング法の拡充、シミュレーションの高速化、もしくは簡易評価モデルの利用など様々な方法を選択・組合せができるような整備[2,3]を行った。

3.RAPID による解析

RAPID を用いて BWR プラントの全交流電源喪失（SBO）事故シナリオへの適用を試みた[4]。解析では逃がし安全弁（SRV）の熱的故障や再循環ポンプのシール損傷の規模への圧力や温度といったプラント状態の反映を行い、パラメータ間の相関性を考慮した評価が可能であることを示すとともに、RAPID による動的評価への適用可能性を確認した。また、RAPID の開発コンセプトを利用し簡易な熱流動モデルを利用した多数基立地での SBO 発生時の事故進展解析を行い、条件付炉心損傷確率及び大規模放出確率の導出が可能であることを示した[5]。

DPRA による多ケース解析結果から炉心損傷頻度（CDF）等のリスク情報を抽出するため、クラスタリング技術によるグループ化機能を RAPID に実装している。RAPID では得られた時系列データの類似性に基づく方法と入出力パラメータで表すベクトルの特徴量に基づくクラスタリングを可能としている。これらグループ化処理により事故進展の類似性から炉心損傷に至る故障を特定できる可能性を示した。また入出力パラメータで表すベクトルのクラスタリングのために行う前処理で得られるパラメータの重み値から炉心損傷へ

の影響を客観的に導ける可能性を示した[6]。

4.DPRA 研究の今後の展望

DPRA により従来保守的に想定していた条件に対し、機器等の故障のタイミングとその時のシミュレーションに基づくプラント応答が明確になることから事故シーケンス解析の網羅性の向上が見込まれる。また、従来のカットセットに故障のタイミング情報や発生順序を考慮できることで重要度評価に時間的要素を反映できる。加えて、シミュレーションとの連携による評価のため、例えば熱出力の向上や事故耐性燃料の導入に対し解析モデル化が可能であれば、基事象の発生頻度や使命時間等の検討を前もって行う必要がない。一方で統計的に有意な異常状態もしくは事故状態を導出するには計算コストが非常に高くなるため効率的な実施が必要となる。安全研究センターではこのような利点を有する DPRA を行うため、評価手順の構築及び評価ツールを開発し、簡易化した SBO シナリオ解析を通じて動的評価が可能であることを示した。また、詳細な評価のための効率的な実施に向けて、シミュレーションを統計的な代替評価モデルに置き換える方法などを提案した。今後、これら提案した方法を用いて、詳細な事故シナリオへの適用や、時間・プラント依存の故障率を考慮するため、プラントパラメータと故障確率モデルとの緊密なカップリングによる評価を目指すとともに、時間的要素を踏まえた重要度評価及び検査制度への提案を目指す。

謝辞　本報告は、原子力規制庁「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発）事業」の成果を含んでいる。

[1] G. Apostolakis, et al., “Time-depend accident sequences including human actions”, J Nuc. Technol, vol. 64 pp. 115-126 (1984)

[2]久保、他、“ダイナミック PRA のためのサンプリング手法の検討”、原子力学会 2020 年春の年会

[3]鄭、他、“多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の開発”、原子力学会 2021 秋の大会

[4]Y.Tanaka, et al, “Enhancement on the Treatment of System Interaction in Dynamic PRA Tool”, PSAM15

[5]X.Zheng, et al, “Simulation-based Level 2 Multi-Unit PRA Using RAVEN and a Simplified Thermal-Hydraulic Code”, PSAM15

[6]田中、他、”ダイナミック PRA 手法の開発（第 3 報）主成分分析による事故シーケンスのグループ化“、原子力学会 2022 春の年会

*Hitoshi Tamaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

リスク部会

Dynamic PRA の最新動向

Latest trends of Dynamic PRA

(2)リスクモニターにおける原子力プラント状態の動的挙動の表示 ーGO-FLOW 手法の応用ー

(2) Display of Dynamical Behavior of Nuclear Power Plant States in Risk Monitor System

- Use of the GO-FLOW Methodology and Interactive Update -

*松岡　猛[1]

[1]宇都宮大学地域創生推進機構

1. 序論

原子力プラント事故、特に苛酷事故では事故の推移にともないプラント構成の状況が劇的に変化していく。それに伴い、プラントの安全運転・事故進展防止のために要求されるミッションも変化していく。そのためプラント運転員はプラント状態を即座に総合的に理解し、その情報を運転判断に活用する必要がある。本発表では、リスクモニターシステムの中で GO-FLOW 手法[1]をいかに使用するかを中心に説明する。

リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいている。事故に伴い動的に変化するプラント状態を実時間で解析する必要があり、現状のプラント状態から今後どのような状態になり得るか、ミッションの成功確率等を示すことが重要である。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の条件を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析をプラント状態の変化、ミッションの変化に柔軟に対応して実施する仕組みを検討した。

本発表では BWR プラントを取り上げ、福島第一事故[2]に基づいた仮想的な事故進展を設定した。

解析結果をリスクモニターに表示する際には、解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確実幅も判断を下す際に重要な情報となる。

2. リスクモニター

2-1. リスクモニターシステム

リスクモニターの用語は IAEA により「プラント固有の実時間解析ツールであり、システム及び機器の実際の状態に基づいて瞬時リスクを決定する。」と述べられている[3]。リスクモニターは基本的にはリビング PSA に基づいており、リビング PSA と同じ頻度で更新され、運転員判断に使用される。最初のリスクモニターESSM は 1988 年に Heysham 2 において開発された[4]。現在ではあらゆるプラントにおいて使用されている。

ここでは、リスクを単に苛酷事故に限定するのではなく、プラント状態の異常に伴う全ての種類の危険な状態を含むものとする。要求されたミッションの失敗は時として事故に至るので、プラントの現状から判断して将来におけるミッションの失敗確率を提示することも重要である。また、システムのアベイラビリティに加え、冷却水インベントリー、プラント周辺の放射線レベルも運転員にとり重要な情報となる。

2-2.信頼性解析における重要事項

動的に変化する複雑なプラントシステムの信頼性解析においては以下の項目が重要となる。

共通原因故障：もし単一の事象が複数の機器に影響を及ぼす場合、複雑システムにおける冗長性が破られる可能性がある。そのため共通原因故障が解析において適切に取り扱われていなければならない[5]。

フィズドミッション問題：事故の進展に伴い要求されるミッションは変化していく。それ故、フィズドミッションの状況も適切に取り扱う必要がある。

システム間の従属性：複数のシステム間で共通に使用されている機器がある場合は、それらのシステム間に従属性が発生する。これも適切に取り扱う必要がある。

ループ構造の影響：大規模複雑システムにおいては相互に支援し合う等のループ構造がしばしば存在して

いる。信頼性解析においてこの影響を正しく取り扱う必要がある[6]。

不確実さ：不確実さの幅に関する情報は解析結果を適切に判断するために重要である。

2-3. リスクモニターに必要な機能

動的な挙動を示すプラントのリスクモニターでは以下の機能を考慮する必要がある。リスクモニターに向かい合っている運転員は、リスクモニターにプラントの現在の状況を入力し、現状および今後のプラントのリスク状態を相互作用的に得る。そのために GO-FLOW 解析がプラント状態の変化、要求されるミッションの変化に柔軟に対応して実施される必要がある。更新された解析結果は自動的に図表の表現形式でリスクモニター画面に表示されなくてはならない。それにより運転員はリスク状態を容易に直観的に理解することができる。

3. GO-FLOW 手法

本研究では、ミッションの成功確率を GO-FLOW 手法を用いて計算した。そこで GO-FLOW 手法について簡単に記述する。

GO-FLOW 手法は成功確率を追うシステム信頼性解析手法で、システムの信頼度、アベイラビリティを評価することができる。モデル化手法により、信号線とオペレータより構成された機器/サブシステム/システムの工学的機能を表している図（チャート）を作成する。図中の機能的な要素（オペレータ）は物理的な機器の故障・動作や論理的な機能（AND、OR 等）あるいは信号発生器をモデル化している。現在 14 種類のオペレータが定義されている。オペレータ内での計算式は参考文献[1]に掲載されている。オペレータの出力信号線は他のオペレータの入力信号線として用いられ、作成された図がシステム全体の動作、状態変化等を表現する。特定の値（故障確率、動作確率等）が各オペレータにデータとして与えられている。

信号線は特定の物理量や情報の存在を表している。信号線の存在は、現に存在している場合に加えて、存在する可能性（下流の抵抗・障害が全て取り除かれたとき存在する場合）も含む。信号線には強度（intensity）という量が付随しており、信号の存在確率を表している。

有限の離散的な値がタイム・ポイントとして定義され、システムの時間的推移を表すため用いられる。信号線がタイプ 35，37，38 のオペレータの副入力線として用いられる場合信号線強度はタイム・ポイント間の時間経過量を表す。

解析の第一段階は対象工学システムをモデル化して GO-FLOW チャートを作成することである。この作業は図 1 に示す様な GO-FLOW チャートエディターという PC 上のソフトでインタラクティブに行うことができる。この時、タイム・ポイント情報、各種データも定義・割り付けて行くことができる。

解析は信号線の上流から下流への順番に行われる。エディターに組み込まれた解析プログラムが実行され、結果が得られる。

GO-FLOW では、共通原因故障、フェイズドミッション問題が実施でき、ミニマルカットセットの同定、不確実さ解析、感度解析も可能である。

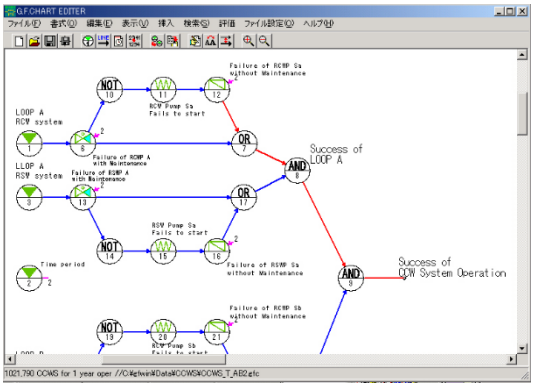


図 1　GO-FLOW チャートエディター

4. 解析対象システム

本研究では、一般的な BWR システムを取り上げた。本システムには 5 つのループ構造が見られ、全体のシステム図は先行研究[7]に掲載されている。

4.1 仮想的な事故シーケンス

以下の事故シーケンスを福島第一原子力発電所事故[2]を参考に設定した。

最初、原子炉が正常に運転されている。ある時点で外部電源が喪失し非常用発電機（EDG）が起動され発電が継続される。次に 2 基の EDG のうちの 1 基が故障により停止するが発電は継続させる。その次に第二の

EDG も停止する。この時、原子炉の発電はタービン発電機を用い継続する。この状態では電力供給はループ構造により得られている。次の段階で、原子炉を停止させる。これ以降ミッションは発電から炉心冷却へと移る。AC 電源喪失で所内電源喪失状態となる。RCIC（隔離時冷却系）と HPCI（高圧注入系）が順次使用される。両システムの使用が不可となった後、消防ポンプが主冷却系に接続され清水タンクからの冷却水を注入し、清水枯渇後は海水を用い冷却する。このような経緯で電源回復を待つ。この状況をまとめたのが表 1 である。

表 1　各システムの使用状況

Subsystems	Phases							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Off Site Power								
Turbine								
EDG 1								
EDG 2								
RCIC								
HPCI								
Fire Pump								
Pure Water								
Sea Water								

4.1 故障率データ

故障率は原子力学会のレベル 1PSA 標準手順書[8]および IAEA で収集したデータ[9]に基づいて設定した。不確実さ幅は原子炉安全性研究[10]の考えを参照した。

5. GO-FLOW モデリング

仮想的な事故シーケンスを GO-FLOW チャートを用いモデル化した。そこでは時間経過とともに要求されるミッション、使用される機器・システムが規定されている。本研究では 1 枚の大きな GO-FLOW チャートを作成し、関連するシステムを全て組み込んである。それ故、解析は一度の計算で終了し設定時間のすべての期間にわたって変化していくミッションの成功確率が得られる。

もし異なる事故進展、条件を評価する必要がある場合は、異なる GO-FLOW モデルで再計算を実施しなければならない。今回作成した大きな GO-FLOW チャートでは、チャート構造を変えることなく、作動させるサブシステム、タイミング等をパラメータ―値の変更のみで変更することができる。図 2 は GO-FLOW 解析プログラムの入力データの一部であり、EDG、ポンプ、HPCI、RCIC 等の作動の開始／停止時刻を規定する部分を赤字で表現している。

この様に入力データに直接アクセスすることにより素早く異なった事故条件、運転員対応についての評価結果を得ることができる。

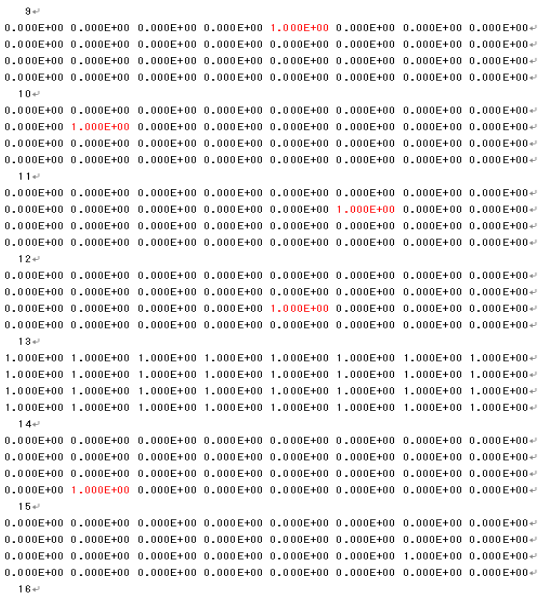


図 2　GO-FLOW 解析プログラム入力データ

6. 解析結果

6.1 基本ケース

基本ケースとして以下のプラント状態の進展を設定した。

1．定常運転が 20 時間経過後、所外電源喪失発生。EDG1 及び 2 が即時起動。
2．40 時間後に EDG1 停止。60 時間後に EDG2 停止。
3．蒸気タービンによる発電を 80 時間後まで継続後停止。
4．RCIC 運転開始。HPCI をバックアップとして使用。
5．100 時間後に RCIC 停止。HPCI をさらに 10 時間動作させる。
6．110 時間後に消火ポンプを接続。清水を注入。
7．125 時間後に海水注入に切り替える。

解析結果を図 3 に示す。90%不確実さ幅を点線で示してある。タービン発電機のみによる発電の 60 から 80

時間の間、及び 100 から 110 時間の HPCI のミッションの成功確率は低くなっている。もし運転員がこのグラフを見ると、プラントリスクは少々高く他の選択肢を検討したくなるであろう。例えば、RCIC の開始時刻と消火ポンプの接続時刻を早めたらどうなるかである。この変更は今回の大きな GO-FLOW チャートのモデルを用いると入力データのパラメータ値修正だけで容易に実施できる。

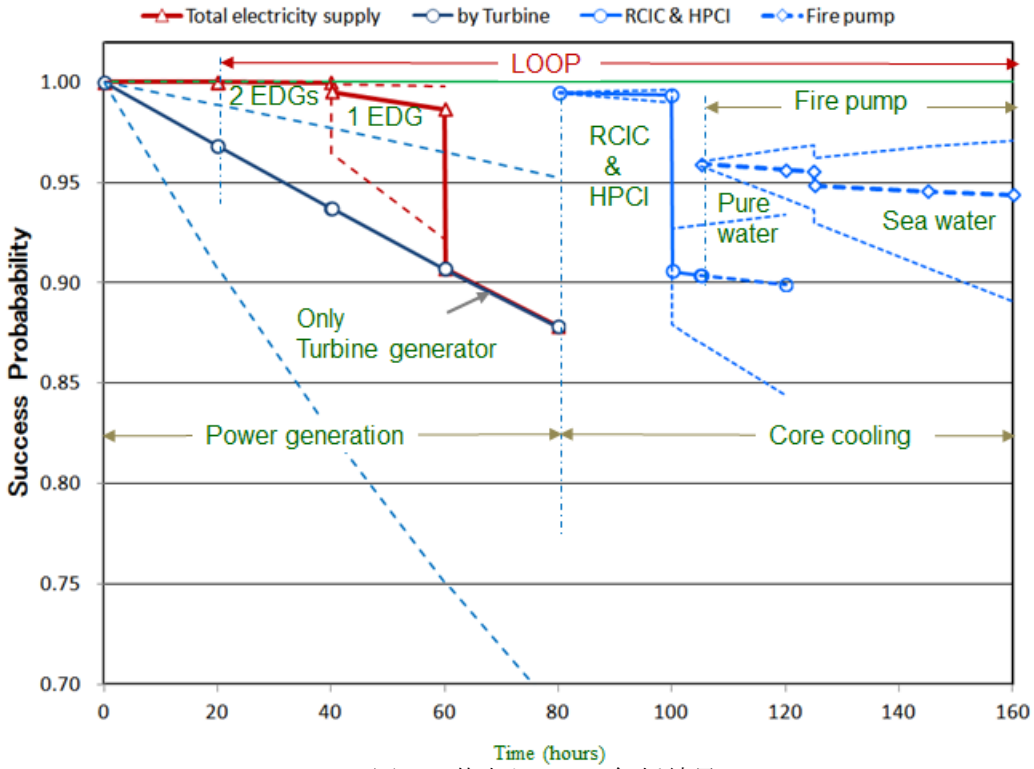


図３　基本ケースの解析結果

6.2 基本ケースの修正および他のサブシステム不動作状態

HPCI および消火ポンプ接続を早めた場合を図４に示す。0 から 160 時間全域にわたり比較的高いレベルのミッション成功確率が得られている。

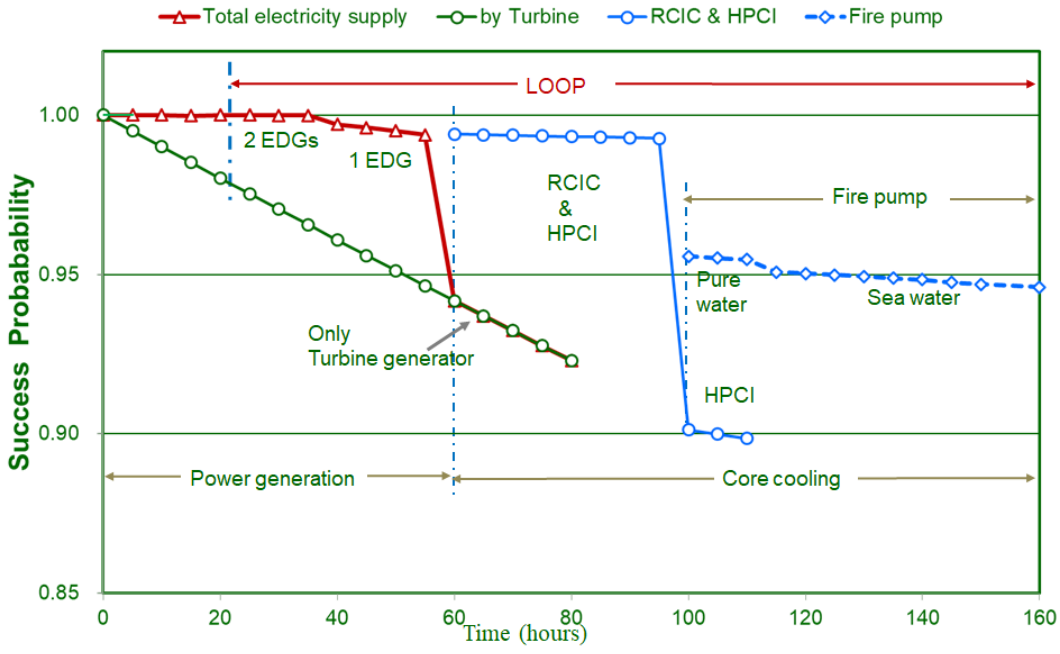


図４　基本ケースにおいて HPCI 開始、消火ポンプ接続を早めた場合

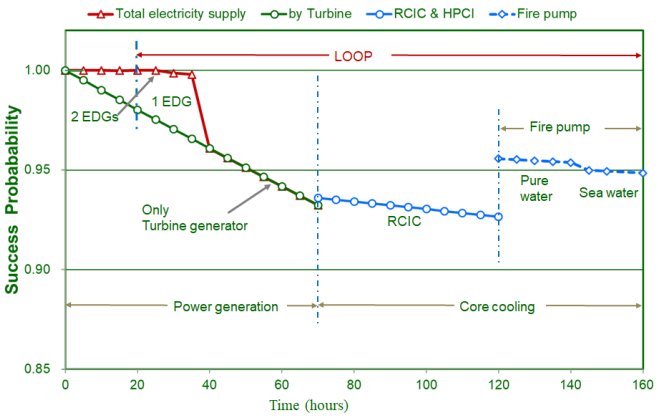


図５　ケース２

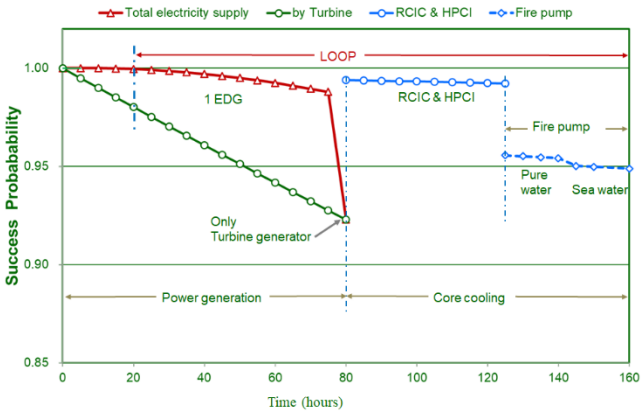


図６　ケース３

ケース２においては、HPCI と EDG1 が不具合でどちらも使用不可の場合である。40 時間以降、ミッション成功確率が低い値となっている。基本ケースのデータを少し変更するだけで本ケースが計算可能である。

ケース３では、EDG と RCIC をそれぞれできるだけ長時間使用し、HPCI はバックアップとしての使用に限っている。全期間にわたり比較的高い信頼度が得られている。

7. 議論及び結論

2 節において述べた様にリスクモニターでは更新された解析結果を自動的に図表形式で提供できなければならない。現状の GO-FLOW 解析体系[11]では解析結果を自動的に図表形式で得ることはできるが、リスクモニターとつなげるためのインターフェイスを作成する必要がある。解析例で示したように使用するサブシステムの変更、使用期間の変更等の条件を容易に解析に反映できる。

解析結果の数値（成功確率）は要求されるミッションの種類、冷却能力の違い等も考慮して 判断されるべきで、このような情報もリスクモニターには重要となる。解析条件や境界条件なしに結果のみを示すことは時として誤解釈をもたらしてしまう。また、解析結果の不確実幅も判断を下す際に重要な情報となる。

動的な事故進展に対応した実時間解析が容易に実施できる GO-FLOW 手法のリスクモニターへの活用が有用であることが示された。

参考文献

[1] Matsuoka, T and Kobayashi M. (1988). GO-FLOW A New Reliability Analysis Methodology. Nuclear Science and Engineering 98, 64-78.
[2] Prime Minister of Japan and his Cabinet (2011). Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety - The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations –.
[3] IAEA (1999). Living Probabilistic Safety Assessment (LPSA). IAEA-TECDOC-1106.
[4] Holloway, N.J. (1994). Risk-Based Management of Safety Systems' Availability. NEA/CSNI/R(94)21.
[5] Matsuoka, T. and m. Kobayashi (1997). The GO-FLOW reliability analysis methodology—analysis of common cause failures with uncertainty, Nuclear Engineering and Design. 175, 205–214.
[6] Matsuoka, T. (2012). Generalized Method for Solving Logical Loops in Reliability Analysis. PSAM-11, Helsinki, Finland, June 25-29.
[7] Matsuoka, T. (2016), Transition of the mission success probability under severe accident conditions: analysis by the GO-FLOW methodology and the consideration of uncertainty. International Journal of Nuclear Safety and Simulation 7(2),119-128.
[8] Japan Atomic Energy Society (2008). A standard for Procedures of Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants during Power Operation (Level 1 PSA). AESJ-SC-P008.
[9] IAEA (1989). Survey of ranges of Component reliability data for use in probabilistic safety assessment. IAEA-TECDOC-508.
[10] U.S.NRC (1975). An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants Appendix III Failure Data, WASH-1400, NUREG-75/014.
[11] Matsuoka, T. (2018). Dynamic Behaviour of Nuclear Power Plant State under Severe Accident Conditions: Analysis by the GO-FLOW Methodology and the Consideration of Loop Structures. In Aldemir, T (Eds.), Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management, pp.427-476, World Scientific Publishing Co Pte Ltd.

* Takeshi MATSUOKA[1]
[1]Utsunomiya Univ., Collaboration Center for Research and Development

2022年春の年会

リスク部会セッション

Dynamic PRA の最新動向
Latest trends of Dynamic PRA

（3）マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法

(3) Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard

*牟田　仁[1]

[1]東京都市大学

1. 緒言

近年，原子力規制委員会の新規制基準や新しい検査制度において PRA の知見が参考にされることとなり，原子力発電所及び原子力関連施設のリスクに関する幅広い知見が必要となる．確率論的リスク評価(PRA)はリスクに関する知見の提供に大いに役立つものであると考えられ，様々な研究開発やケーススタディが行われてきている．

従来からの原子力発電所及び原子力関連施設を対象としたレベル 1 の確率論的リスク評価(PRA)手法は，炉心損傷頻度をリスクの指標としているが，主として年平均のリスクを評価することを主眼に置いてきた．これは，最初に手法整備がなされた内的事象を対象としたレベル 1 PRA においてリスク源がランダムに発生する安全設備を構成する機器の故障や関連する運転員の人的過誤にあるとしていることによる．

原子力発電所を対象とした内的事象レベル 1 PRA の手法開発の後に，PRA 手法は以下の三つの観点からスコープの拡大が進められてきた．

(1) 事故進展の拡張
　炉心損傷を対象とするレベル 1 PRA から，格納容器の健全性に関するレベル 2PRA 及び公衆リスクを評価するレベル 3PRA
(2) 運転状態の拡張
　通常運転状態から，定期検査等によるプラント停止時（低出力時を含む）
(3) リスク誘因事象の拡張
　機器のランダム故障及び人的過誤から，外部自然現象（地震，火災，津波等）

しかしながら，これまでの PRA 手法開発の経緯では様々な経時的な状態変化の取り扱いに課題を抱えている. PRA で最も重要なのは事故シナリオを明確にすることであり, このためには状態変化に即した動的な PRA モデルを導入し，上記課題を解決する必要がある．

本稿では，動的 PRA モデルの分類を行うとともに，動的 PRA モデル導入の一環として筆者らが実施してきた動的 PRA に関する研究の紹介をする．

2. 動的 PRA 手法

2-1. 動的 PRA 手法の分類

前述の PRA スコープ拡大の観点(1) 事故進展の拡張においては，リスクを評価する範囲を原子炉内から格納容器内, 更には発電所外の環境へ拡張していくことが主眼であるが, 事故進展に応じてプラントの状態（原子炉内や格納容器内の状態）や安全設備の状態（機能喪失，復旧，従属故障，起動時間遅れ等）が変化することで起こりうる事故シナリオの幅は大きくなり, 複雑さを増すことになる．また観点(2) 運転状態の拡張においては，通常運転状態は大きな変化が無いことに対し，プラント停止時はシステム，機器の点検により，待機している安全設備の状態が経時的に変化するため，この変化をモデルに組み込む必要がある．現状，プラントの状態をいくつかに分類し，その間は変化しないものとして時系列を考慮している．(3) リスク誘因事象の拡張においては，炉心損傷を引き起こす起因事象の誘因事象として，内的事象に加えて外部自然事象等

を考慮してきている．外部自然事象は，例えば，地震の後に津波や余震が発生する場合や地震によるプラント内部機器の損傷による内部溢水など，経時的にプラントの状態が変化することで安全設備へ影響する可能性があり，これをモデルに組み込む必要がある．

これらを主に二つのカテゴリーに分類すると以下のようにまとめられる．

A) 物理現象の動的なモデル化
原子炉や格納容器の熱水力挙動，建屋内の火災事象，或いは FP 挙動等が該当する．解析コードによるシミュレーションで物理現象の挙動を明らかにし，これを動的イベントツリーと組み合わせて経時的な事故シナリオを表現する．

B) 複数の発生可能性のある事象の動的なモデル化
地震随伴津波事象，地震（本震）に対する余震の発生，或いは地震発生後の内部溢水事象等が該当する．事象間の因果関係や相互作用を考慮し，更には人間系の意思決定や操作等も関係する．個別の物理現象は解析コードのシミュレーションを用いるが，事象の発生は論理的にモデルを構築する．

次章では，上記の B)に関連する研究の紹介をする．

2-2. マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法

大規模な地震発生を想定すると、その地震規模の大きさから複数の事故が原子力関連施設やその周辺で同時発生することが想定され、それらの事故が互いに相互作用を及ぼすことが考えられる。また、安全機能を有する多数の設備が故障するなどにより、可搬型の設備を用いた人的操作による事故対応が多くなることが想定され、その場合、機器故障や人的操作による事故への影響のフィードバックが生ずることが考えられる。このため、深層防護レベル4 及び5 に相当する事故のリスク評価では、これらの相互作用を考慮できる動的な定量評価手法が必要となる。しかし、従来のPRA 手法は、個々の機器の故障や人的操作の失敗に主眼をおいた評価手法であり、静的な評価手法であるため，このようなリスク評価へ適用するには不十分である。また、このような相互作用を考慮した動的なリスク評価手法は、核燃料施設だけでなく、原子力発電所においても未成熟であると考えられる。

筆者らはこのような評価、特に深層防護レベル4に対応する事故や対策に対するリスク評価を可能にするため、Leveson が開発したSTAMP/STPA 手法を導入した。STAMP/STPA は、システム理論に基づくアクシデントモデルであり、システムを構成する機器間の制御の相互作用の観点からリスクを分析するのに適した方法である。ただし、STAMP/STPA は、「制御」に関する相互作用のみを取り扱い、「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用については考慮されていないことから、筆者はSTAMP/STPA で考慮する相互作用に「物理的な影響」や「物質の移動」といった作用を加えることにより、その分析対象を拡張した。また、STAMP/STPAは定性的なハザード分析手法であるため、リスク評価に必要な定量評価手法の構築が必要となる。この課題に対し、筆者はSTAMP/STPA に従来のPRA方法を結びつけたインタラクション・マルチレイヤ・モデルを新たに開発した。

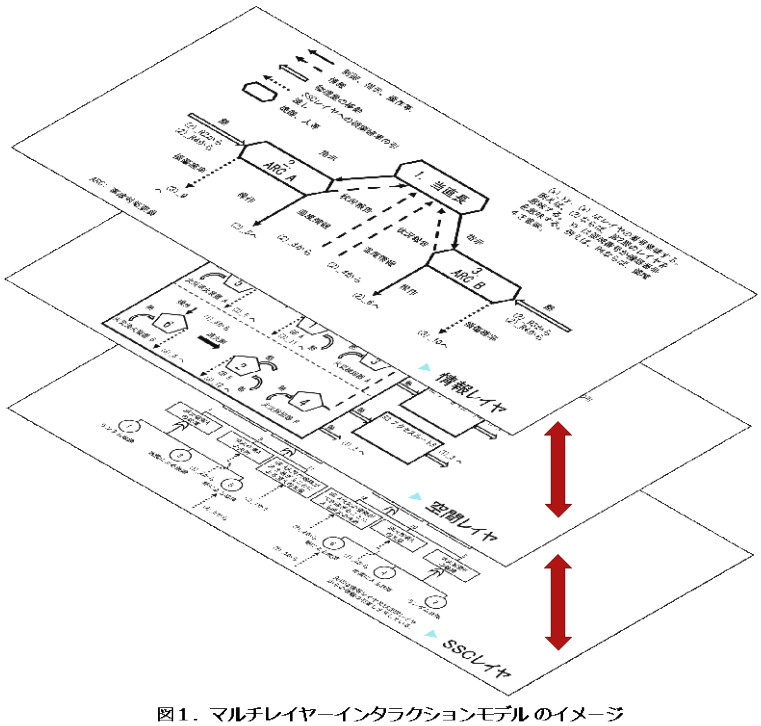


図1．マルチレイヤーインタラクションモデルのイメージ

システム構成や状態が大きく変化した場合は，変化したシステム状態に対して新しいマルチレイヤを構築する必要がある．このため、マルチレイヤの連続性を踏まえ、刻々と変化するシステム全体の構成を動的に定量評価するための枠組みを構築する必要がある．このようなシステムの変化は，状態遷移確率によって分析でき，マルコフ連鎖等に基づくダイナミックイベントツリー（DET）で表すことができるものと考えられる．システムの状態遷移は，状態遷移図等を用いて定性的に抽出できる．このように，インタラクション・マルチレイヤ・モデルとDETを組み合わせることで，システム全体の状態を動的に定量評価することが可能になる．

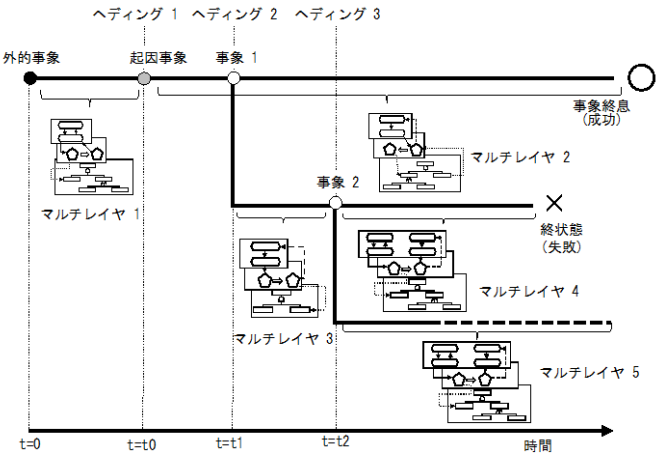


図２．連携するダイナミックイベントツリーのイメージ

3. 結言

本稿では，ダイナミック PRA の最新動向の一例として，マルチレイヤーインタラクションモデルを用いた動的リスク評価手法の開発を紹介した．本手法は，上記で紹介した例のように深層防護レベル 4 に対応する事故や対策に対するリスク評価のみならず，原子力発電所外部の一般住民の避難に関するリスク評価にも適用可能と考えており，今学会の別セッションで紹介する予定である．

ここで紹介したリスク評価手法の今後の課題として，個々の機器や人間系の間の相互作用の動的定量評価のためのフレームワークの構築及びシステム構成の変化に対応するための動的定量評価のためのフレームワークの構築があると考えられ，継続的な研究をおこなっていく予定である．

参考文献

1. N. G. Leveson, “Engineering a safer world, Systems thinking applied to safety,” The MIT Press (2012).
2. N. G. Leveson and J. P. Thomas, “STPA handbook” (2018)., https://psas.scripts.mit.edu/home/get_file.php?name=STPA_handbook.pdf.
3. K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Study on Quantitative Evaluation Method of Interaction Multi-Layer Model for Nuclear Fuel Facilities Considering External Natural Hazard,” Proceedings of the 30th European Safety and Reliability Conference and the 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference, Venice Italy, 01-05 November 2020, 5713, ESREL2020-PSAM15 Organizers, Research Publishing, Singapore, ISBN/DOI: 978-981-14-8593-0, (2020).
4. K. Mori, H. Muta and Y. Ohtori, “Application of Interaction Model Impacting on Accidents Caused by Earthquake in Nuclear Facilities,” 17th World Conference on Earthquake Engineering, 17WCEE, Sendai, Japan - September 13th to 18th 2020, 8c-0044, (2020).
5. Kenji MORI, Hitoshi MUTA and Yasuki OHTORI, “Development of interaction model on the risk assessment method for nuclear facilities considering impact of external natural hazard”, Journal of Nuclear Science and Technology, Published online: 14 Dec 2020, 58(5), pp.542-566, 2020.

*Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo City University.

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3H_PL] "Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS" Activity reports of subcommittees

Chair: Hiroshi Miyano (Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Radioactive Waste Management

*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[3H_PL02] Robotics

*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Tech.)

[3H_PL03] Risk analysis and evaluation

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

[3H_PL04] Structural Integrity of components

*Shunichi Suzuki[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"
Activity reports of subcommittees

（1）廃棄物検討分科会

(1) Radioactive Waste Management

*柳原敏
福井大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に係る中長期ロードマップでは、新型コロナウイルス感染拡大の影響で燃料デブリの取り出し開始が 1 年程度遅延したものの、2022 年には始まることになる。これは 1F 施設を解体撤去し、放射能汚染したサイトを修復して、サイトの新な利用を目指すゴール（エンドステート）に向けた第一歩であるが、発生する大量の放射性廃棄物を着実に処理・処分することが必須の要件となる。廃棄物検討分科会では、燃料デブリ取り出しで発生する廃棄物の処理・保管・処分を含め、長期的な展望に立って廃炉工程で発生する廃棄物の取り扱いや管理に係るあり方を様々な視点で検討している。

2. 中間報告（昨年度までの活動）

国際機関における廃炉・サイト修復に係る検討内容の調査、また、わが国の廃棄物管理に係る現状の調査を実施した。さらに、これまでに発生した廃棄物の物量、性状、処理・保管状況の調査を進めるとともに、今後発生すると予想される廃棄物量の推定結果などに基づき、エンドステートを視野に入れた廃炉とサイト修復の方針及び廃棄物管理シナリオを検討した。これらの検討結果を中間報告として公開した。

3. 廃棄物管理に係る検討

１F の廃炉工程で発生する廃棄物を安全で合理的に取り扱うための検討には廃棄物の特性（物量、性状、放射能特性など）の予測が必要であり、その結果に基づいて、処理、保管、処分を含む廃棄物管理の様々なシナリオを検討することになる。廃棄物の発生は、事故発生から廃炉工程のエンドステートまでを (1)事故対応・安定化、(2)燃料デブリ取出し、(3)施設解体、(4)環境修復に分類することが出来る。今年中に開始される燃料デブリ取り出しでは、発生する廃棄物の特性（放射能及び物理特性）に係る検討が重要な課題である。

4. 燃料デブリ取り出しで発生する廃棄物の管理

１F 廃炉の全工程における主要マイルストーンを定めて作業を進める事は必須の要件であるが、燃料デブリ取り出しにおいても、その達成目標（中間エンドステート）を明確にした計画作成が求められる。特に、取り出された解体物の処理、保管、処分に係る技術的及び制度上の位置付けに係る検討は重要である。発生する廃棄物は、例えば、主に溶融燃料が固化したもの、燃料と構造物が混合して溶融固化したもの、構造物に溶融燃料や核分裂生成物が付着したもの、などに分類でき、取り出し方法によって解体物の形状や寸法が異なる。これらの廃棄物管理に関しては、切断・分別・処理に係る技術的検討は勿論であるが、輸送容器（構内輸送）、保管容器、処理施設、保管施設の設計・建設・運用を含む詳細な検討が重要である。

5. 今後の活動

世界の事故炉の廃炉及びサイト修復に係る経験のレビューを進めるとともに、１F 廃炉のエンドステートに向けた取り組みで発生する廃棄物の特性を推定し、その特性に応じた管理（分別、処理、保管、廃棄体化、処分）に係る課題の抽出及び合理的な廃棄物管理シナリオの検討を継続する。当面の活動としては、燃料デブリ取り出し方法なども考慮して、発生する解体物の物量や性状を予測するとともに、長期的な保管及び処分方法に係る技術的及び制度上の課題や可能性に係る検討を進めている。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。
原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Satoshi Yanagihara
University of Fukui

2022年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"
Activity reports of subcommittees

(2) ロボット分科会

(2) Robotics

*吉見 卓
芝浦工業大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が必要であり、日本原子力学会(AESJ)と日本ロボット学会(RSJ)との緊密な連携が期待されている。これを受けて、日本原子力学会 廃炉検討委員会 ロボット分科会は、2015 年 1 月に、「日本ロボット学会との連携により、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリの取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジ」を目的として設立された。日本ロボット学会側では、「廃炉遠隔操作ロボットに関する、関連学会との連携、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方の検討・提言」を目的として設立された、廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会であり、これらは、両学会の共同設置の形態で設置された。それぞれ異なる名称、目的を持つものの、構成する委員は共通であり、両学会に所属し、原子力ロボットの研究開発に関わる技術者、研究者が連携して、その目的達成に向けた活動を展開するとともに、廃炉に向けて、両学会がどのように連携できるか、またそのための課題は何かを明らかにするために、共同でさまざまな検討・活動を実施してきた。

2. これまでの活動

これまでロボット分科会は、RSJ 主催のシンポジウム、オープンフォーラムとして、「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」を 6 回開催し、双方の学会員からの情報提供の発表、パネル討論等を行ってきた。また、日本原子力学会大会の廃炉委企画セッションやシンポジウムにおいて、活動報告や技術講演等を実施してきた。さらに、分科会 WG が、「ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等」をまとめ、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く募集するコンペの企画実施を提言したことを受けて、2016 年度にはロボット技術提案公募「廃炉のためのロボット技術コンペ ーあなたの技術・アイデアに基づく新しい廃炉のためのロボット技術提案ー」を日本原子力学会と日本ロボット学会の共同企画で実施した。廃炉のためのロボットの開発は、基本的には IRID を中心とする事業者とメーカーが担当しており、学術界には新しいアイデア、広い視野からの技術提供、人材の広がりが期待されている。そこで、ロボット分科会は、IRID や廃炉の機器開発を担っているメーカーの技術者等から、廃炉のロードマップに基づき、各フェーズでのロボットやロボット技術に対する課題、検討項目、学会への期待、等を定期的に発信いただくとともに、学会（学会員）は、それらの情報に基づき、シーズ技術を提案する仕組みづくり、場の提供を目的として、学会 HP、学術講演会フォーラム等を活用した情報交換活動を地道に日常的に継続して実施してきた。これらの活動は、福島第一原子力発電所の廃炉作業に関して、ロボット技術の面から貢献してきたものである。

3. 2021 年度の活動

新型コロナウィルス感染拡大の影響で､2019 年度末からロボット分科会の活動が停止状態となっていたが、2021 年度はコロナ禍の影響を少しずつ脱却し、徐々に分科会活動を再開してきており、廃炉作業の最新状況に関する情報の学会員への提供、それらの情報に基づく学会員からのシーズ技術提案の仕組みづくり、場の

提供を目的とした情報交換活動を進めている。

まず、6 月 12 日(土)に開催された日本原子力学会第 5 回シンポジウム「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉 10 年目の課題と展望 ーより安全な廃炉に向けてー」において、分科会の大隅久委員（中央大）が「福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題」と題して講演を行った。また、内閣府原子力委員会の上坂充委員長からの依頼を受けて、上記シンポジウムの講演内容を、大隅委員から同委員会の各委員へ説明した。さらに、2020 年度に実施が見送られていたオープンフォーラムについては、今年度 RSJ2021 で開催されることとなり、第 39 回日本ロボット学会学術講演会(オンライン開催)会期中の 9 月 8 日(水)に、オープンフォーラム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題 6」を開催した。宮野廣 廃炉検討委員会委員長が「原子力学会の廃炉委の活動と自動化の論点」について、大隅委員が「福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題」について、川端邦明分科会委員(JAEA)が「廃炉のための遠隔操作関連技術研究開発の取り組み」について、中村紀吉 NDF 廃炉戦略企画室次長兼技術グループ長が「福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」について、それぞれ講演を行い、オンラインを通してではあったが、活発な質疑応答が行われた。

4. 今後の活動

分科会内において、現在、幹事会を中心に、「ロボット分野で、学会は、そして当該分科会は、本格的にデブリ取り出しのフェーズを迎える廃炉作業にどのような形で関わり、貢献していくのか。」についての議論を進めている。分科会内での議論の結果や IRID 等の関係者との議論に基づき、これまでの分科会の活動をさらに継続発展させていく。我々の分科会活動を実際の廃炉プロジェクトに役立てるために、プロジェクトに直接かかわる技術者等からの定期的な情報発信を受けて、シーズ技術の提案等の活動を進めていきたいと考えており、そのための仕組みづくり、場の提供を念頭においた活動を、分科会全体で企画実施していく。具体的な実施内容は、今後の議論の結果を待つことになるが、現段階の案として、デブリ取り出しに関わる学会員への情報提供と、それらの情報に基づく学会員からのシーズ技術提案の場としてのシンポジウム、講演会等の開催の企画実施とともに、デブリ取り出しに関わるロボット技術提案公募の実施も検討を進めている。これらの活動を通して、ロボット分野での福島第一原子力発電所の廃炉作業に貢献していく。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。
原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Takashi Yoshimi
Shibaura Institute of Technology

2022年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"
Activity reports of subcommittees

（3）廃炉リスク評価分科会

(3) Risk analysis and evaluation subcommittee

*高田 孝[1]，竹田 敏[2]，山本 章夫[3]
[1]東京大学，[2]大阪大学，[3]名古屋大学

1. はじめに

リスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで廃炉リスク評価分科会では、現在計画されている燃料デブリ取り出し作業に関し、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、2018～2019 年にわたり、リスク分析手法への要求事項を取りまとめるとともに、具体的な分析手法および今後の課題に関する検討を行った[1]。

2. 分析手法の検討

リスク評価では、リスクトリプレットと呼ばれる「シナリオ」、「発生頻度」及び「その影響」の各要素が重要となる。リスク分析手法への要求事項としては、廃炉における各工程におけるプラント状況、作業及び工法の特徴や違いを踏まえた事象進展シナリオの抽出及びシナリオ間の差異を特定できること、また、事象進展シナリオの定量化において、上記の特徴や違いが頻度や影響に与える要因を特定し、その特徴や違いを頻度又は影響の定量化に反映できることとした。また、リスクトリプレットに対応する、シナリオ抽出、頻度の定量化並びに影響の定量化について検討結果の概要を以下に示す。

2-1. シナリオ抽出

シナリオの抽出では、頻度や影響が小さいと想定されるものであっても最初から除外せず、できる限り網羅性を目指すことが重要である。そのためには、体系的な手法の活用や評価の前提条件の提示によって抽出過程の明確化や論理性を示す必要がある。

体系的な分析手法としては、Master Logic Diagram (MLD)、Hazard and Operability Study (HAZOP) 及び Failure Mode and Effects Analysis (FMEA)等がある。MLD は放射性物質が放出されるための要因分析を実施することにより、事象進展シナリオを抽出するトップダウン的な手法であり、HAZOP や FMEA は系統設備の機能喪失やプラントパラメータの変化から、リスク源が環境へ放出される事象進展シナリオを抽出していくボトムアップ的な手法であり、これらを組み合わせた手法が有効となることが確認された。

図 1 に例を示す。まず、MLD を用いて図 1 を構築し、主要なシナリオを推定する。HAZOP 等では、個々の機器や機能におけるパラメータの変化に伴う影響を網羅的に検討するため、事故に至らないものも含めシナリオを広範囲に捉えることができる。MLD から構築したシナリオに HAZOP 等からのシナリオの充足性を見ることで、シナリオの見落とし等を防ぐことが可能となる。

2-2. 頻度の定量化

頻度の定量化に関しては、上記で抽出されたシナリオをもとにイベントツリーを作成し、その分岐確率を評価する必要がある。分科会で検討されたイベントツリーの一例として、地震を誘因事象とし、起因事象「窒素封入システムの機能喪失」により水素燃焼が発生するシナリオを検討したものを図 2 に示す。

廃炉における各分岐確率の評価では、運転中の発電所と同様にフォールトツリーで評価出来るものもあるが、フォールトツリーによる詳細化が困難で、工学的判断により決定する必要もある。分科会での議論において、評価する物理現象（例えば水素燃焼）の物理モデルと工学的判断を組み合わせることが有効であるこ

とが議論された。

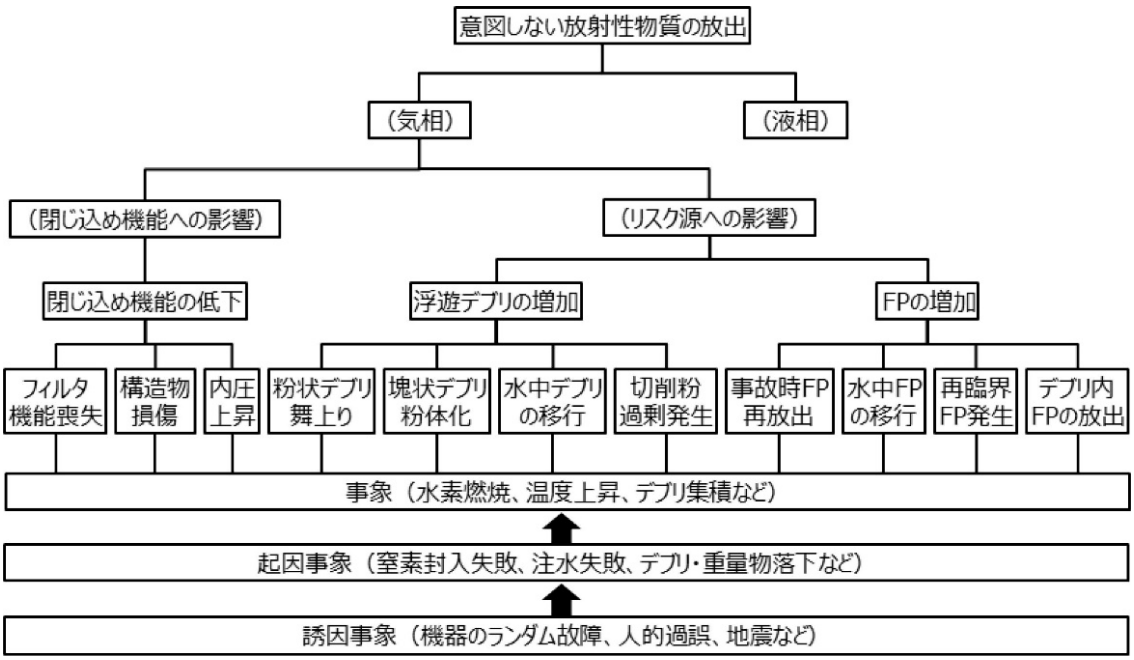


図 1 放射性物質の気相放出に至るシナリオの例

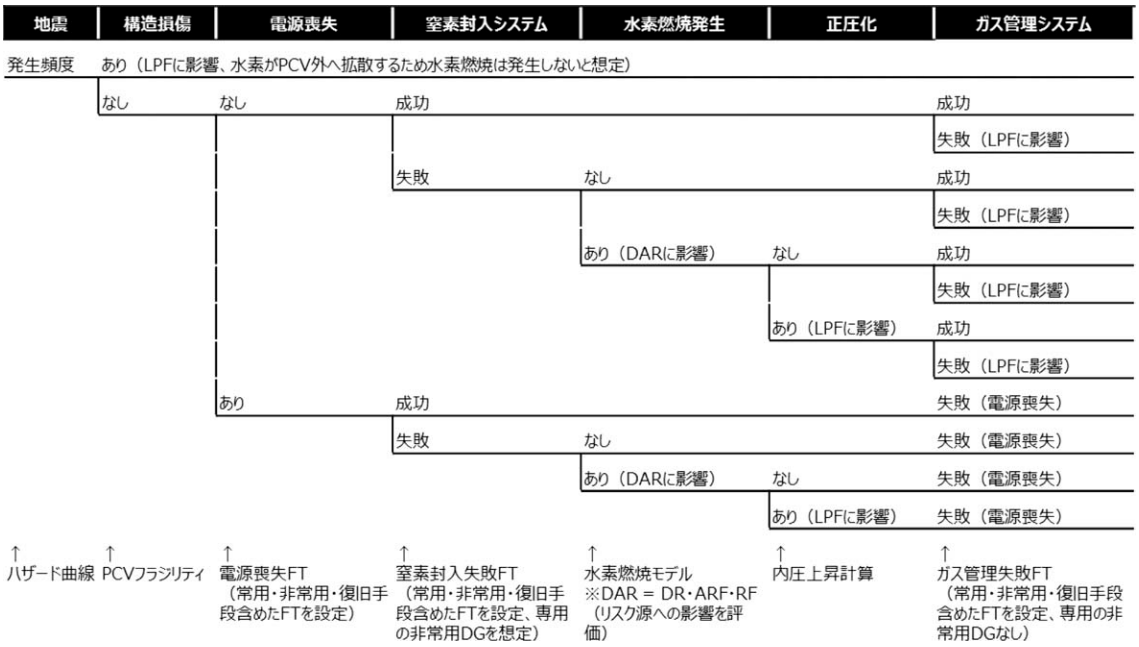


図 2 窒素封入システムの機能喪失イベントツリー（誘因事象：地震）

2-3. 影響の定量化

廃炉作業における影響の定量化は、基本的に放射性物質放出量の定量化がポイントとなる。廃炉作業では不確かさが大きいため、以下の五因子法による概算評価が基本となる。

$$\text{【放射性物質放出量】} = [\mathrm{MAR}]\times[\mathrm{DR}]\times[\mathrm{ARF}]\times[\mathrm{RF}]\times[\mathrm{LPF}] \quad (1)$$

ここで、MAR (Material At Risk)は事象によって影響を受ける可能性のある放射性物質の総量、DR (Damage Ratio)は総量の内影響を受ける割合、ARF (Airborne Release Fraction)はそのうち雰囲気中に放出する割合、RF (Respirable Fraction)は肺への吸入性微粒子の割合、LPF (Leak Path Factor)は環境中に漏えいする割合である。

分科会ではこれらの因子の設定の考え方、設定方法について検討された。MAR については、リスク源の位

置、性状を踏まえて設定する必要があるが、不確かさが大きく、感度評価が重要となる。DR、ARF 及び RF については、核燃料サイクル施設における事故事例等、関連する知見の参照や、関連する物理モデルからの評価（相関関係の検討も含む）が有効となる。LPF については、本来、放射性物質の放出経路や流路面積・流量等の情報を基に評価されるが、廃炉作業ではプラント内部の詳細な放出可能経路に不確かさが大きく、工学的判断による評価が主となることが考えられる。このため、感度解析等による設定値の影響評価が重要となる。

3. 今後の課題

分科会での議論として、以下の点が今後の課題として摘出された。

現状のリスク評価の実施：「現状のリスクと作業時のリスクの比較」は、廃炉リスク評価の主たる目的の一つであり、その工程におけるリスクも重要であるが、現状でのリスクからの変化も重要となる。従って、ベースラインとして 現状のリスクの評価結果が必要となる。

廃炉作業者に対するリスク評価：本検討では、リスク指標として廃炉作業者の被ばくを対象としていない。ただし、廃炉作業を進めていく上では、「公衆及び環境に対するリスク」及び「廃炉作業者に対するリスク」の両者を踏まえた意思決定が必要になると考えられる。両者のリスクを組み合わせたリスク情報を用いた意思決定については今後の重要な課題である。

経年劣化に対する評価：福島第一原子力発電所における廃炉作業は、極めて長期間の工程が考えられる。そのため、長期的なリスク評価の実施にあたっては、コンクリートや燃料デブリ等の経年劣化を考慮する必要がある。これらは、構造物のフラジリティや燃料デブリの性状変化を通じてリスクに反映することが可能であり、こられの最新知見を踏まえたリスク分析が重要となる。

燃料デブリ等リスク源の状態：燃料デブリや放射性物質等のリスク源の分布や性状は、五因子法の MAR に関わる情報であり、リスク評価を実施する上でベースとなる重要な情報である。現状では、これらについて得られている情報は限られているため、様々な仮定の下にリスク評価を実施することになる。今後、内部調査や分析結果等を踏まえて情報を入手し、リスク評価に反映していくことが重要である。また、不明確な情報の中でリスク分析を進めるための手法や新知見の反映方法も検討課題である。

また、リスク評価全般に関する課題として、分科会においてもリスク分析手法に対する要求事項をまず検討したが、リスク評価の活用（説明性としての情報公開も含む）では、前提条件の明確化が重要となる。

加えて、本検討では原子力安全に直接関わるリスクを対象としたが、廃炉プロジェクト全体を考えた時のリスクは多種多様であり、リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk Informed Decision Making, IRIDM）[2]が必須となるが、廃炉プロジェクトにおける具体的な考え方（方法論）については未だ確立されておらず、今後の重要な課題である。

4. おわりに

廃炉リスク評価分科会では、定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、リスク分析手法への要求事項を取りまとめるとともに、具体的な分析手法および今後の課題に関する検討を行った。

リスク評価は、最適評価に不確かさを含めた評価が基本となる。最適評価を実施する上では、常に最新の知見を反映することが重要であり、今後の内部調査や分析結果等を踏まえて入手した情報の適切なリスク評価への反映が重要となる。

一方、リスク評価の利点として、不確かさに対する感度解析が可能であり、感度解析によって、不確かな情報のうちリスクへの影響が大きい情報を特定することが可能となる。このような知見は、今後の内部調査や分析を計画する上で有益な情報を提供するものと考えられる。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

参考文献

[1]　廃炉リスク評価分科会 報告書, https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning (2019).

[2] 日本原子力学会標準, AESJ-SC-S012:2019 (2019).

---

*Takashi Takata[1], Satoshi Takeda[2] and Akio Yamamoto[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Osaka Univ., [3]Nagoya Univ.

2022年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」分科会活動報告

"Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS"
Activity reports of subcommittees

（4）強度基準検討分科会

(4) Structural Integrity of components

*鈴木 俊一[1]
[1]東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以下、廃炉委）では、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。廃炉委には、個別検討課題に取り組む分科会が設置されており、その一つである強度基準検討分科会（以下、本分科会）の活動状況を報告する。

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）以前から設置されている設備の特徴として、1F 事故前後で設備の使用環境や要求機能が変化していること、アクセスが困難なため設備状態を十分に把握できていないことが挙げられる。長期に亘る廃炉作業において、これら設備が持つ要求機能の確保可否を確認すること、また確保できないと想定される場合には事前に対策を用意しておくことは、廃炉作業を進める上で重要なことである。要求機能の確保可否を確認する方法の一つとして強度評価が挙げられるが、1F 事故以前から設置されている設備に対する強度評価の結果は通常炉より不確かさが大きいこと、また 1F 事故前後で要求機能が変化していることを考慮する必要がある。そのため、通常炉とは異なる 1F における強度評価の考え方が必要であり、本分科会で検討を進めてきた。

以下では、本分科会において検討してきた 1F における強度評価の考え方に関する体系化（フロー）の検討状況を説明する。

2. 体系化（フロー）の検討における基本的な考え方

体系化（フロー）の検討における基本的な考え方として、以下の 4 点を設定した。

①事故炉においても、原子力安全（放射線の有害な影響から環境と人を守る）が求められることは変わらない。
→各設備が損傷した際の環境と人への影響有無を確認し、影響を与える設備を特定する必要がある。

②放射線の有害な影響から環境と人を守るためには、各設備が持つ要求機能の確保可否を確認する必要がある。
→1F 設備に求められる要求機能の整理が必要である。
→要求機能の確保可否の判断基準が必要である。

③地震等により要求機能が確保できないと想定される場合には、その対策が必要である。
→耐震強化等の発生防止対策が可能ならば、その対策が有効である。
→発生防止対策が困難な箇所への対応を検討する必要がある。

④1F の設備状態は、廃炉作業の進捗と共に変化する。
→継続的（設備状態変化毎）に評価し、対策を見直すことが、安全性向上のための必須条件である。

3. 体系化（フロー）の検討結果

検討結果を図 1、図 2 に示す。図 1（管理状態評価フロー）に示す様に、初めに対象設備が損傷した場合の環境又は人身災害への影響が許容できるかを確認し、許容できない場合には、設備が持つ機能（支持機能等）

が要求機能を満足しているかを判断する。この判断は図 2 に示すフローを用いて判断する。具体的には、「検査」、「評価」、「補修」の観点と「想定を越える事象の拡大防止等対策」の有無の確認結果から判断する。本フローの特徴は、検査が可能な設備と困難な設備では強度評価結果の不確かさが大きく異なることを考慮し、検査困難な設備については強度評価結果が問題ない場合にも「想定を越える事象の拡大防止等対策」を要求している点である。また、「想定を越える事象の拡大防止等対策」には、損傷した場合の破損シーケンスを事前に検討し、設備・機器単体としての対策だけでなく、システム全体としての対策も含まれている点も特徴である。例えば水の漏えいが発生した場合の対策として、取水ポンプを用意することが挙げられる。

図 2 に示すフローの判断結果から、管理状態 A（対象設備の状況が望ましい姿に合致している状態）と評価された場合には、現状の対策を継続し、また、継続的な改善を実施していくことを要求している。一方、管理状態 B（対象設備の状況が望ましい姿に合致しない状態）と評価された場合には、異常検知の可否を確認することとしており、異常検知が可能な場合には機動的対応による対処等を要求している。これは、事象の進展が遅いと考えられる 1F の特徴から異常を検知することで機動的対応による対処が可能と考えられるためである。また、異常検知が出来ない場合には、根本的な対策の検討が必要としている。

なお、設備状態の変化等が発生した場合には、本フローを用いて再度評価し、対策を見直すことを要求している。

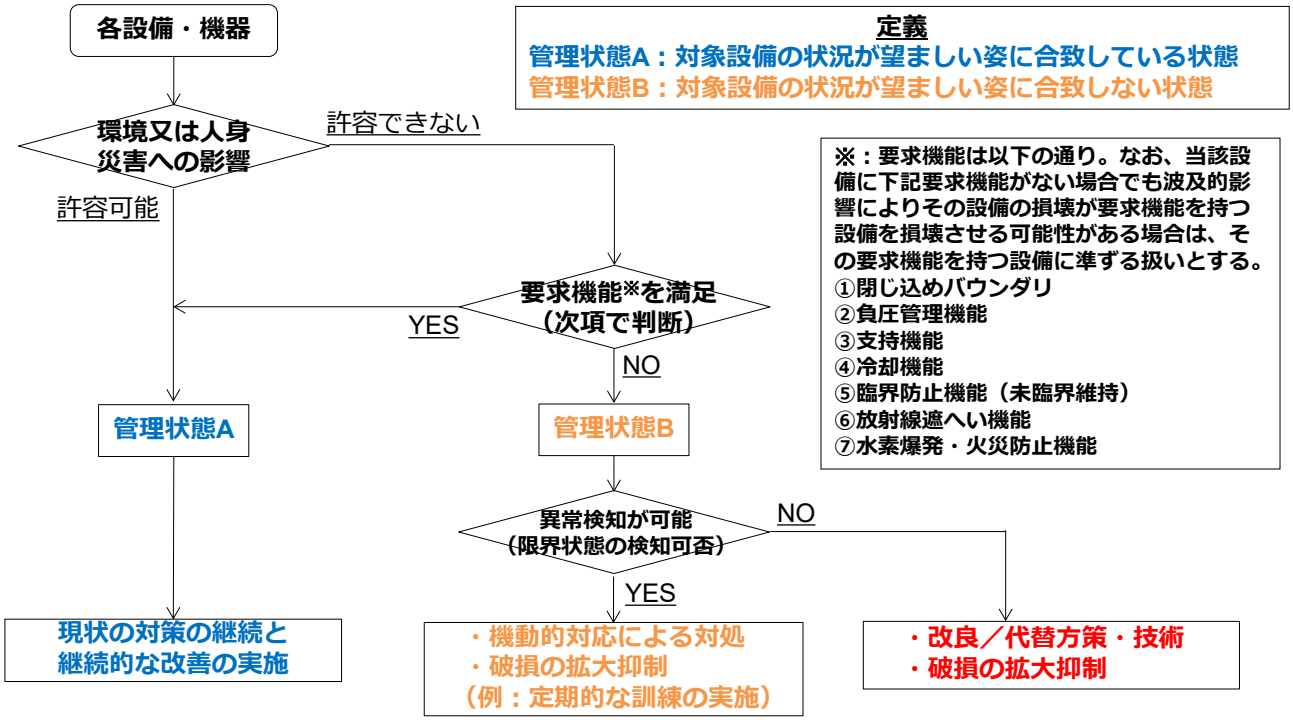


図 1　管理状態評価フロー

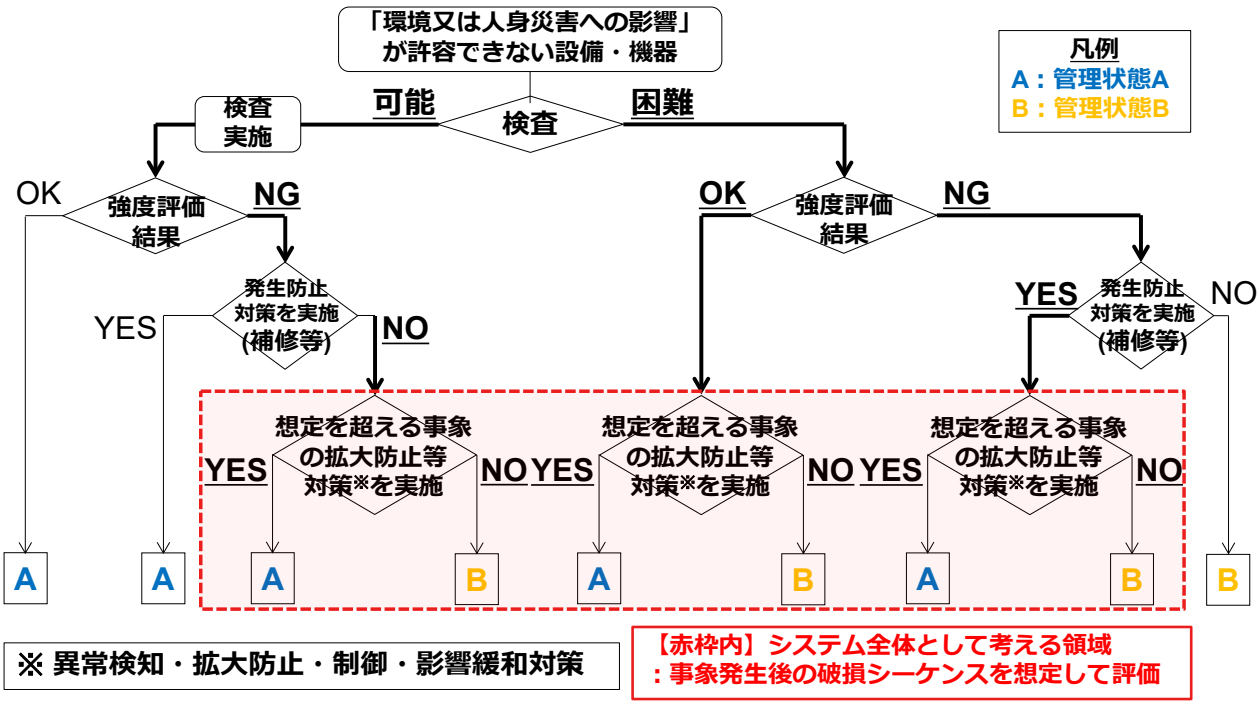


図 2　管理状態 A、B の判断方法

4. ケーススタディ

検討したフローのケーススタディとして、3 号機サプレッションチェンバー（S/C）を選定し、評価した。

3 号機 S/C は 1F 事故後、満水状態となっている。東京電力ホールディングス株式会社では、震災後 20 年(2031 年まで)の劣化を考慮して耐震評価を実施しており、最も厳しい部位においても求められる機能（閉じ込めバウンダリ機能）が維持されることが確認されている。現在、長期的なリスク低減の観点から、震災後 20 年までに実施可能な耐震性向上策として、S/C の水位低下が計画されている [1]。

上記フローで 3 号機 S/C を評価した結果を図 3 に示す。判断「環境又は人身災害への影響」については、判断基準が明確になっていないため、今回の評価で「許容できない」とした。次の判断「要求機能を満足」については、「強度評価結果」は前述の通りであり、また「想定を超える事象の拡大防止等対策を実施」については図 3 に示す対策が取られていることから、要求機能を満足していると判断され、管理状態 A と評価される。つまり、現状の対策を継続と継続的な改善の実施していくこととなる。

また、S/C に対して「改良・代替方策・技術」が必要になった場合に考えられる方策・技術を検討した。その検討結果を図 4 に示す。4 方策・技術が考えられ、①に示すトーラス室底部に「砂利を入れる」方法は、緊急対応的に影響緩和を図れる工法であり、破壊制御・荷重点再配分による損傷後の対応時間の延長も期待される。また②、③は、IRID において既に現場適用に向けた評価された工法であり、④は究極の改善策となる。

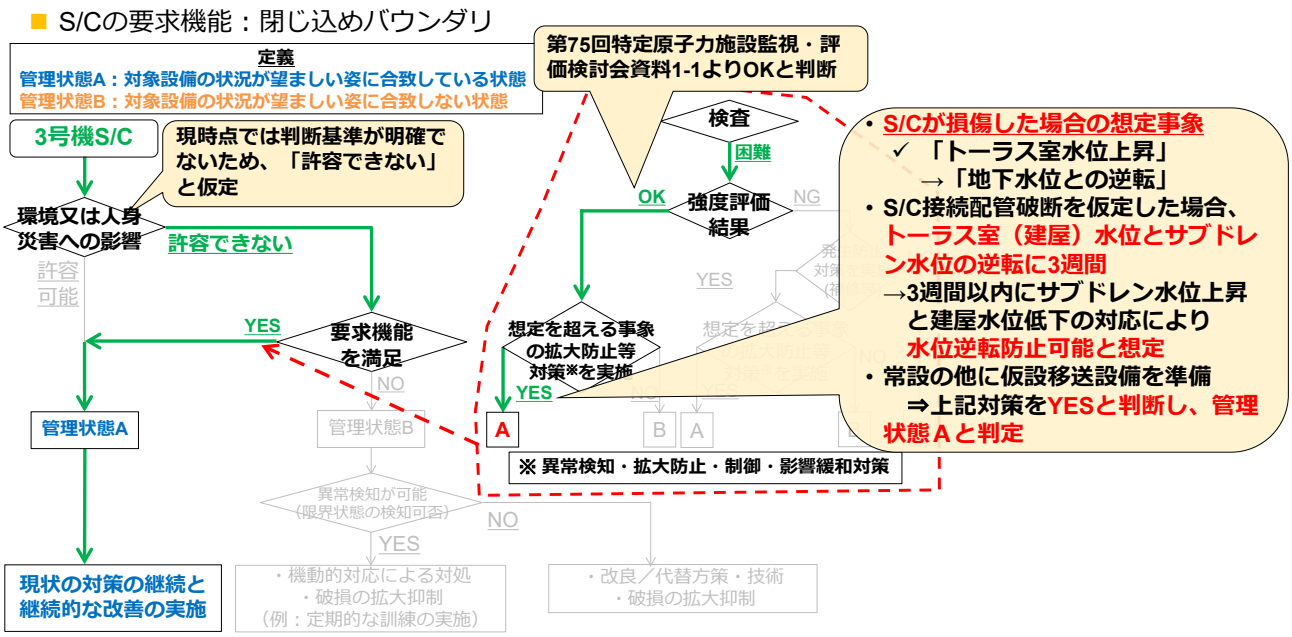


図 3　ケーススタディ（3 号機 S/C）

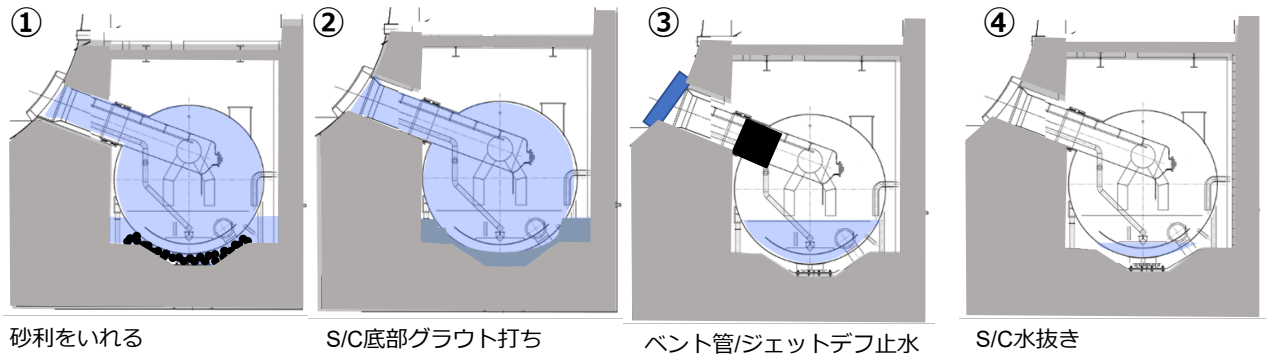


図 4　S/C の改良・代替方策技術

5. 今後の課題

今後は、フローの各判断項目について要求機能を具体化するとともに、対策が必要な部位に対する優先順位の考え方を整理し、併せて、新たな強度評価方法や検査・モニタリング技術を検討する予定である。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。
原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

参考文献

1)　第 75 回特定原子力施設監視・評価検討会 資料 1-1

*Shunichi Suzuki[1]
[1]The University of Tokyo

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division [Co-organized by Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[3I_PL] International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

Chair: Atsunobu Masuno (Hirosaki Univ.)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I

[3I_PL01] Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited

*Yuuki Oota[1] (1. JNFL)

[3I_PL02] Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI

*Haruka Tada[1] (1. IHI)

[3I_PL03] The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter

*Toru Sugawara[1] (1. Akita Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022　再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望

International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

日本原燃におけるガラス固化技術開発の現状と展望

Current status and future prospects of vitrification technology development at Japan Nuclear Fuel Limited

*太田 祐希[1], 相馬 諒[1], 大和久 耕平[1], 笹原 亮[1], 石尾 貴宏[1], 塚田 毅志[1]

[1]日本原燃

1. はじめに

再処理工場において、使用済燃料を再処理する過程で発生した高レベル放射性廃液はガラスと混合・溶融し、地層処分される計画である。本稿ではこれまで当社で進めてきたガラス固化技術の開発経緯と今後の展望について報告する。

2. これまでの経緯

六ヶ所再処理工場は、2006 年 3 月に使用済み燃料を使用したアクティブ試験を開始し、ガラス溶融炉において白金族元素の沈降・堆積や低粘性流体が発生して試験を一時中断した。

上記の原因究明および対策検討を実施するため、ガラス溶融炉メーカである(株)IHI をはじめ、原子力、溶融炉、鉄鋼、ガラス分野に関する専門家、有識者、研究機関と協力を行い、実規模モックアップ溶融炉（KMOC）での試験等を実施した。KMOC 試験よりガラス溶融炉の安定運転条件を設定し、六ケ所再処理工場で 2013 年までにガラス固化試験を行い「安定した運転ができること」及び「処理能力が確保されていること」を確認した。現在、使用前事業者検査に向けた準備を実施している。

3. ガラス固化技術の高度化

ガラス溶融炉は定期的に更新する必要があることから、アクティブ試験で確認された課題等について更なる改善を行うため、アクティブ試験時における原因究明時の協力体制に加え、大学や更なる有識者などとともにガラス固化技術の高度化を行った。

2013 年 11 月から 2015 年 5 月にかけて新型ガラス溶融炉モックアップ試験を行い、炉底部構造、炉底部加熱方法等の改善により、白金族元素の沈降・堆積を抑制し、流下性が向上すること等を確認した。

4. 新技術の開発

上述のアクティブ試験で確認された課題・知見や高度化開発に加え、日本の原子力業界の発展に貢献するべく、多様な廃液種への対応技術の開発を資源エネルギー庁委託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」において、(株)IHI、日本原子力研究開発機構、電力中央研究所および各社再委託先の原子力環境整備促進・資金管理センター、埼玉大学、中部電力(株)、東京都市大学、東京工業大学、東北大学、秋田大学、八戸工業高等専門学校、愛媛大学、九州大学、岩手大学、弘前大学、熊本大学、立命館、茨城大学、芝浦工業大学、東海国立大学機構らと進めている。

また、当該業務で培った知見、体制を活用し、処分場面積やコストを低減させる研究開発や実機運転のコスト削減開発等を継続しており、その中で多成分系ガラスの複雑な現象の理解を更に進めている。

謝辞

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業(JPJ010599)」および「使用済燃料再処理事業高度化補助金」により実施した成果の一部である。

*Yuuki Oota[1], Ryo Souma[1], Kohei Owaku[1], Akira Sasahara[1], Takahiro Ishio[1], Takeshi Tsukada[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Ltd.

2022年春の年会

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022　再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望
International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

IHI におけるガラス固化技術開発の現状と展望

Current status and future prospects of vitrification technology development at IHI

*多田　晴香[1]，鬼木　俊郎[1]，薄井　康史[1]

[1]IHI

1. はじめに

当社は使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射性廃液（以下、高レベル廃液）のガラス固化処理、および処理によって発生するガラス固化体の貯蔵技術の開発と関連する施設の建設・保守を実施してきた。特にガラス溶融炉メーカーとして、国内で唯一高レベル廃液のガラス溶融炉の開発、製作に携わっており、六ケ所再処理工場に納入し、国内での高レベル廃液の商業的な安定処理の確立に向けて取り組んでいる。ガラス固化による高レベル廃液の処理技術は確立されてきているものの、さらなる安定運転や将来的な高レベル廃液の変動を考慮したガラス固化設備に求められる技術は、継続して向上させていくことが求められることから、ガラス溶融炉の高度化や新たな原料の開発を日本原燃㈱と共に協力して取り組んでいる。また、高レベル廃液のガラス固化によって培われた技術のさらなる展開として、低レベル放射性廃棄物への適用性を検討している。

2. 高レベル廃液のガラス固化技術高度化

前述の通り、高レベル廃液のガラス固化による処理方法は確立されてきているものの、より安定的なガラス溶融炉の運転や放射性廃棄物の減容を目的としたガラス固化技術の高度化研究として、2018 年度までに放射性廃液成分の高充填化が可能なガラス原料の開発に取り組んできた。

また、将来的な核燃料サイクルの推進により、高燃焼度燃料等の再処理によって、高レベル廃液の濃度や組成などの変動が予想される。そのため、放射性廃棄物の減容に係る開発で得られたガラス固化技術を基軸として、高レベル廃液の変動に対する高度化研究に 2019 年度から取り組んでいる。

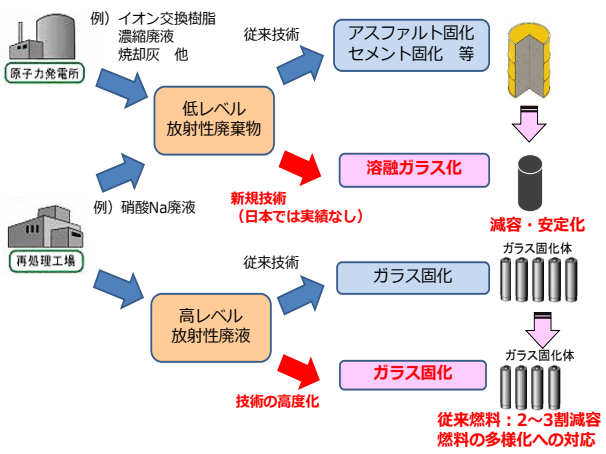


図 1　放射性廃棄物の処理の概要

3. 低レベル廃棄物に対するガラス固化技術の適用

一方で、原子力発電所、再処理施設などで発生する低レベル放射性廃棄物は、国内では、① 焼却 ② 圧縮 ③ セメント固化が一般的であり、ガラス固化技術は導入されていない。しかし、今後、原子力発電所，再処理施設の操業・廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル廃棄物（除染廃液など）に対する処理技術が必要であることから、放射性廃棄物の低減、安全性の高い最終処分確立の観点からも、低レベル廃棄物に対するガラス固化技術の適用に取り組んでいる。

謝辞

本報告は経済産業省「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」および経済産業省「平成 29～平成 30 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果を含む。

---

*Haruka Tada[1], Toshiro Oniki[1], Yasufumi Usui[1]

[1]IHI.

2022年春の年会

再処理リサイクル部会セッション [バックエンド部会共催]

国際ガラス年 2022 再処理プロセスにおけるガラスの役割と将来展望
International Year of Glass 2022; Future prospects of glass science in the reprocessing process

ガラス溶融炉におけるモリブデンの反応挙動：最近の研究の進展

The reaction behavior of Molybdenum in a glass melter：Recent progress

*菅原 透[1]，大平 俊明[1]，大和久 耕平[2]、塚田 毅志[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃

1. はじめに

高レベル放射性廃液のガラス固化に用いるガラスビーズには，20 種類以上の核分裂生成元素(FP)に対する高い溶解性が要求される．FP 成分の中では特にモリブデン(Mo)の含有量に注意する必要があり，廃液の充填率を高めようとするとガラス中に水溶性のイエローフェーズ(YP)が析出しやすくなる．ガラス固化体の化学的耐久性を担保するためには，ガラス溶融炉内における Mo の振る舞いをよく理解する必要がある．ここでは，それらに関連して我々が取り組んできた最近の研究の成果を紹介する．

2. 仮焼層における YP 生成メカニズム

イエローフェーズは溶融炉上部の仮焼層で析出するが，モックアップ試験の後で回収される仮焼層試料は組織が不均質であるため，反応過程を考察することが難しい．そこで，ガラスビーズと廃液仮焼物の混合物をルツボに入れて 660～1000℃までゆっくりと昇温したのち急冷する「仮焼層合成実験」を行った． それらの結果から，660℃から 700℃までの反応初期には廃液中の硝酸ナトリウム由来の Na がガラスビーズの縁に向かって選択的に拡散したのち融解する「融食反応」が生じていることが分かった．このとき廃液側では数μm サイズの Na_2MoO_4 の液滴が形成されており，700℃では液滴がガラスビーズの隙間に集合しながら数 100μm サイズの YP 粒子に成長していた． 800-900℃になるとガラスの粘度が低下し溶融が進行するものの，モリブデン酸塩メルトとケイ酸塩メルトの分相のために YP 粒子は溶融ガラスに溶け込むことがなく，集合しながら数 mm サイズまで成長することが分かった．

3. ケイ酸塩メルトへのモリブデン溶解度

仮焼層で生成した YP は，1000℃以上になると温度が増加するにつれて次第にガラスに溶け込んで縮小する．このときの YP の縮小速度はガラス融体の MoO_3 溶解度に依存し，溶解度の高いガラスであるほど YP の析出を抑制できると考えられる．そこで，ガラス組成と MoO_3 溶解度の関係を相平衡実験により明らかにした．これまでに実施した約 90 種類の異なる組成に対する実験結果をまとめると，MoO_3 溶解度は，ガラスの Si/B 比と Al 量が低いほど，また網目修飾成分(Na, Ca, Li)が多いほど増加した．さらにそれらの量比が一定の時には Na を Ca や Li で置換するほど，増加することが分かった．これらの相平衡実験の結果を熱力学的に解析し，ケイ酸塩メルトとモリブデン酸塩メルトの分相関係を定式化した．これまでに，SiO_2 を 37-63wt%，B_2O_3 を 11-30wt%，Na_2O を 4-16wt%含む 8 成分系のメルトに対する 1000-1200℃の MoO_3 溶解度を，約±2wt%の精度で予測することができる熱力学データベースを構築済みであり，任意の組成のガラスに対する YP の溶解性を評価できるようになっている．

4. 将来展望

ガラス成分の水に対する浸出率は Si/B 比と Al 量が増加するにつれて低下することが知られている．これは上記の MoO_3 溶解度の組成依存性とは逆の傾向であり，溶解度が高いガラスは一般に耐水性が低いことになる．しかしながら，ガラスビーズの組成と浸出率の関係や表面保護層の形成については実験データが不十分であり不明な点も多い. 高い MoO_3 溶解度と耐水性を兼ね備えたガラスを作るためには，ガラス固化体の水に対する溶出挙動についても，今後より詳細な調査が必要であると考える．

謝辞：本発表は放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)の成果の一部である．

* Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kohei Owaku[2], Takeshi Tsukada[2]

[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Ltd.

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

[3J_PL] DX application to the field of nuclear materials and its issues

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

Fri. Mar 18, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J

[3J_PL01] Materials development and “ Materials Informatics”
*Ken Kurosaki[1] （1. Kyoto Univ.）

[3J_PL02] Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research
*Akiyoshi Nomoto[1] （1. CRIEPI）

[3J_PL03] DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants
*Yusuke Yasuda[1] （1. Hitachi）

[3J_PL04] ARKADIA— Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design
*Masaaki Tanaka[1], Takero Mori[1] （1. JAEA）

[3J_PL05] AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images
Kanta Takahashi*[1] （1. TOSHIBA ESS）

©Atomic Energy Society of Japan

2022年春の年会

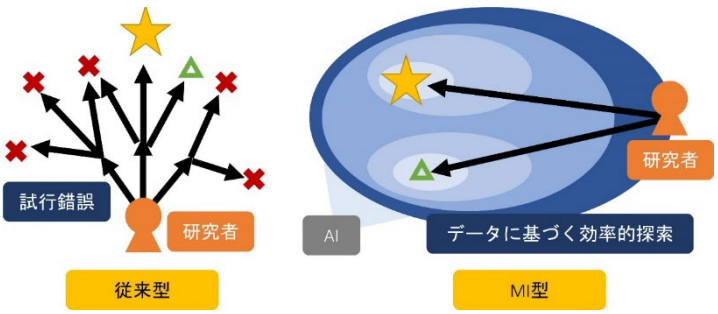
材料部会セッション

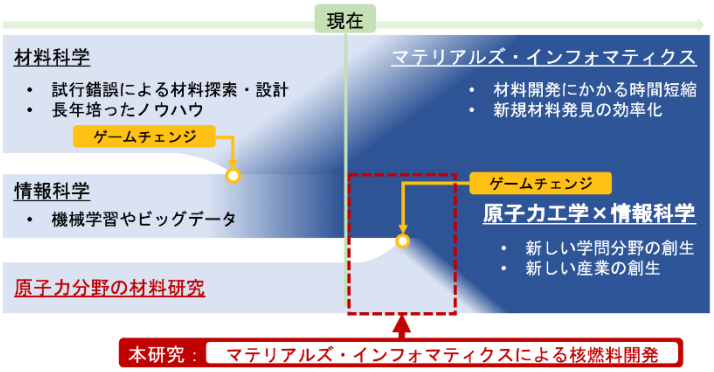
原子力材料における DX 利用と課題
DX application to the field of nuclear materials and its issues

（1）新材料開発とマテリアルズ・インフォマティクス
(1) Materials development and “Materials Informatics”

*黒﨑 健[1,2]
[1]京都大学, [2]福井大学

マテリアルズ・インフォマティクス（MI）は、材料科学と情報科学の融合領域である。MI の目的の一つに、機械学習技術を応用して材料開発の効率を最適化することがある。従来の材料開発は、実験や計算科学的手法を拠り所にして、試行錯誤的に所望の材料を見出していた。一方、MI では、これまでに蓄積された大規模な材料物性データをもとに、人工知能が材料の基礎的な諸特性（化学組成、結晶構造、バンド構造等）と物性（電気伝導率、熱伝導率、機械的特性等）の間のある種の相関を学習し、その結果をもとに所望の機能を持つ材料を提案する。様々な機能性材料の分野で、MI を活用した材料開発が進んでいる。しかし、核燃料・原子力材料の分野では、MI を活用した材料開発の報告はほとんどない。ここでは、我々のグループが進めている MI 活用事例を二つ紹介する。それらは、「X 線回折（XRD）パターンから直接弾性定数を予測する機械学習モデルの構築」と「機械学習による高熱伝導率ウラン化合物の網羅的探索」である。前者では、いくつかの手法で XRD パターンを数値化することで、特徴ベクトルを作成した。Materials Project [1]に格納されている XRD パターンと体積弾性率が紐づいている無機化合物約 1 万種類を対象として、機械学習を実施した。その結果、回折角度、強度、ピーク本数の情報を適切に特徴ベクトルとすることで、XRD パターンのみから（ある程度の精度で）結晶系、結晶密度、体積弾性率等を予測できることを確認した。後者では、ウラン化合物の熱伝導率を予測するための特徴ベクトルを、化学組成をもとに作成した。Starrydata [2]に格納されている約 3 万種類の化合物を対象に機械学習を実施し、90%以上の精度で熱伝導率を予測できることを確かめた。その後、Materials Project に格納されている 951 種類のウラン化合物の熱伝導率を予測した。その結果、Yb_3U、UBe_{13}、UB_{12} などが最高レベルの熱伝導率を示すことを見出した。当日は、これらの結果の概要を簡単に紹介する。今回紹介したものは、原子力分野における MI の応用事例の一面に過ぎない。このような技術は様々な分野で応用が可能であり、例えば、燃料デブリの特性評価や廃炉プラントの異常検知などへの応用が期待できる。





参考文献

[1] A. Jain, S.P. Ong *et al.*, *APL Mater.* **1**, 011002 (2013).

[2] Y. Katsura, M. Kumagai *et al.*, *Sci. Technol. Adv. Mater.* **20**, 511 (2019).

*Ken Kurosaki[1,2]

[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui

2022年春の年会

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題
DX application to the field of nuclear materials and its issues

（2）材料劣化研究における機械学習・統計分析の活用
(2) Application of machine learning and statistical analysis to materials degradation research

*野本 明義[1]、橋本 資教[1]
[1]電中研

1. はじめに
近年のデータサイエンスの発展は、その活用対象を様々に拡大してきた。原子力用構造材料の劣化研究も例外ではなく、数十年に及ぶ試験データの蓄積も相まって、照射劣化という複雑な現象を取り扱う本分野に対しても統計分析や機械学習が活用されてきている。本発表では、原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化研究を中心に最近の統計分析（SA）や機械学習（ML）の材料劣化研究への適用例を紹介する。

2. 統計分析の活用
RPV 鋼の照射脆化においては、脆化予測式の開発が主要な研究対象の一つである。1970 年代に開発された照射脆化予測式は SA に基づくものであったが、データ数は限られていた。予測式の高精度化のために、2000 年代には脆化メカニズムに基づく式の開発が活発化したが、2010 年代になると再び統計分析が注目されるようになり、米国 NRC は世界各国の 4000 点以上の照射脆化データをデータベース化し、その SA を基に開発された脆化予測式が ASTM E900-15 として規格化された。国内では最近、現行 JEAC4201 の脆化予測式を基に蓄積の進んだアトムプローブトモグラフィー（APT）データの分析等により式の改良が行われ、メカニズムと統計分析の両者が活用されている。また、ベイズ統計を用いた予測マージンの検討も行われている。脆化の評価においては、鋼材の破壊靭性値には不確実性が内含されるとの前提に立ちその統計的性質を考慮して破壊靭性評価を行うマスターカーブ法が実用化されている。この手法は監視試験に用いられているシャルピー衝撃試験とは異なり、破壊靭性値を直接評価できるだけでなく、これまでよりも格段に小さい試験片で評価が可能で、物量に限りがある監視試験片を有効に活用できる手段としても期待されている。

3. 機械学習の活用
現状で機械学習が RPV 鋼の照射脆化に関わる規格に直接用いられた例は無いが、ML の一種であるノンパラメトリックベイズ法が国内脆化評価式の入力パラメータ妥当性の検討等に用いられている。また、k 近接法を用いた ML により照射条件や材料条件が似た照射データを抽出し、系統的な脆化傾向分析に活用する試みも始められている。基礎的な研究においては、2000 年代中盤から、ML や AI による照射脆化・硬化予測、APT の結果からクラスターを分類する試み、Artificial neural network 用いた Fe 原子間ポテンシャルの開発等、照射脆化研究への適用が精力的に検討されている。また、最近では、欧州の RPV 鋼照射脆化データベースに関する国際研究プロジェクトにおいて、機械学習によるデータ活用が活動目的としてあげられ、米国 ASTM の E10.02 においては ML に関するワーキンググループが立ち上がる等、国外で規模の大きな取り組みが始まっている。発電に関わる照射脆化以外の分野では、高 Cr 鋼のクリープ寿命評価、機能性材料開発等への適用が試みられており、また、学協会においても高圧力技術協会の保全分野への AI 適用に関する委員会等、ML 活用の動きが活発化している。ML 専門家との連携により ML 活用が促進されることが期待され、材料劣化研究においても今後このような委員会等との連携が重要と思われる。

3. おわりに
SA, ML 共に原子力構造材料の劣化研究の強力なツールとして期待される。しかしこれまでの材料研究を置き換えるものではなく、これらが連携し、適切に相互活用を図っていくことが不可欠と思われる。

* Akiyoshi Nomoto and Yoshinori Hashimoto[1]
[1]Cemtral Research Institute of Electric Power Industry

2022年春の年会

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題
DX application to the field of nuclear materials and its issues

(3) 原子力プラントにおける材料開発・モノづくりの DX 推進
(3) DX promotion of material development and manufacturing in nuclear power plants

*保田 雄亮，杉江 一寿，川中 啓嗣，朴 勝煥
株式会社日立製作所　研究開発グループ

1. 背景
原子力分野における材料開発・モノづくり分野においては、従来サプライヤーの減少、溶接熟練技能者の減少、といった課題があり、デジタル化技術はそれらを解決する上で有効な手段となっている。このため、日立では、材料開発やモノづくり技術において、デジタル化を推進している。本報告では、金属積層造形における機械学習によるレシピ最適化技術、溶接技能者のデジタル化技術を紹介する。

2. 金属積層造形造形分野におけるデジタル技術の活用
金属積層造形を適用する価値としては、性能向上、納期短縮、製造コスト低減、在庫のデジタル化、等が考えられる。構造部材の大幅な軽量化や微細な内部流路の設計など、これまでの製造技術では実現できなかった複雑加工において、性能を革新することが可能となる。また、納期を含めた製造コスト低減、従来サプライヤー不在時の部品置き換え等に関するメリットがあることから、性能向上を実現する航空宇宙部品[1]、サプライヤー供給不安を解消するため、鉄道保守部品[2]、原子力保守部品[3]等で少量生産品を中心に適用が進んでいる。

日立は、これまで高精度造形を実現するための変形予測シミュレーション技術、及び高品質製造に貢献する減圧・予熱機構を設置した金属 3D プリンタ(Fig. 1)の開発等を進めてきた[4]。ここでは、開発装置を用いて、機械学習により、SUS316L 材の造形条件を最適化した研究事例について紹介する。

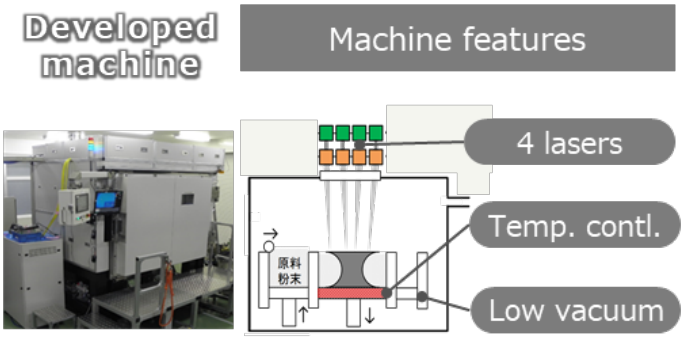


Fig. 1 開発した金属 3D プリンタの外観と特徴

高機能化に伴い金属 3D プリンタには多数の制御パラメータが追加され、人に依存した造形条件(レシピ)の最適化が容易ではなくなっている。そこで、造形条件を機械学習により最適化する手法に取り組んでいる[5]。Fig. 2 に、造形条件最適化フローを示す。初期条件を設定しテストサンプルの造形及び計測を行うことで、初期学習データベースを構築する。次に、造形条件と造形結果の関係を回帰としてモデル化し、そのモデルを用いて断面欠陥率 0.1%以下、造形精度 99.5%以上を目標とし、これを満たす最良の造形条件を予測した(以下、この条件を推奨条件と呼ぶ)。推奨条件を用いて造形及び計測を実施し、学習データベースを更新する。目標の造形結果が達成されるま

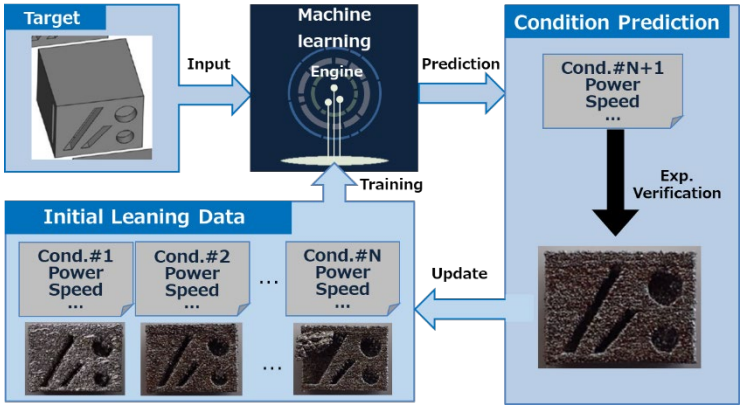


Fig. 2 機械学習を用いた造形条件最適化フロー

で一連の操作を継続する。使用する L-PBF(Laser Powder Bed Fusion)装置(Fig.1)は In-skin、Down-skin、Up-skin、Part borders の各工程のレーザー出力や走査速度等、複数の造形条件変数を有する。また、テストサンプルは Cube 状のサンプルで、平行四辺形及び円形の空洞構造を持つ。造形結果として断面欠陥率、空洞部分の造形精度、Cube の各辺の寸法精度、表面粗さを計測した。回帰には非線形な多変数解析に適したカーネルリッジ回帰を用い、目標の造形結果値と回帰の二乗誤差が最小になる条件を、逐次二次計画法で探索することにより推奨条件を予測した。

造形影響の大きい 26 個のパラメータを元にした造形条件と、断面欠陥率を含む 16 つの品質指標の計測結果からなる計 28 個の学習データを元に、Fig.2 のフローに従い、レシピを 1 回の機械学習で最適化した結果、目標である断面欠陥率 0.1%以下、造形精度 99.5%以上等を満たす造形条件が得られた。本手法は装置の形態や粉末材料の種類に依存しない造形条件の最適化方法である。以上のように、機械学習を用いることで、金属 3D プリンタの造形条件を短期間で開発できることがわかった。

3. 溶接技能者のデジタル化技術

手動溶接において、溶接士の溶接トーチの動きは溶接条件と並んで溶接品質に影響を与える重要なパラメータである[6]。しかし、トーチの動きは「勘」や「ノウハウ」として受け継がれ、溶接士固有技能となっているため数値化は難しい。また、アーク溶接ではアーク光が強くトーチ近傍の動きを可視化できない課題もある。日立では、アーク光の影響を受けず、溶接士の動きを高精度に計測可能なモーションキャプチャを選定し MAG 溶接における溶接士のトーチ動作と溶接品質の相関を検討してきた[7]。ここでは、日立で開発したセンシング手法によって、TIG アーク溶接における溶接士の動作を取得し、溶接品質との相関を検討した結果について紹介する[8]。

Fig. 3 実験で使用した装置構成

実験で使用した装置構成のイメージを Fig.3 に示す。原子炉等規制法における溶接士技能確認試験に基づいた溶接ブースを作製し、測定装置を設置した。また、溶接士の全体の動きを取得するためにビデオカメラを、作業者目線でのトーチ動作および溶融池を観察するためアイトラッカー型カメラを用いた。母材には高温配管用炭素鋼管の STPT410 を U 開先加工したものを使用した。溶加材には直径 2 .4 mm の軟鋼用溶接棒を用いた。実際の溶接作業を行う溶接士は、TIG 溶接の初級者と 30 年以上の熟練者とした。

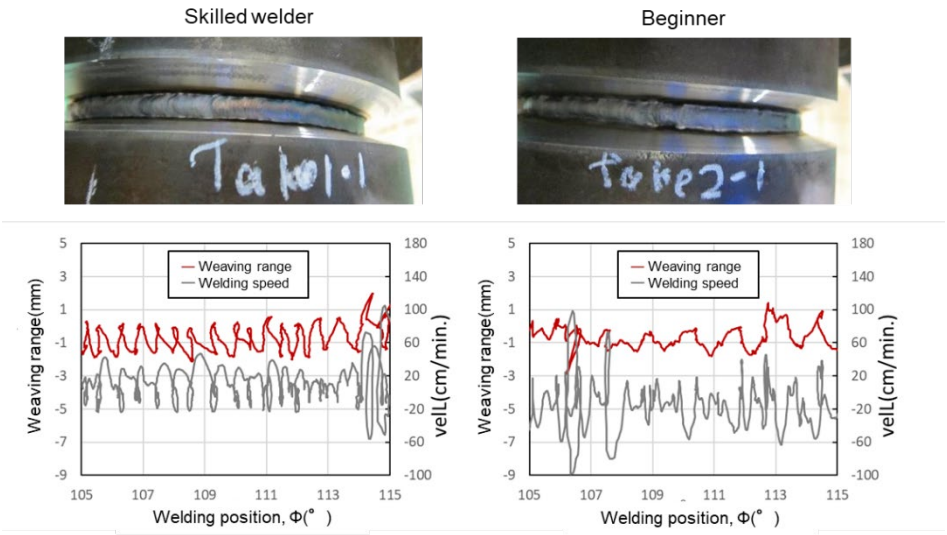


Fig.4 熟練者と初級者の表側ビード、ウィービング動作と溶接速度

初級者の溶接施工において、表側ビードの壁面との濡れが不十分な箇所が見られた。この不良発生箇所における熟練者と初級者の表側ビード、ウィービング動作と溶接速度を比較検討した結果を Fig.4 に示す。熟練者の溶接では、壁面との馴染みは良好であった。この時のウィービング幅は両振り 2 mm 程度であり、ウィービング周期もほぼ一定であった。また、ウィービングが壁面に達した際の溶接速度は負の値を取っており、熟練者はトーチを戻すような動作を行っていることがわかる。一方、初級者の溶接では、ウィービング幅や周期が一定でない箇所が見られた。このことから、初級者はウィービングに

おける壁面での停止時間が短く、壁面を十分に溶かせないため壁面との馴染みが悪くなったと推測した。ウィービング動作では開先壁面での停止とウィービングの周期性が重要であるため、時間とウィービング幅の関係を高速フーリエ変換(FFT)により、ウィービング周波数と強度の関係に変換して評価した。熟練者と初級者の初層のトーチ動作を一例として Fig. 5 に示す。熟練者の方がウィービング周波数のピークが鋭く、一定周波数でウィービング動作している一方、初級者はピークがブロードであり、ウィービング周波数がばらついていた。また、熟練者はウィービング周波数のメインピークが約 0.4 Hz であるのに対し、初級者は約 0.5 Hz でありウィービング周期が長いこともわかった。

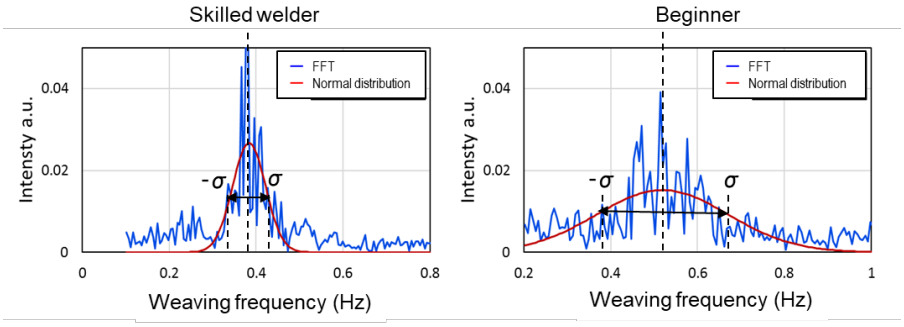


Fig. 5 高速フーリエ変換によるウィービング周波数と強度の関係

4. まとめ

日立では、材料・モノづくりにおけるデジタル化を進めており、本稿では、金属積層造形手法におけるレシピ開発への機械学習の適用、溶接熟練者の動作をデジタル化する研究事例について紹介した。金属 3DP におけるレシピ開発では、機械学習を用いた造形条件の最適化を行い、短期間で造形レシピを開発できる見通しを得ている。本手法は、市販装置や他の材料種への展開も可能と考えており、原子力分野での金属 3DP の適用加速に大いに役立つ技術である。また、溶接熟練者の動作をデジタル化することにより、熟練技能者への教育等にも活用可能である。

参考文献

[1] G.1. Schiller, "Additive Manufacturing for Aerospace", 2015 IEEE Aerospace conference, (2015).
[2] S. Brickwede, “Deutsche Bahn: Sweet fruits are hard to reach: how to find intriguing 3D printing cases”, Berlin, 3D Printing summit 2017, (2017).
[3] P.Avdovic, “Siemens Gas and Power Overview of additive manufacturing, benefits and challenges industrial approach for AM: NRC Workshop on Advanced Manufacturing”, NRC Workshop on Advanced Manufacturing (2020-12).
[4] 川中ら：減圧・加熱環境下における Laser Powder Bed Fusion の粉末挙動：日本金属学会 第 168 回春期講演大会講演概要集(2021-3).
[5] 中田ら：機械学習を用いた SKD61 積層造形条件の最適化：日本金属学会 第 168 回春期講演大会講演概要集(2021-3).
[6] 浅井ら：溶接技能伝承をサポートするビジュアルセンサ技術：溶接学会全国大会講演概要 第 80 集(2007-4).
[7] 田中ら：半自動アーク溶接における溶接士動作センシング手法の検討：溶接学会全国大会講演概要 第 103 集 (2019-10).
[8] 杉江ら：手動アーク溶接における溶接士動作のセンシング：溶接学会 2020 年度秋季全国大会講演概要(2020-09).

*Yusuke Yasuda, Kazutoshi Sugie, Hirotsugu Kawanaka, Seunghwa Park
Hitachi Ltd., Research and Development group

2022年春の年会

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題
DX application to the field of nuclear materials and its issues

（4）ARKADIA－次世代原子力プラント設計のイノベーションに向けて
～原子炉構造設計最適化プロセスの実装～

(4) ARKADIA－Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design
～Implementation of Structural Design Optimization in Nuclear Power Plant～

*田中 正暁[1]，森 健郎[1]，岡島 智史[1]，菊地紀宏[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、原子力イノベーションにおいて、民間で実施する多様な原子炉システムの概念検討等を支援するため、ナトリウム（Na）冷却高速炉を含む革新炉開発における知見の進化の過程を集約し、最新の解析評価技術との連携によって、既往知見を最大限活用した設計最適化や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法：ARKADIA（Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle）」の開発を行っている[1]。本報では、ARKADIA の全体構成の概要と、材料分野と関連が深い、原子炉構造設計最適化プロセスに焦点を当てて概説する。

2. ARKADIA の全体概要

ARKADIA は、図 1 に示すように、革新炉開発の知見を管理する KMS（Knowledge Management System）、精緻／簡易解析及び異分野間の連成解析を行う VLS（Virtual plant Life System）、設計最適化プロセスでの評価を行う EAS（Enhanced and AI-aided optimization System）、これらを統合制御する AI（Artificial Intelligence）支援プラットフォームで構成される。2023 年度末までに、設計基準事象までを対象に設計及び保全の最適化を行う ARKADIA-Design [2]、シビアアクシデント事象を踏まえた安全性評価を行う ARKADIA-Safety[3]、双方と連携して必要なナレッジを供給・格納する KMS[4]を個別に整備し、2024 年度以降に、プラットフォームの下に統合する。

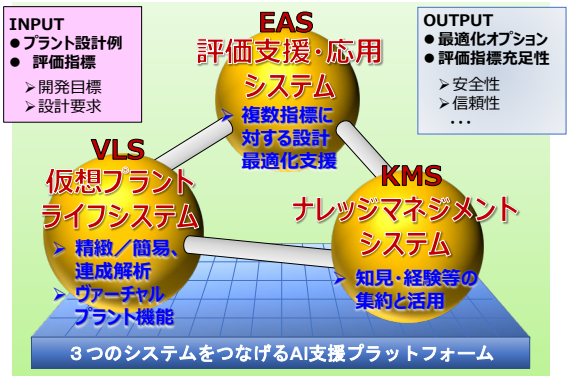


図 1　ARKADIA システム構成

3. ARKADIA-Design の概要

ARKADIA-Design では、まずは Na 冷却高速炉を対象に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全（点検工程）計画立案における最適化を支援する。図 2 に全体構成を示す。図 1 に示したように、既存の解析コード等を組合せてプラント挙動を解析する VLS、プラント特性を評価する EAS、必要なナレッジを管理する KMS で構成し、「インターフェース（PSSP）」で結合する。2023 年度末までに、主要課題（代表例題）に対して、条件等の入力から最適値（候補）の出力までの一連の最適化プロセスの実装と、AI 関連技術の適用を進めている。

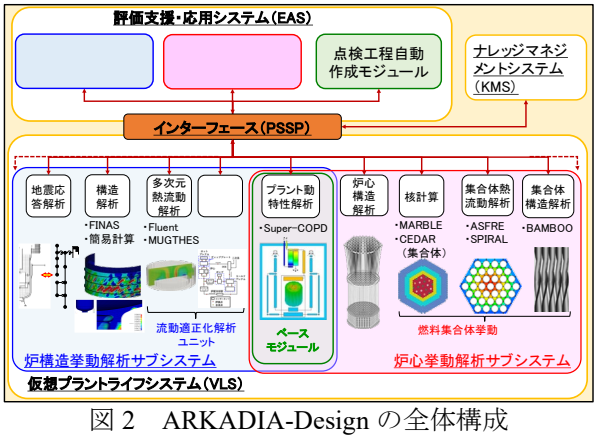


図 2　ARKADIA-Design の全体構成

*Masaaki Tanaka[1], Takero Mori[1], and Satoshi Okajima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

4. ARKADIA-Design での原子炉構造設計最適化

4-1. 原子炉構造設計最適化例題

Na 冷却高速炉の運転環境は、軽水炉と比べ、高温低圧で、原子炉容器出入口間での温度差が大きく、原子炉の緊急停止時に生じる熱過渡荷重に着目した設計が為されるとともに、耐震設計基準や高温構造設計基準等に基づき、地震による機械荷重への対策が重要となる。例えば、原子炉容器の板厚は、薄いほど、熱過渡荷重に対する耐性が増加する一方で、機械荷重に対する耐性が低下する相反関係にある。このため、両者に対し適用性のある最適な板厚の設定が求められる。そこで、原子炉容器の板厚を設計変数として、熱過渡荷重と機械荷重を目的関数の因子とする最適化問題を代表例題とした。板厚は、建設コスト等にも影響し、安全性に加えて、経済性についても考慮する必要があるが、最適化プロセスの確立を第一の目的とすることから、より重要な安全性に関わる因子に着目して、整備を行うこととした。

4-2. 原子炉構造設計最適化プロセス

従来、プラント寿命期間中に生じる熱過渡事象を決定し、プラント動特性解析の結果に基づいて、熱応力が発生する部位に対して熱過渡荷重条件を設定して構造解析を実施することで熱過渡荷重に対する設計評価を行っていた。この場合、プラントシステムパラメータ（崩壊熱や流量半減時間等）の評価誤差や製作公差による不確かさを考慮して保守側の設定とする必要があった。これらパラメータに対する不確かさが、全て発生応力の増大につながる方向に偏る可能性は小さく、発生応力の過大評価の要因になっていたことから、不確かさの確率論的な考慮が期待されていた。また、各パラメータの影響分析において、多数回の構造解析の実施は計算コストの増大を招いていた。そこで、図 3 に示すように、設計基準等への適合性を確認するための詳細構造健全性評価を、最適化過程後の適合性確認として実施する原子炉構造設計最適化プロセスを構成した。目的関数は、熱過渡荷重及び機械荷重による異なる破損メカニズムに共通する健全性の評価指標である破損確率の合計値として設定した。設計変数を更新して評価を繰り返し、破損確率の合計が最小となる最適な板厚を求める。ここでは、パラメータの不確かさを確率論的に取り扱い、熱過渡評価時の課題検討に係る既往研究［5］を参照して、破損確率を評価する過程を可能な限り簡素化している。まず、直交表に基づき設定した条件に基づいて、炉構造挙動サブシステムのプラント動特性解析コードにより熱過渡解析を実施し、炉構造評価・設計支援サブシステムに構築した「熱応力評価モジュール」にて発生応力を評価する。この複数の発生応力評価結果を分析することで発生応力の平均及び分散を算出し、一次近似二次モーメント法（FOSM 法）により信頼性指標を求め、正規確率表で破損確率に変換する。発生応力の評価では、熱伝導方程式の解に基づく簡略化したモデルを使用し、構造解析を実施しないため、時間及び計算コストを抑えることができる。なお、機械荷重に基づく破損確率の評価は、本検討では簡易的な評価式で計算することとしており、同破損確率の評価手法について、今後検討を進めていく。

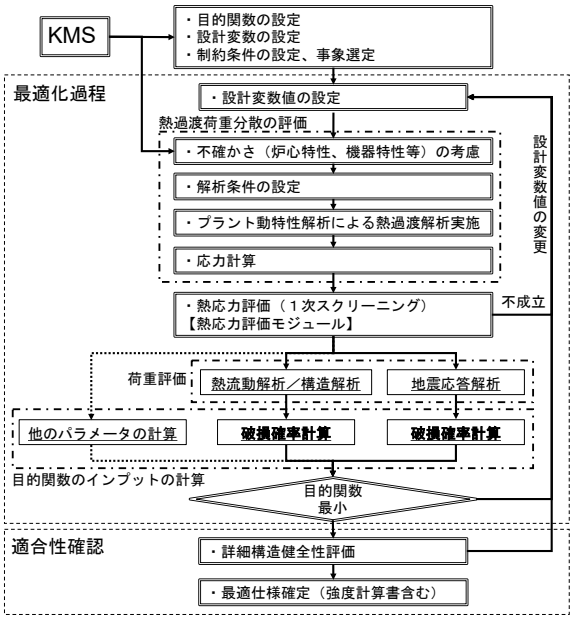


図 3　炉構造設計最適化プロセス

5. おわりに

現在、本報で述べた原子炉構造設計の他、炉心設計、格納容器設計、更には、点検工程に係る最適化プロセスを整備し、ARKADIA への実装を進めている。評価プロセスを自動化し、高精度かつ高効率な評価を実施するため、AI 関連技術（ベイズ最適化等）の実装と適用性検討を合わせて進めている。

参考文献

[1]大島, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C01, [2]田中, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C02, [3]内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C03, [4]江沼, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C04, [5]笠原, 他, サイクル機構技報, No.20 (2003).

2022年春の年会

材料部会セッション

原子力材料における DX 利用と課題
DX application to the field of nuclear materials and its issues

（5）超音波探傷画像の AI による診断技術

(5) AI-based diagnostic technology for ultrasonic flaw detection images

*高橋 栞太[1]，星 岳志[1]，千星 淳[1]，土橋 健太郎[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

1. 緒言

超音波探傷試験（UT）は、内部欠陥の検出に有効であり、インフラや発電所の点検など産業界で広く利用されている。炉内構造物溶接線の UT では、電子的にビームを走査することで測定対象物の断面画像を作成できるフェーズドアレイ超音波探傷法（PAUT）が適用され、高精度な検査を実現している[1]。PAUT では、収集した超音波データを熟練検査員が解析し、信号が溶接部や物体形状に由来するノイズか欠陥かを判断し、欠陥信号の位置から欠陥の深さを測定する。この解析は検査員の技量に大きく依存しており、未熟な検査員にこの技術を伝承することは重要である。また、今後の人手不足を考えると、検査員の負担を減らすことも超音波探傷試験の効率化には重要である。そこで、我々は人工知能（AI）を用いた PAUT データの自動解析システムの開発を進めている。本研究では、畳み込みニューラルネットワーク（CNN）[2]を用いて、超音波探傷画像から特徴を抽出する、自動画像分類システムを紹介する。

2. フェーズドアレイ超音波探傷データ

図 1 に PAUT の概略図を示す。自動画像分類システムの開発では、過去に実施した国内沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の、炉内シュラウド溶接部点検において取得した PAUT データを CNN の学習用として利用した。また、本発表における断面画像・データは、すべて模擬き裂を付与した試験体を対象とした PAUT の探傷結果を用いている。今回の試験では、超音波アレイ探触子を水浸させ、水を介して入射角 60° で溶接部に超音波を入射した探傷画像から、端部エコー法を適用してき裂の有無を確認する手法について検討する。図 2 に PAUT による探傷断面画像の一例を示す。各画像の上部に見える白い水平線がシュラウドの表面を示している。この水平線の下にき裂エコーが観察される（図 2(a)）。このき裂は応力腐食割れ（SCC）であり、SCC の深さ（図 2（b））や枝分かれ（図 2（c））の有無などの SCC の形状によって見え方が異なる。

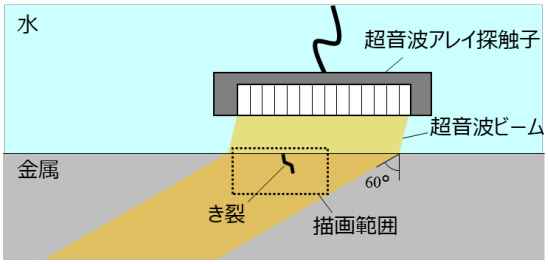


図 1　水浸 PAUT の概略図

(a)　(b)　(c)

図 2　PAUT による異なる種類のき裂に対する探傷断面画像
（a）：深いき裂、（b）：浅いき裂、（c）：枝分かれしたき裂

3. 方法

3-1. CNN による教師有り学習

図 3 は、自動分類システムの構成図である。“欠陥あり”のクラスを 0、“欠陥なし”のクラスを 1 とするラベルを付与した PAUT データを教師データとして、教師あり学習を行い、2 クラス分類を行った。本研究では、教師データのラベルは、熟練した検査員の判断に基づいており、画像に欠陥が含まれる場合には 0、逆に欠陥が含まれない場合は 1 とラベル付けされている。入力データはラベルが付与された PAUT データで、出力は学習済み CNN モデルである。学習を繰り返すことで、ラベルと予測値の差である“損失関数”が最適化され、クラス分類の精度である“正解率”が改善される。作成された学習済み CNN モデルに、未学習である検証用データの PAUT データを入力すると、0 から 1 の間の予測値が返される。予測値は、入力された PAUT データが“欠陥あり”、または“欠陥なし”のどちらに近いかを意味する。本研究では、予測値=0.5 を閾値として定義した。予測値が閾値より大きいか小さいかで、PAUT データを“欠陥あり”と“欠陥なし”に分類した。

3-2. データ拡張

使用した PAUT データは、“欠陥あり”画像が 1801 枚、“欠陥なし”画像が 2643 枚の合計 4444 枚である。学習モデルの精度向上のために、学習用の画像サンプルは多い方が望ましい。そこで、疑似的にサンプルを増やすデータ拡張方法として、クリッピング領域を水平方向にスライドさせ、画像を小さな領域にクリッピングした。図 4（a）は、700×1700 画素の元の“欠陥あり“画像である。破線の枠で示すように、元画像のサイズよりも小さな領域（700×400）をクリッピング領域として設定した。そして、クリッピング領域の横方向長さの 12.5%にあたる 50 画素ずつ、クリッピング領域が元画像の右端に到達するまで繰り返し移動させた（図 4（b）、(c)）。この処理により、1 枚の元画像から 21 枚の画像が得られ、これらの画像は同一の欠陥が含まれていても異なる画像として使用できる（図 4（d）、(e)）。このデータ拡張により、表 1（b）に示すように、“欠陥あり”画像と“欠陥なし”画像をそれぞれ約 8 倍、40 倍に増やすことができた。また、クラス間のデータ数に乖離が生じた場合、少数クラスの分類精度が低下することが知られている[3]。そこで、“欠陥あり”画像の数が“欠陥なし”画像の数とほぼ同じになるように、“欠陥あり”画像をランダムに抽出し、クラスの比率がほぼ 1:1 となるよう調整した（表 1（c））。

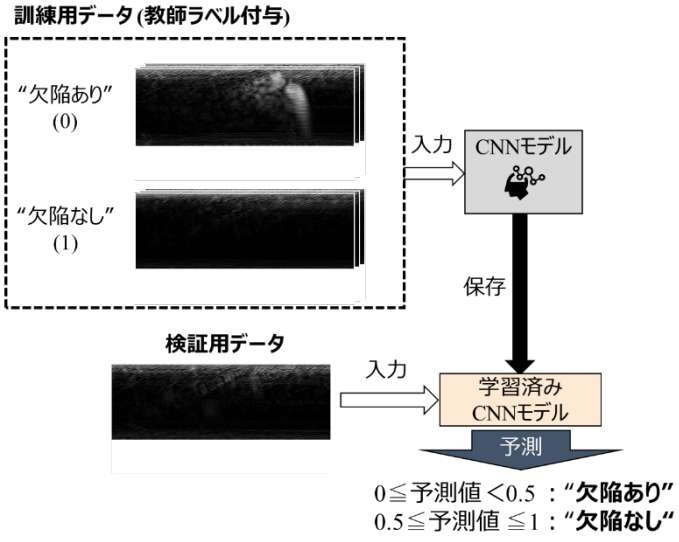


図 3　PAUT データの自動分類システム

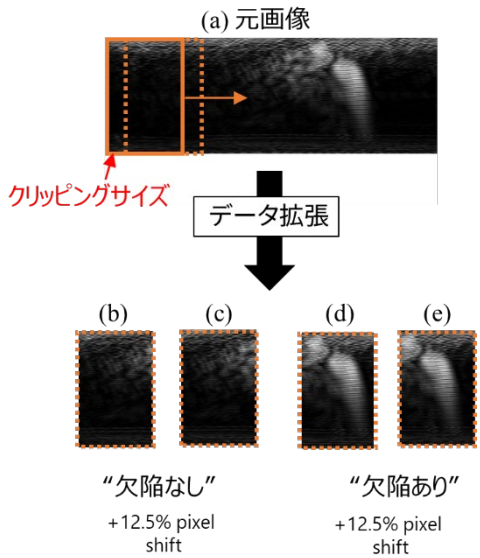


図 4　データ拡張の手法（a）：元画像、
（b）：“欠陥なし”のクリッピングデータ、
（c）：（b）からクリッピング領域を 12.5%移動、
（d）：“欠陥あり”のクリッピングデータ、
（e）：（d）からクリッピング領域を 12.5%移動

表 1　データ拡張後の PAUT データ数

		枚数		
		“欠陥あり”	“欠陥なし”	合計
A	元画像	1801	2643	4444
B	データ拡張	14637	105351	119988
C	クラス比率調整後	14637	15139	29776

4. 結果

表 1 “C” に示すように、調整した枚数の画像を CNN に適用し、その効果を検証した。データは 7:2:1 の割合で、訓練用、検証用、テスト用にランダムに振り分けた。訓練用データと検証用データは学習に使用され、学習モデルの分類精度を確認する。図 5 は、学習モデルを作成する際の正解率と損失関数の推移を示したものである。横軸の “エポック数” は学習回数を意味し、最大 200 回まで実施した。縦軸は “正解率”（図 5(a)）と、“損失関数”（図 5(b)）で、訓練用データと検証用データによる結果をプロットした。3.1 で述べたように、“正解率” はクラス分類の精度であり、学習モデルが優れていれば、その値は 1 に近くなる。エポック数の増加に伴い、訓練用データと検証用データでの “正解率” はともに 1 に近づき、エポック数が 200 のとき、“正解率” は 0.9 以上となっている。また、両者の値にほとんど差が無いことから、訓練用データと検証用データのどちらにも高い分類精度で学習出来ていることが確認できる。一方、“損失関数” がエポック数の増加とともに徐々に小さくなっていくが、検証用データはエポック数 100 を境に横ばいとなっている。これは、訓練用データに適応した学習モデルが、検証用データに適応していないにもかかわらず、訓練用データのみに適応して学習が進む、過学習の傾向であると考えられる。学習モデルの性能を向上させるためには、過学習を避けて、訓練用データと検証用データの両者の損失関数を下げていく必要がある。図 6 は、エポック数が 200 の時点での学習モデルと、テスト用データによる予測値のヒストグラムである。横軸は予測値、縦軸は画像枚数である。“欠陥あり” 画像（図 6（a））、“欠陥なし” 画像（図 6（b））ともに予測値は、正解の値側に大きく偏っている。3.1 で述べた通り、予測値が 0.5 未満は “欠陥あり”、0.5 以上は “欠陥なし” の分類ルールに従って正解率を算出したところ、“欠陥あり” 画像は 90.3%、“欠陥なし” 画像は 92.1%となった。両クラスとも 90%以上の精度であり、PAUT データの分類に CNN が有効であることが確認できた。

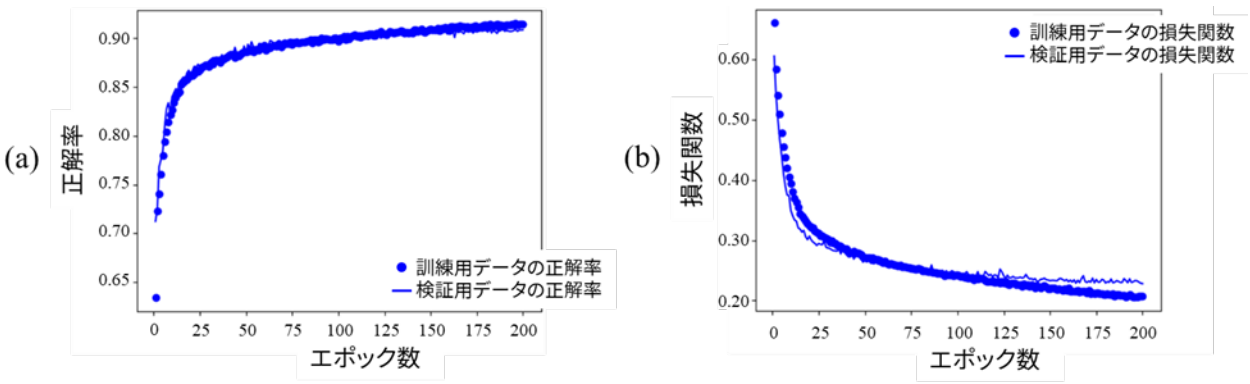


図 5　CNN 学習モデルの学習過程；(a) 正解率、(b) 損失関数

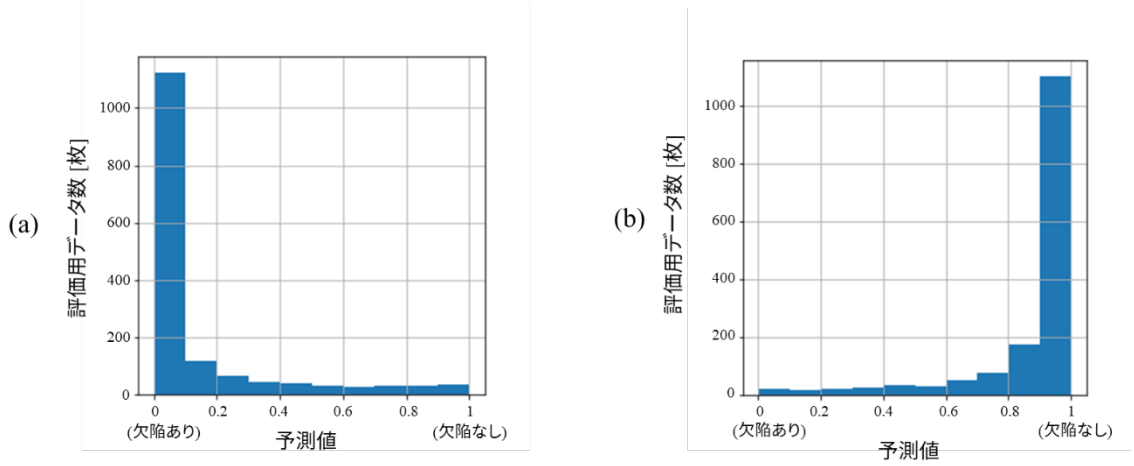


図 6　テスト用データに対する予測値のヒストグラム；(a)“欠陥あり”画像、(b)“欠陥なし”

5. 結論

本研究では、CNN を用いて PAUT データを“欠陥あり”と“欠陥なし”の 2 クラスに自動分類し、その有効性を検証した。その結果、データ拡張を用いることで、90%以上の高精度で画像を分類することができた。最終的な目標は、検査員が検出したすべての欠陥を検出可能な自動検出システムの開発である。疑わしいものは欠陥とみなし、多少過検出になったとしても、欠陥の見逃しをゼロとすることを目標としている。実用化に向けては、誤判定要因の分析を行い、その上で CNN 構造や欠陥あり・なしのしきい値設定の最適化が必要となる。また、検査の省力化のためには、欠陥の有無の分類だけでなく、PAUT データから欠陥の大きさを推定することも自動化する必要がある。このように、検査員のスキルを本システムに移行させ、検査の効率化を実現する。

参考文献

[1] Y. Yuguchi and T. Hirasawa, “Phased Array UT Application for Boiling Water Reactor In-Vessel Inspection”, Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Conference 2006, pp. 165-171, 2006.

[2] Y. LeCun, L. Bottou, Y, Bengio, and P, Haffner, “Gradient-based learning applied to document recognition”, Proceedings of the IEEE, 86(11): pp. 2278–2324, 1998.

[3] N. V. Chawla, “Data Mining for Imbalanced Datasets: An Overview”, Data Mining and Knowledge Discovery Handbook Second Edition, pp.875-886, 2010.

*Kanta Takahashi[1], Takeshi Hoshi[1], Jun Senboshi[1] and Kentaro Tsuchihashi[1]

[1] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.