

Thu. Sep 9, 2021

## Room A

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

## [2A\_PL] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

chair: Yurugi Kanzaki (MHI)

1:00 PM - 2:30 PM Room A

## [2A\_PL01] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

\*Hideki Kamide<sup>1</sup> (1. JAEA)

## Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

## [2B\_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

chair: Reiko Fujita (Fukushima Support PJ)

1:00 PM - 2:30 PM Room B

## [2B\_PL01] Past and future activities of the Fukushima Special Project

\*Reiko Fujita<sup>1</sup> (1. Fukushima support PJ)

## [2B\_PL02] Support activities for school education

\*Shoko Yashio<sup>1</sup> (1. Obayashi Corporation)

## [2B\_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization

\*Reiko Nunome<sup>1</sup> (1. RWMC)

## [2B\_PL04] Open Discussion

## Room E

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

## [2E\_PL] Progress of R&amp;D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room E

## [2E\_PL01] Symposium2021 report

\*Hiroyuki Nakano<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

## [2E\_PL02] Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science &amp; Technology and Human Resource Development Project

\*Akihiro Tagawa<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [2E\_PL03] Topics on Decommissioning Researches

\*Anton Pshenichnikov<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [2E\_PL04] Overview of IRID R&amp;D

\*Naoaki Okuzumi<sup>1</sup> (1. IRID)

## Room F

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

## [2F\_PL] Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

chair: Tokio Fukahori (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room F

## [2F\_PL01] Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

\*Nobuhiro Shigyo<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

## [2F\_PL02] Human Resource Development for Nuclear Data Research

\*Tatsuya Katabuchi<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech)

## [2F\_PL03] Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

\*Shinsuke Nakayama<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [2F\_PL04] Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

\*Kenya Suyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

## Room G

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

## [2G\_PL] For continuous application of PRA to future

chair: Yu Maruyama (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room G

## [2G\_PL01] Report on ASRAM2020

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup> (1. JANSI)

## [2G\_PL02] Report on PSAM15

\*Jang Sunghyon<sup>1</sup> (1. UTokyo)

## [2G\_PL03] Suggestions from Research Committee (1)

\*Hitoshi Muta<sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ.)

## [2G\_PL04] Suggestions from Research Committee (2)

\*Takuro Tobo<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

## [2G\_PL05] Status of domestic research bodies' activities (1)

\*Hitoshi Tamaki<sup>1</sup> (1. JAEA)

## [2G\_PL06] Status of domestic research bodies' activities (2)

\*Hiroshi Ujita<sup>1</sup> (1. AdvanceSoft)

## Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics

Division

[2J\_PL] The latest developments regarding  
thermal-hydraulic analysis

chair: Masahiro Furuya (Waseda Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J

[2J\_PL01] Characteristics and challenges of thermal  
hydraulic design for high temperature gas-  
cooled reactor

\*Ken Aoki<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2J\_PL02] Development status of thermal-hydraulics  
evaluation technology in Hitachi's new  
reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)

\*Kenichi Katono<sup>1</sup> (1. HGNE)

[2J\_PL03] Activity and challenge of thermal hydraulics  
on development of hydride moderated heat-  
pipe cooled microreactor, MoveluX

\*Rei Kimura<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

[2J\_PL04] Features and issues of thermal-hydraulic  
simulation regarding molten core spreading  
behavior

\*Junichi Takeuchi<sup>1</sup> (1. MHI)

## Room K

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

[2K\_PL] Toward further contribution of Japan  
and success of Japanese in the field of  
nuclear non-proliferation and other area  
in the international society

chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room K

[2K\_PL01] Now and Future of the IAEA and Efforts to  
Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

\*Atsushi Saito<sup>1</sup> (1. MoFA)

[2K\_PL02] Activities and experiences in the field of  
nuclear nonproliferation in  
IAEA (Promotion to apply to IAEA)

\*Yusuke Kuno<sup>1</sup> (1. Former IAEA)

## Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering  
Division

[2L\_PL] Status of JT-60SA Project

chair: Yoshio Ueda (Osaka Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room L

[2L\_PL01] JT-60SA Project

\*Shinichi Moriyama<sup>1</sup> (1. QST)

[2L\_PL02] Construction of JT-60SA Tokamak Device

\*Yusuke Shibama<sup>1</sup> (1. QST)

[2L\_PL03] Operation Results of Superconducting  
Magnet System and Cryogenic System for  
JT-60SA

\*Kazuya Hamada<sup>1</sup> (1. QST)

[2L\_PL04] Coil Power Supply and RF Heating System for  
JT-60SA

\*Koji Takahashi<sup>1</sup> (1. QST)

[2L\_PL05] Progress in Integrated Commissioning and  
Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

\*Akihiko Isayama<sup>1</sup> (1. QST)

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

## [2A\_PL] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

chair: Yurugi Kanzaki (MHI)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

---

### [2A\_PL01] Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

\*Hideki Kamide<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 海外情報連絡会セッション

## 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）の活動と今後の方向性

Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

\*上出 英樹<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

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

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

表1 GIF Goals

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

## 2. 第4世代炉

GIFが推進する第4世代炉の6炉型と参加国を表2に示す。高速の中性子を利用するナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、高温を活かし多様な熱利用が可能な超高温ガス炉(VHTR)、さらに超臨界水冷却炉(SCWR)、熔融塩炉(MSR)の6炉型を対象に開発協力を行っている。高速炉は高速中性子を利用することで、ウラン資源の有効利用や長半減期放射性廃棄物の減容などの特徴を有している。2013年に改定された6炉型の開発ロードマップを図1に示す。実証段階前までの研究開発協力をGIFでの国際協力の対象としている。

\*Kamide Hideki<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

表2 Six Reactor Systems and Member Countries

												
SFR			•	•	•	•	•			•	•	•
VHTR	•	•	•	•	•	•			•	•	•	•
LFR			•		•	•	•			•		•
SCWR		•	•		•		•					•
GFR				•	•							•
MSR	•	•		•			•		•	•		•

GIF roadmap 2013

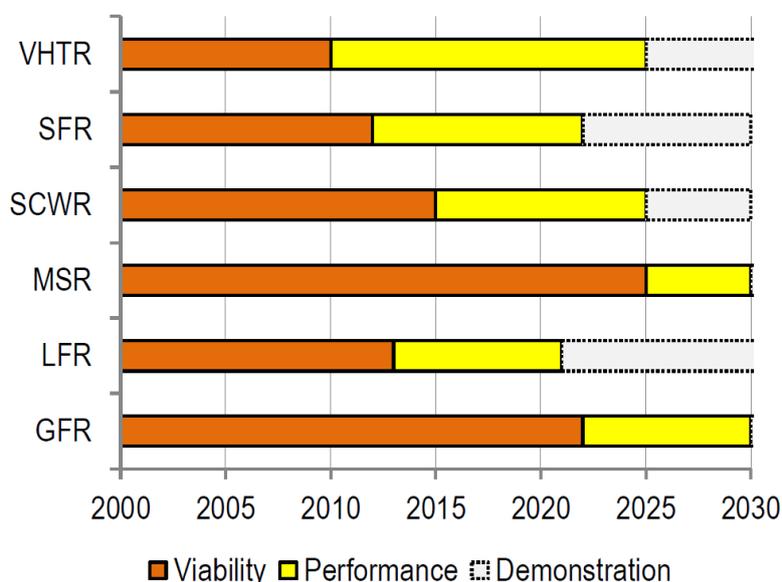


図1 GIF Roadmap 2013

### 3. GIF の活動

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

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

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

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

#### 4. 新しい取り組み

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

#### 5. まとめ

GIF は、発足から 21 年目に入りその活動の幅を国対国の研究機関を中心とした国際協力、IAEA を含む規制機関との連携から、World Nuclear Association (WNA)や原子力メーカーなど民間との緩やかな協力に広げつつある。そのような中で広く GIF の活動を知ってもらうことは重要であり GIF20 周年を契機に Website や Logo などを刷新した。今年に入っては GIF の日本語サイト[7]を立ち上げ、国内での浸透を図っている。前述の Webinar についても各講演の日本語紹介ページの充実、刊行物についての日本語訳版の公開など気軽に情報にアクセスできるよう工夫している。世界の第 4 世代炉開発動向を知る上でも参考にして頂けると考えますので、ぜひお立ち寄りください。

#### 参考文献

- [1] [https://gif.jaea.go.jp/event/2021\\_20th\\_Anniversary/index.html](https://gif.jaea.go.jp/event/2021_20th_Anniversary/index.html)
- [2] <https://gif.jaea.go.jp/methodology/sdctf/index.html>
- [3] <https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html>
- [4] [https://gif.jaea.go.jp/event/2020\\_NICE\\_Future\\_Flexibility\\_Report/index.html](https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html)
- [5] [https://www.nice-future.org/sites/default/files/document/NICEFuture\\_Pathways\\_June2021\\_final.pdf](https://www.nice-future.org/sites/default/files/document/NICEFuture_Pathways_June2021_final.pdf)
- [6] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_82829/workshops](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82829/workshops)
- [7] <https://gif.jaea.go.jp/>
- [8] <https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-gif-to-cooperate-on-integrated-energy-systems-nuclear-heat-applications-and-advanced-manufacturing>

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

## [2B\_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Activities of Fukushima Support Project

chair: Reiko Fujita (Fukushima Support PJ)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room B

---

[2B\_PL01] Past and future activities of the Fukushima Special Project

\*Reiko Fujita<sup>1</sup> (1. Fukushima support PJ)

[2B\_PL02] Support activities for school education

\*Shoko Yashio<sup>1</sup> (1. Obayashi Corporation)

[2B\_PL03] National reconstruction assistance and regional revitalization

\*Reiko Nunome<sup>1</sup> (1. RWMC)

[2B\_PL04] Open Discussion

## 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima  
-Activities of Fukushima Support Project-\*藤田玲子<sup>1</sup>、\*八塩晶子<sup>2</sup>、\*布目礼子<sup>3</sup><sup>1</sup>福島特別プロジェクト、<sup>2</sup>大林組、<sup>3</sup>原子力環境整備促進・資金管理センター

## 1. はじめに

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

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

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

## 2. 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年3月11日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」―東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えて―にて帰還困難区域以外の避難が解除された2017年3月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017年4月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## 3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## 4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に

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

## 5. まとめ

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

以上

---

\*Reiko Fujita<sup>1</sup>, \*Shoko Yashio<sup>2</sup>, \*Reiko Nunome<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Fukushima support PJ, <sup>2</sup>Obayashi, <sup>3</sup>RWMC

## 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima  
-Activities of Fukushima Support Project-\*藤田玲子<sup>1</sup>、\*八塩晶子<sup>2</sup>、\*布目礼子<sup>3</sup><sup>1</sup>福島特別プロジェクト、<sup>2</sup>大林組、<sup>3</sup>原子力環境整備促進・資金管理センター

## 1. はじめに

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

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

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

## 2. 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年3月11日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」―東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えて―にて帰還困難区域以外の避難が解除された2017年3月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017年4月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## 3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## 4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に

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

## 5. まとめ

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

以上

---

\*Reiko Fujita<sup>1</sup>, \*Shoko Yashio<sup>2</sup>, \*Reiko Nunome<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Fukushima support PJ, <sup>2</sup>Obayashi, <sup>3</sup>RWMC

## 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima  
-Activities of Fukushima Support Project-\*藤田玲子<sup>1</sup>、\*八塩晶子<sup>2</sup>、\*布目礼子<sup>3</sup><sup>1</sup>福島特別プロジェクト、<sup>2</sup>大林組、<sup>3</sup>原子力環境整備促進・資金管理センター

## 1. はじめに

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

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

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

## 2. 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年3月11日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」―東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えて―にて帰還困難区域以外の避難が解除された2017年3月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017年4月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## 3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## 4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に

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

## 5. まとめ

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

以上

---

\*Reiko Fujita<sup>1</sup>, \*Shoko Yashio<sup>2</sup>, \*Reiko Nunome<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Fukushima support PJ, <sup>2</sup>Obayashi, <sup>3</sup>RWMC

## 福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima  
-Activities of Fukushima Support Project-\*藤田玲子<sup>1</sup>、\*八塩晶子<sup>2</sup>、\*布目礼子<sup>3</sup><sup>1</sup>福島特別プロジェクト、<sup>2</sup>大林組、<sup>3</sup>原子力環境整備促進・資金管理センター

## 1. はじめに

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

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

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

## 2. 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年3月11日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」―東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えて―にて帰還困難区域以外の避難が解除された2017年3月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017年4月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

## 3. 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱うe-learning教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

## 4. 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り組みを行っており、特に

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

## 5. まとめ

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

以上

---

\*Reiko Fujita<sup>1</sup>, \*Shoko Yashio<sup>2</sup>, \*Reiko Nunome<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Fukushima support PJ, <sup>2</sup>Obayashi, <sup>3</sup>RWMC

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

## [2E\_PL] Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

---

[2E\_PL01] Symposium2021 report

\*Hiroyuki Nakano<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

[2E\_PL02] Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project

\*Akihiro Tagawa<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2E\_PL03] Topics on Decommissioning Researches

\*Anton Pshenichnikov<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2E\_PL04] Overview of IRID R&D

\*Naoaki Okuzumi<sup>1</sup> (1. IRID)

## 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

## 1F 廃炉に向けた技術開発の現状

Progress of R&amp;D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

## (1) 公開シンポジウム報告

## (1) Symposium2021 report

\*中野 宏之<sup>1</sup><sup>1</sup> 廃炉委運営タスク, 東京電力ホールディングス株式会社

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、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。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している（昨年度は新型コロナウイルスの影響で中止）。ここでは、2021年6月12日に開催した第5回シンポジウムの概要を報告する。

## 2. シンポジウム報告

今回のシンポジウムは、「廃炉 10 年目の課題と展望 –より安全な廃炉に向けて–」をテーマに、座長を関村直人 廃炉委副委員長（東大）として、以下に示すプログラムで開催した。

シンポジウム「廃炉 10 年目の課題と展望 –より安全な廃炉に向けて–」

開催日時と方法：2021年6月12日(土) 13:00～16:50 Zoom ウェビナー、

① 廃炉貢献への感謝状贈呈

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

講演 1：廃炉における安全マネジメントー高田孝（東大）

講演 2：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ー大隅久（中央大）

講演 3：建屋の耐震性評価と維持管理ー瀧口克己（東工大）

講演 4：事故炉における強度評価の考え方ー鈴木俊一（東大）

講演 5：世界の事故炉の廃止措置（廃炉）と環境修復ー柳原敏（福井大）

④ コメンテーターと会場からの意見交換

課題への取り組み 目標達成までをどう進めるか

⑤ 閉会の挨拶

①～⑤の概要を以下に示す。

① 廃炉貢献への感謝状贈呈について

学術の実践に大きく貢献し、廃炉作業での技術の現場適用により難しい課題の解決に寄与され、安全かつ円滑な廃炉推進に寄与されたとして、福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体作業に従事された 2 名（沢田充佳氏（株式会社エイブル）、半澤大介氏（東京電力ホールディングス株式会社））に、廃炉委からの推薦に基づき、原子力学会長より感謝状が贈呈された。

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

宮野廣廃炉委委員長からは、廃炉委の活動の全般について報告した。これまではマスコミを通じての社会との対話に重きを置いた活動を進めてきた。これからは市民との直接対話にも取り組むとの方針が示された。

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

廃炉各分野に対応する5分科会の技術検討の現状と展望について講演が行われた。内容のポイントは、講演のタイトルの通りである。なお、当日の講演資料は、日本原子力学会ホームページに掲載している。

#### ④ コメンテーターと会場からの意見交換

日本原子力学会広報情報委員長（開催時）布目礼子氏をコーディネーターとして、コメンテーターに安藤淳氏（日本経済新聞社）、小林祐喜氏（笹川平和財団）をお迎えし、廃炉の課題への取り組みについて、技術的側面と社会的側面から意見交換を行った。技術的側面では、海外技術の導入は、またロボット技術開発において他分野との連携はどのようになっているか、貴重なデータ・事故のエビデンスの蓄積と保全はどうなっているか、などの意見に対して、海外との連携は広く十分に行われているが、ロボットなどは使用環境の条件が厳しく現状は海外技術の導入は必ずしもうまく行っていない、データの蓄積は重要と考えられ鋭意取り組みが始まっている、との説明があった。社会的側面では、社会とのコミュニケーションがうまく行っていない、学会として取り組むべきだ、との意見に対して、廃炉委としても積極的に社会、特に地元との対話に取り組んで行くと表明した。

#### ⑤ 閉会の挨拶

座長から、まとめとして、学会で扱っている問題は **public involvement**（住民参加）が重要な課題であるととらえており、まだまだ取り組みが足りないが、他の学協会との連携も含めて取り組んで行かなければならない、と締めくくった後、閉会の挨拶があった。

### 3. まとめ

公開シンポジウムは、学会として分かりやすく情報を提供し、広く意見を募る場として毎年開催している。ここで得られた意見を、課題解決に向けた取り組みにつなげ、今後の支援活動ならびに廃炉事業に役立てていく。

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](https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning)

---

\*Hiroyuki Nakano<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

## 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

## 1F 廃炉に向けた技術開発の現状

Progress of R&amp;D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

## (2) 英知事業の取り組み

## (2) Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science &amp; Technology and Human Resource Development Project

\*田川 明広<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

## 1. 英知事業とは

## 1-1. 背景

東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）事故から10年が経過し、原子炉やサイト内の状態は安定しつつも、内部調査によって格納容器内の状況が少しずつわかり始めたところである。30年以上かかる廃炉作業を着実に進めるには、リスクを低減し、安全を確保する必要があり、そのために、多くの英知と新たな知見を結集する必要がある。

また、長期に亘る廃炉を完遂させるには、廃炉を担う人材育成が重要であり、日本及び世界の英知を結集して、この難関に取り組む必要がある。

文部科学省では、「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成26年6月文部科学省）」等を踏まえ、平成27年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「英知事業」という。）を立ち上げ、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プログラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進していた。

一方、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）では、平成27年に廃炉国際共同研究センター（現、廃炉環境国際共同研究開発センター（以下、「CLADS」という。))を組織し、平成29年4月の避難区域解除を機にCLADSの中核拠点である「国際共同研究棟」を富岡町に開所した。これまで、文部科学省が実施してきた英知事業は、CLADSにその英知を結集すべく、平成30年度新規採択分より、段階的にCLADSに移管してきた。CLADSは、研究機関として中心的な役割を担いながら、結集した英知による1F廃炉現場への実装を担う役割、研究人材を育成する役割を遂げる様々な取り組みを実施してきた。

平成30年度に採択した課題は、昨年度で当初研究期間の3年間を終え、英知事業としても一つの節目を迎えたことから、本報では、これまでの取り組み、並びに、その成果を報告する。

## 1-2. CLADSの目指す姿

CLADSは、1F廃炉に関する世界との連携を行うハブ(HUB)を目指した組織である。国内の他の研究機関や大学などと連携して研究を進めることで、廃炉に必要な基礎基盤研究のネットワークを形成し、長期的な廃炉に必要な人材の確保を図る。

1Fの廃炉は、今まで人類が経験した事の無い、困難でチャレンジングなものである。この経験を世界と共有しながら、人類に貢献する事を目的としている。

## 1-3. 研究プログラム

英知事業は、①原子力学全体を支えるような基礎・基盤研究を行う「共通基盤型原子力研究プログラム」、②1F廃炉の課題を解決するための「課題解決型廃炉研究プログラム」、③二国間の協力により研究を進める「国際協力型廃炉研究プログラム」、④研究人材を実効的な研究を通じて育成する「研究人材育成型廃炉研究プログラム」の4つの研究プログラムに再編している[1]。

これにより、令和3年度採択段階でJAEAとの間で48の研究代表、再委託を含めた延べ149のアカデミア

等との連携を図っている（令和3年7月20日現在）（図1）。

また、令和元年度から開始した研究人材育成型廃炉研究プログラムでは、JAEAにおけるクロスアポイントメント制度、博士研究員制度等を活用して、大学とJAEAの間に“連携ラボ”と呼ばれる共同研究室を構築し、緊密に連携して研究を行っている。

CLADSでは、得られた成果、知見を元に1F廃炉ニーズを解決する方策を検討し、東京電力等にソリューションを提案する活動を行うことで、より実効的な廃炉課題へのアプローチを行っている。

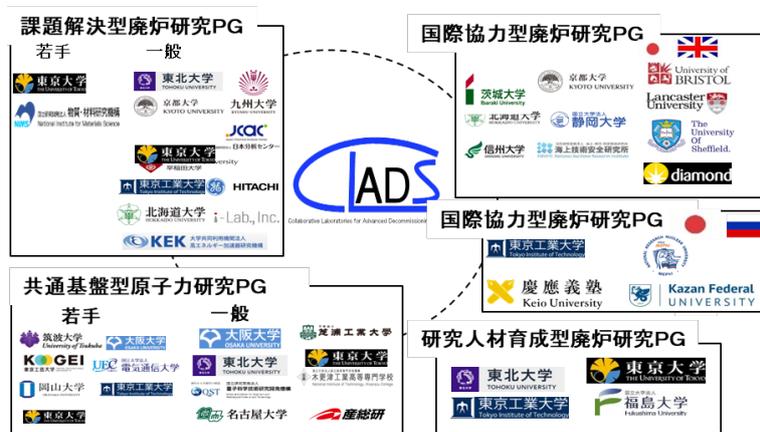


図1 英知事業によるアカデミア等との連携状況（令和3年7月20日現在）

## 2. 基礎・基盤研究と廃炉ニーズをマッチングさせる取り組み

### 2-1. 基礎・基盤研究の全体マップ

廃炉の研究は、汚染水除去からはじまり、遠隔操作技術、燃料デブリの特性、デブリ取出し手法、放射性微粒子拡散防止、水素管理、放射性廃棄物処理・処分、放射線計測、耐放射線機器、社会的合意形成など、極めて幅広い分野に及ぶ。それぞれの研究が、さまざまにリンクしており、原子力だけではなく、土木から化学、機械、電気など、ほとんどの工学分野にまたがっている。

このため、CLADSでは、廃炉研究の「基礎・基盤研究の全体マップ（以下、マップという。）」を取りまとめてホームページで公開している（図2）。ホームページでは、それぞれの研究領域をクリックすると、より詳細なニーズが示され、関連する研究がリストアップされる。

マップは、ニーズにより1F廃炉全体を俯瞰しているが、そのすべてに研究リソースを投じられるものではない。そこで、マップの各ニーズ項目について以下の指標により機構内外の専門家による評価を実施し、ニーズに対して重要度評価を行い、その重要度を色分けして表示することで、何が重要であるか一目でわかるようにしている。

重要度は、縦軸に「1F廃止措置へのインパクト」横軸に「より基礎的・原理的な研究が求められるか否か」とし、4象限に分け、それぞれの象限を「応用・実用研究開発により課題解決につながる（赤色評価）」「基礎基盤研究の追求により課題解決につながる（青色評価）」「基礎基盤研究により知見が蓄積される（黄色評価）」「基礎基盤研究により将来的に知見が得られる可能性がある（白色評価）」として色分けし、それぞれの間層はグラデーション表記している（図3）。アカデミアが最も解決すべきは、1F廃炉へのインパクトがあり、基礎基盤研究が求められる青色評価となる。赤色評価は、応用研究、実用化研究に近い研究分野となり事業者やメーカーが開発する研究領域に近い。これらの色分けを行ったマップは、1F廃炉の進捗に合わせ、毎年更新する予定である。

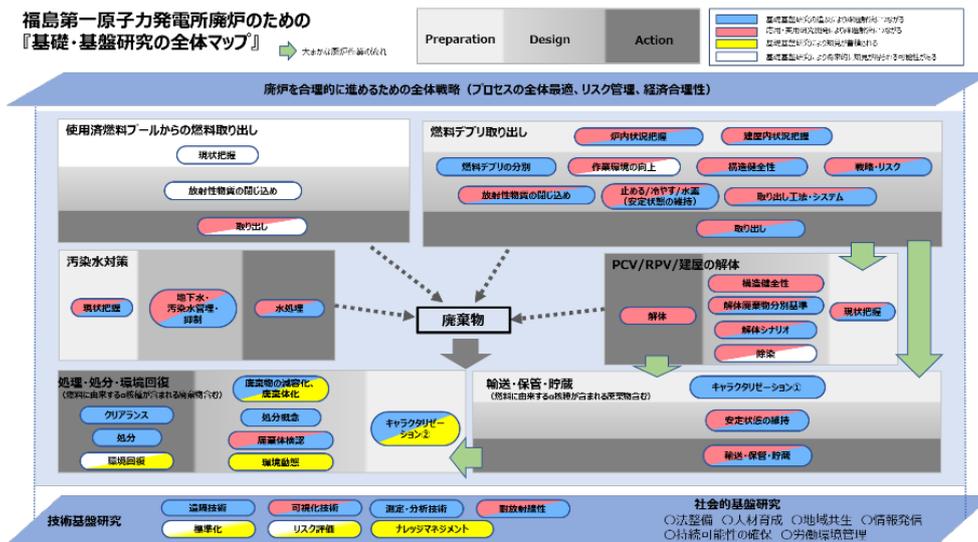


図2 基礎・基盤研究の全体マップ (2021年版) [2]

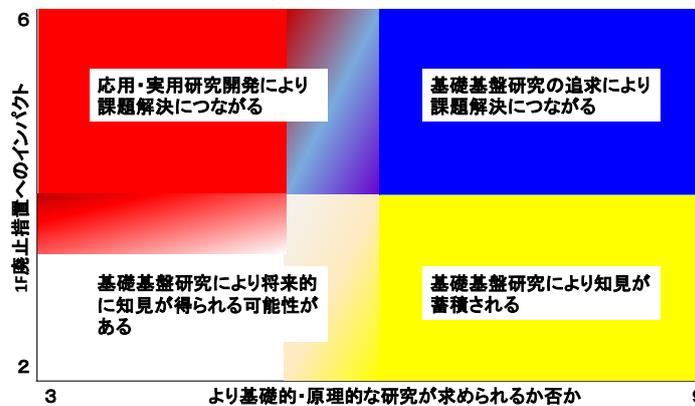


図3 重要度評価指標

今後、マップの精度を高めるとともに、ニーズにマッチングするシーズの提供を行う仕掛けとしていきたいと構想している。そのためには、ニーズ側、シーズ側お互いに2つのことを求めたい。1つ目は、ニーズ側はニーズを全て臆することなく公表していくことである。どうしても、こんなことができないのか？と問われるネガティブな捉えられ方を意識するがあまり、ニーズを全て公表しない場合には、非効率な研究開発とならざるを得なくなる。2つ目は、シーズ側は、現場ニーズにしっかりと適用させる研究を実施することである。研究者として、どうしても最先端を追い求めたくなることもあろうが、現場適用には効率性やコストも重要な要素である。また、使い勝手が悪いものは、結局使えないものともなりかねない。このニーズとシーズのマッチングを行うためのツールとしてマップの活用を期待している。

2021年版のマップは、令和2年4月に公表された、廃炉中長期実行プラン2020等の最新知見を取り込み、東京電力の現場担当者として1つ1つのニーズをひざ詰めで議論して取りまとめたものである。是非、研究を進める際には、自らの研究シーズがどのニーズを解決するものであるのか確認いただきたい。

2-2. 研究フォローへの取り組み

CLADSでは、専門家が集い議論する福島リサーチカンファレンス(以下、「FRC」という。)を定期的開催している。英知事業関連も同様にFRCとして開催し、研究開始直後にニーズ側と意見交換を行い、より現場ニーズを把握した研究実施が可能となる活動とともに、英国や露国との間では募集前にシーズのマッチングを二国間共催で開催することで研究者間の連携を強める活動を行っている。

研究開始直後にニーズ側との意見交換を通じて得られたコメントに対して、CLADSでは、JAEAプログラ

ムオフィサー（以下、「J-PO」という。）が研究者に寄り添った研究フォローを実施する体制を構築している。J-PO 制度は令和 2 年度から試行的に開始した制度であり、今後も不断の改善を通じて、研究者が研究を実施しやすい環境を整えていく。

また、時々刻々と変化する廃炉ニーズに対して柔軟に対応できるように、英知事業のプログラムオフィサー（以下、「PO」という。）の権限を強化し、研究実施の途中であっても計画の変更や予算の増額等を行える体制を構築することで、1F 廃炉現場の状況やニーズの変化に応じた研究を実施できるようにしている。

### 3. 研究人材育成の取り組み

#### 3-1. 若手研究者参画への取り組み

英知事業では、30 年以上つづく 1F 廃炉に研究者を継続的に輩出できるように、課題解決を中心的に担える若手研究者の参画のために様々な若手研究者参画の取り組みを行っている。

若手研究者には、若手プログラムや各プログラムの中で研究責任者を担う仕掛けを取り入れている。また、博士課程の学生には CLADS に滞在して研究を実施し、日本学術振興会特別研究員 DC1 相当の研究奨励金を支給できる制度を活用している。また、学生全般に次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（以下、「NDEC」という。）に参加し、自身の研究成果を発表する機会、廃炉現場の声を聴く機会を提供している。

また、国際的な連携とし、OECD/NEA の The Nuclear Education, Skills and Technology Framework（以下、「NEST」という。）を通じて、国内外の研究者を派遣、招聘し数か月滞在しながら研究を実施できる制度も行っている。残念ながら、コロナ禍により令和 2 年度は中止となったが、今後も継続的に実施していく予定である。

#### 3-2. 遠隔操作技術者育成の取り組み

CLADS では、遠隔操作技術者育成の取り組みとして「廃炉創造ロボコン」を開催している。令和 2 年度はコロナ禍によりリモート開催となったが、最優秀賞を受賞した福島高専チームはすべての課題をクリアするまでに至った成果を収めた。

さらに、優秀な成績を収めた参加機関との間で民間企業と実際の研究連携に発展しているケースも報告されている。

### 4. 廃炉への実装事例

研究成果がニーズ関係者に触れる機会が増えるほど、研究成果を廃炉現場に実装できる機会が増える。

過去の英知事業では、得られた成果報告書は刊行物として国会図書館に収蔵されていたが、手軽に閲覧することはできなかった。そのため、CLADS では、報告された報告書については、JAEA レポート形式に取りまとめ、ホームページ[3]で公開、国会図書館に収蔵することで、より多くのニーズ関係者、研究者の目に触れるようにしている。

また、大学からのプレス発表等も行われている。マップの中でも報告書をリンクすることでニーズとそれに応じた研究成果に触れる機会を増やしている。このような活動を通じ、ニーズ側からの問い合わせが増加している。平成 30 年度に採択した東北大学の研究成果についても同様にニーズ側から問い合わせがあり、令和 3 年 6 月に 1F2 号機の原子炉ウェル調査に利用され、その成果が経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合で報告されている（図 5）。

英知事業では、このような良好事例を積み重ねられるために、今後もニーズ側との連携を強めていく。

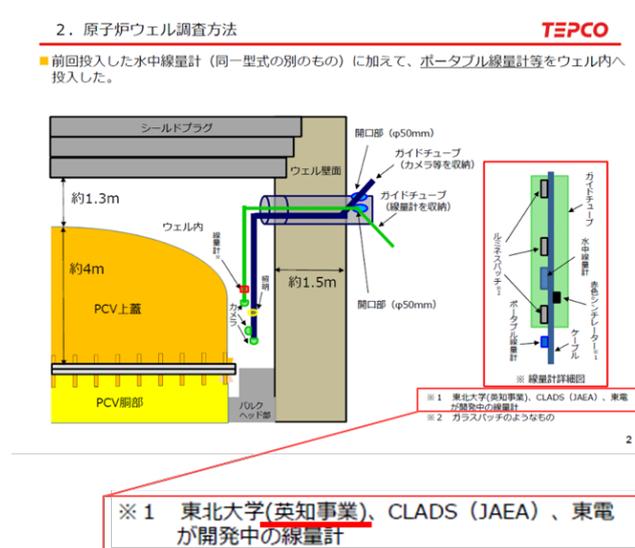


図 5 原子炉ウェル内調査結果[4]

## 5. まとめ

平成 30 年度から CLADS で実施してきた英知事業では、当初研究期間の 3 年間を終えたばかりではあるが、1F 廃炉現場に実装できる成果が出つつある。時々刻々と変化する廃炉ニーズを積極的に捉える取り組みを継続しつつ、採択された研究に対して、課題解決に至るようなフォローを実施していく。

また、若手研究者や異分野の参画を積極的に促す取り組みを継続する。

## 6. 参考文献

- [1]英知事業, <https://clads.jaea.go.jp/jp/eichijigyo/>, JAEA WEB サイト
- [2]基礎・基盤研究の全体マップ, <https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>, JAEA WEB サイト
- [3]JAEA Original Papers Searching System (JOPSS), <https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/abstracts>, JAEA WEB サイト(「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」で検索)
- [4] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 91 回）(令和 3 年 6 月 24 日) <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/index.html>, 経済産業省 WEB サイト

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](https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning)

\*Akihiro Tagawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## Planning Lecture of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

## Progress of R&amp;D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

## (3) Topics on Decommissioning Researches:

## Analysis of sim-debris of the bundle degradation tests

\*Anton Pshenichnikov<sup>1</sup>, Yuji Nagae<sup>1</sup> and Masaki Kurata<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency**1. Introduction**

This year was a 10 years memorial date after large-scale severe nuclear accidents at the TEPCO HD (Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.) Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station (further referred to as 1F) had happened. A cooling function of the Unit 1 got out of control after the tsunami strike and ended up by an explosion the next day. Increased dose rate and continuing aftershocks of high magnitude exacerbated by a questionable accident management [1] resulted in a cascade of three meltdowns occurred in the units 1, 2 and 3 and three explosions destroyed buildings of the units 1, 3, 4, even though the Unit 4 was shut down (under maintenance) [2]. This scale of the accident was beyond all assumptions made by promoters and antagonists of nuclear energy.

Now TEPCO is facing a challenge of a complete decommissioning of the 1F as a measure of the recovery of the lands of the Fukushima prefecture and prevention of the further leaking of radioactive substances out of the damaged reactors. However, decommissioning of 1F is an extremely difficult task, since a gap in understanding of the accidents propagation does not allow us to get the knowledge on the fuel debris final distribution and properties in the damaged units. The direct investigations were also minimal because of the harsh radioactive environment in the reactor buildings.

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS) was established in JAEA based on the acceleration plan for the 1F decommissioning to assist it by making R&D on the current challenging problems. The main objective of the studies was the investigation of a boiling water reactor (BWR) bundle degradation mechanisms in various atmospheres. Present test programme was focused on an early stage of a severe accident before melting of fuel materials such as  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ . Analysis of an accumulated data is going to be an input data for development of a multi-scale severe accident (SA) model.

**2. Experiments****2-1. LEISAN facility**

Large-scale control blade and bundle degradation tests were performed using a Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) [3,4]. The facility was capable of going up to 1800 °C only in pure Ar firstly [5]. The heaters were placed in the upper furnace part making a gradient roughly 500 °C/m. Large-scale bundles of approximately 1.2 m-long with 20 claddings surrounded by channel boxes and one control blade were tested in Ar. An option of adding a steam+Ar mixture was added [6]. For this, a muffle capable to resist high temperatures in steam was developed. Outside of the muffle were heaters in Ar, inside was hot steam-argon mixture and a bundle.

In recent years, the facility had become additional thermocouples, which allowed measuring the temperature filed more precisely and a quadrupole mass-spectrometer for exhaust gas measurement [3,7]. One of the key features of the facility was the possibility of making in situ video, which helped to follow the features of melt progression (especially local exothermic reactions) and debris formation and relocation in situ right on the monitor. There is a further plan to equip the facility with an electronic low-pressure impactor for enhancement of aerosol study.

**2-2. CR and CRFCB tests**

One of the first tests CR-1 (CR stands for Control Rod) was performed with only one control blade rod [5]. In that case melting occurred without an influence of Zr. It was necessary to understand the pure behaviour of the control blade melting as a starting point of the bundle degradation. On the video the first place of the blade's sheath melt-through happened in the direct contact of the inner tubes, filled with  $\text{B}_4\text{C}$  granules, with the sheath of the control blade. No serious

exothermic heat release was detected by the thermocouples (due to small number of them), only a small temperature increase was visible on the video. It gave the idea, that the energy of the Fe-B eutectic interaction is rather small to induce excessive heating damage. Oxidation of the Fe-rich melt was negligible because of Ar environment. That is why, in the next tests, Zircaloy-4 channel boxes together with one control blade were tested in CRFCB test (Control Rod Fuel Channel Box). The tests using the simple bundles revealed an impact of Zr on the melt formation and debris shape and relocation ability. It was clear that the debris chemical composition is important. Moreover, the degradation happened with a large exothermic energy release, even though the atmosphere was pure Ar, which was observed on in situ video [5].

### 2-3. CRFCBF tests

Control Rod Fuel Channel Box Fuel rod (CRFCBF) tests were performed in Ar and in steam atmosphere to grasp the differences of the bundle behaviour under steam-rich and under steam-starved conditions [6]. The tests showed a severe degradation of the channel boxes under pure Ar and steam-starved conditions. It happened because the oxidation layer on the surface of channel boxes tend to self-dissolve in the bulk of alloy by oxygen diffusion into the bulk. In the absence of the oxide layer, nothing prevented low-temperature Zr-Fe eutectic formation. Relocating melt solidified and created a blockage in the lower half of the bundle. Due to such mechanism of relocation and solidification, it could not penetrate far in the lateral direction. Probably, to propagate laterally two special conditions should be fulfilled: a secondary liquefaction should happen and the way down should be blocked completely.

In the framework of CRFCBF tests, only two kinds of debris were analyzed. The first material emerged in the region of high temperatures from the top to the middle of the bundle. The second material was able to relocate right to the bottom of the furnace, though the temperature there was low to expect any molten material. For Zr-Fe containing melt agglomerates it was easier to relocate in the axial direction so deep. Steam-rich conditions, according to the conclusion, may significantly change the course of the accident, however starting from which threshold of preoxidation and steam flow rate, was not clear.

### 2-4 CLADS-MADE

The recent tests in the framework of the CLADS Mock-up Assembly DEgradation (CLADS-MADE) programme were developed in close connection to the situation in the units of 1F. The test scenarios were developed taking into account the plant data widely published by TEPCO [8,9], IAEA [10], INPO [11] and the others. For the Unit 2 the developed scenario included a transient phase with 0.4 K/s followed by a steam starvation phase. For the Unit 3 there was a constant oxidation during transient heating with 0.6 K/s. For the Unit 1 a scenario had a constant steam flow rate and 1 K/s heating rate. More details on the scenarios can be found in [4].

A series of complementary post-test investigations favorably distinguished CLADS-MADE work from the previous preliminary studies. Such methods as optical microscopy, scanning electron microscopy (SEM) with energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS), X-ray diffraction analysis (XRD) and Raman spectroscopy were used. These investigations advanced our understanding of the accident progression at the beginning phase of the 1F accidents. Let us discuss the main findings of the post-test analysis of the sim debris.

It was established that an oxide layer significantly influenced the interaction of molten Fe-rich control blade melt with Zircaloy-4 of the channel boxes. It prevented lateral melt propagation and promoted individual blockage formation in each bypass channel. Melt-through of the channel box do not occur until the zirconium oxide surface layer is dissolved in the bulk. In case of local damage to the oxide layer a local melt-through may easily occur involving materials under oxide layer into formation of eutectics [12].

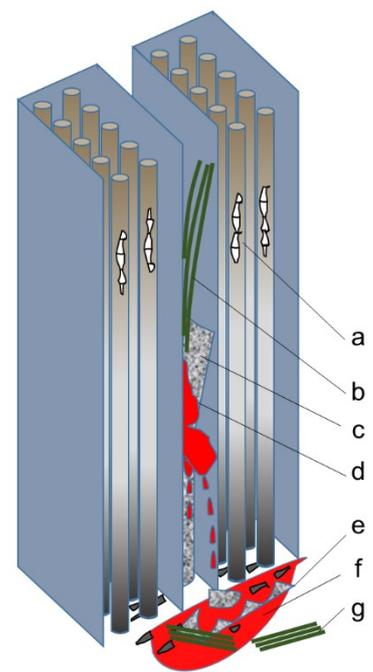


Figure 1. Scheme of a model bundle degradation: a – fully oxidized claddings, b – remaining control blade debris, c – remaining sheath, d – melt created blockage, e – relocated oxidized debris, f – relocated melt, g – relocated control blade debris.

The investigation by SEM EDS gave the first ideas on the phase compositions of the degraded materials at different elevations. Debris were consisting of oxidized materials, and still unchanged  $B_4C$ , surrounded and protected from direct contact with environment by a metallic part. The metallic part of debris consisted of two major volume fractions – Fe+C-rich and Cr+B-rich. The metallic part at the hottest elevations contained mostly solid solutions of B in (Fe,Ni) and borides of mixed composition (Fe,Cr)B. At the elevations where the reaction of B and C with melt was lower due to lower temperature, logically borides with higher Fe content  $(Fe,Cr)_2B$  were identified. In the colder areas of blockage, almost unchanged stainless steel (SS) composition was detected with very small amount of dissolved B (<0.5 wt.% overall). However, this very small B concentration may play a crucial role as it makes Fe-rich materials extremely robust by precipitation of a small-scale B-rich domains. Those domains had local B enrichment up to 2.8 wt.% and was always associated with locally high Cr content. Obviously, Cr compounds with B were favourably stabilized in the liquefied melt [7].

Unfortunately, C was a material, which was difficult to detect by SEM/EDS. The investigation by XRD uncovered, that the debris contained not only Fe, Ni solid solutions with B and Fe, Cr borides, but also some small amount of mixed carboborides of  $(Fe,Cr)_{23}(B,C)_6$  [3]. Raman spectroscopy was used to understand B and C compounds, which formed in the debris after reaction of SS melt and  $B_4C$ . It turned out that much of C after degradation and dissolution of  $B_4C$  remained unused. The traces of C, surrounding the reacted granules were detected by Raman spectroscopy.

Regarding the data obtained by the above-mentioned methods, a new mechanism of  $B_4C$  granules degradation by a graphitization was identified both under steam-starved and steam-rich conditions. In an oxidative environment remaining graphite was consumed by oxygen and C escaped from the melt in the form of carbon oxide gases (bubbles on the liquefied metal surface were confirmed in situ). In the case of steam-starved conditions C remained in the structure, which promoted  $(Fe, Cr)_{23}(B, C)_6$  carboboride mixed phases formation.

### 2-5. Possibility of three types of debris

Let us try to find the analogue debris on the video of the PCV internal investigation performed by TEPCO [13]. A lot of stone-like debris was observed on the video. Visual appearance and post-test investigation data plus data provided by TEPCO on the primary containment vessel (PCV) investigation suggested that after an accident, debris can be divided into three general types: a) metallic, b) oxidic, and c) original parts, degraded by partial melting, mechanically slumped [14].

Metallic debris are forming especially in large amounts under reducing conditions. Having the lowest melting temperature among the core materials, they tend to relocate deeper into the lower elevations and block the water supply channels, thus making local conditions steam-starved. Metallic melt, depending on composition and temperature, had different ability to be oxidized on the way down. Fe, Cr, Ni - bearing melt has lower affinity to oxygen, thus less oxidizes during relocation. Additional to that, the temperature at which this melt becomes liquid is decreasing fast by addition of B and C. Zr-bearing melts have the highest possibility to be oxidized during relocation. But at the same time, Zr-bearing melts have tendency to relocate as big agglomerates, which make the ratio of surface to volume small. Having a bigger volume, cooling of the big agglomerates are slower. Thus, big agglomerates can reach deeper elevations of the core and can be the first in the lower head of the reactor.

After all alloys and eutectics had already relocated to colder elevations, there is a turn of oxides to start melting and creating a large pool of oxidized materials. Usually it is a mixture of  $UO_2$  and  $ZrO_2$ . For example, there is no doubt that when a part of the oxidic pool in TMI-2 accident reached the RPV lower head, there was some layer of debris already

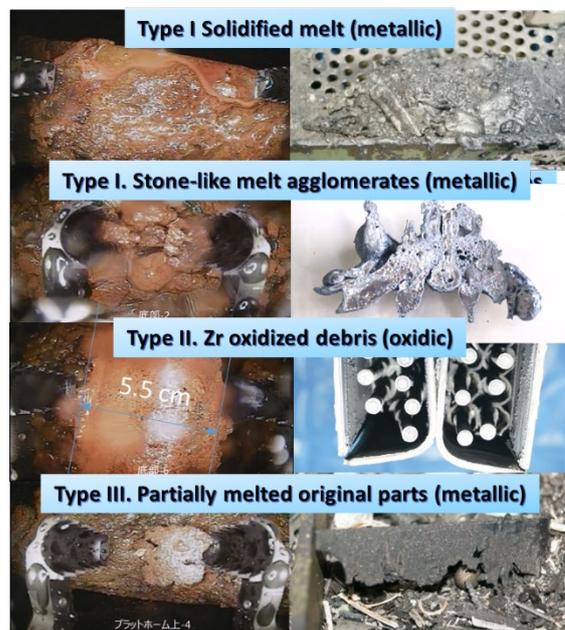


Figure 2. Three types of debris

there. It was not confirmed what kind of debris were there, but considering our observations it may be metallic debris.

Before the accident at 1F it was assumed, that no materials could survive such high temperatures as exist during the UO<sub>2</sub> molten pool relocation. A molten pool was considered to be uniform and no possibility for initial core materials survival was assumed. But a temperature gradient is absolutely normal situation even during severe accident inside of RPV. As a result, the PCV investigation in the Unit 2 had detected a top tie-plate came out of the RPV (Reactor Pressure Vessel) only partially melted. Such surprize was not predicted by any expert worldwide. However, in CLADS-MADE tests an upper part of the control blade had relocated in the same way to the bottom of the furnace. After this finding it became clear, that sim-debris from SA tests can be helpful in interpreting the real debris origin, ways of their relocation sometimes may give a rough idea about their chemical composition. Such attempt was made in [14].

#### **2-6. Comparison with the internal investigation by TEPCO**

In CLADS-MADE-01 test, control blade melt solidified on the surface of a channel box. Then, it was easily detached from it. One of the surfaces of such stone-like piece was flat. This process seemed to take place in the case of stone-like debris of the Unit 2. As soon as hot metallic melt came out of RPV through minor breaches, it solidified on the massive metallic beams of CRD supporting structures. No damage to those structures was possible because of the volume of melt. However, the mass of the accumulated solidified material would gradually increase, and finally some of agglomerates may simply fall down. Thus, stone-like debris is a result of the gradual process of the melted material coming out from the minor breaches, solidifying on the CRD massive stainless steels structures and then falling from above to the bottom of the pedestal [14].

The partially destroyed top tie plate was found lying on the top of the debris in the lower part of the PCV [14]. There is no guarantee that the other core parts like channel box or a control blade or even highly radioactive fuel pellets, did not relocate to the PCV. Indeed, some features of the observed debris remained on the round-shaped part of a control blade, 90° walls of the channel box with flat surfaces. Unfortunately, the opposite side of the debris was not investigated. That is why we cannot confidently conclude, that it was a part of a channel box or just a melt agglomerate solidified at a 90° angle in the corner between two massive CRD supporting beams. Additional investigations of the PCV of all units is a key factor of increasing our knowledge on the materials remaining there.

Solidified melt was found in the PCV, which looked much like the investigated debris of CLADS-MADE-01. In the test they were consisting of only metallic debris due to relatively low maximum temperature of the test. In the case of the Unit 2 debris, they can be a layered mixture of both: poured metallic and oxidic melt. In both cases, a large amount of the poured melt would have enough ability to propagate along the platforms and relocate to the lower elevations. In contact with platform, there was no deformation of the underlying platform beams. Cooling was obviously fast, probably the melt was nearly quenched by the difference in temperatures. It happened in the test as well. The melt in the test could not penetrate even through a thin 1 mm grating, because it had immediately solidified on it without any reaction occurring. After the test, it was easily detached. Probably, it can be expected in the case of Unit 2 PCV debris. The only concern is how to cut them into small pieces for withdrawal. The latest update of withdrawal technology was published in [15].

The presence of the large amount of accumulated molten material suggests two RPV-PCV relocation paths in BWRs – a) minor breaches near CRD joints with the gradual melt release in small amounts but in many places simultaneously and b) one major breach with the release of a large amount of melt and the top tie plate. The former mechanism was the cause for the stone-like debris; the latter explains the molten debris, which TEPCO was not able to move by the robot during PCV inspection. The top tie plate could penetrate obviously through a major breach. That is why if the major breach exist, degraded assembly parts can be observed on the top of the debris. From the author's point of view, such degraded assembly parts should be the first large-scale sample for a thorough investigation in the laboratory. It is going to give ideas on the accident progression of a particular unit by detection of changes in microstructure in this debris. Special interest is the molten edge of the degraded part. It may give the idea on the core composition at the moment of contact with this debris.

### 3. Conclusion

The work on analysis of metallic sim-debris have shown similarity between the test and real debris, which allowed the interpretation of the Unit 2 PCV debris origin and uncovered control blade degradation mechanism with formation of boron compounds in the metallic part of melt. Though the information was surely lacking, a rough estimation of the chemical composition of metallic debris and the place of the first solidification was made [14]. This can be a justification for the future accurate application of sim-tests for the understanding of the real situation inside the damaged reactors of 1F, which is expected to be an important method for the 1F forensics.

### References

- [1] The National Diet of Japan. The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission [Internet]. Tokyo, Japan; 2012 [cited 2021 Jul 14]. Available from: <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3856371/naiic.go.jp/en/report/>.
- [2] Atomic Energy Society of Japan. The Fukushima Daiichi Nuclear Accident Final Report of the AESJ Investigation Committee. Tokyo, Japan: Springer; 2015.
- [3] Pshenichnikov A, Yamazaki S, Bottomley D, et al. Features of a control blade degradation observed in situ during severe accident conditions in boiling water reactors. *J Nucl Sci Technol*. 2019;56:440–453.
- [4] Pshenichnikov A, Kurata M, Bottomley D, et al. New research programme of JAEA/CLADS to reduce the knowledge gaps revealed after an accident at Fukushima-1: introduction of boiling water reactor mock-up assembly degradation test programme. *J Nucl Sci Technol*. 2020;57:370–379.
- [5] Kurata M, Shibata H, Sakamoto K, et al. Experimental study on control blade degradation and its modeling. *Proc 2014 Water React Fuel Perform Meet*. Sendai, Japan; 2014. p. Paper No. 100079.
- [6] Shibata H, Tokushima K, Sakamoto K, et al. Control Blade Degradation Test Under Temperature Gradient In Steam Atmosphere. *Proc Top Fuel 2016*. Boise, ID, USA; 2016.
- [7] Pshenichnikov A, Kurata M, Nagae Y. A BWR control blade degradation observed in situ during a CLADS-MADE-02 test under Fukushima Dai-Ichi Unit 3 postulated conditions. *J Nucl Sci Technol*. 2021;58:14.
- [8] Tokyo Electric Power Company, Inc. Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. Tokyo, Japan; 2012.
- [9] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. The 5th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Development Mechanism of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. Tokyo, Japan; 2017.
- [10] International Atomic Energy Agency. The Fukushima Daiichi Accident. Technical volume 1. Description and context of the accident. Vienna, Austria; 2015.
- [11] Institute of Nuclear Power Operations. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Atlanta, Georgia, USA; 2011. Report No.: INPO 11-005. .
- [12] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. On the degradation progression of a BWR control blade under high-temperature steam-starved conditions. *Mech Eng J*. 2020;7:1–10.
- [13] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. 2019/02/14Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation [Internet]. 2019 [cited 2021 May 25]. Available from: [https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video\\_uuid=vy9uep38&catid=61785](https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=vy9uep38&catid=61785).
- [14] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. Comparison of the observed Fukushima Dai-Ichi Unit 2 debris with simulated debris from the CLADS-MADE-01 control blade degradation test. *J Nucl Sci Technol*. 2021;58:416–425.
- [15] Okuzumi N. Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Fuel Debris Extraction Technology Development Status [Internet]. Tokyo, Japan; 2021 [cited 2021 Jul 19]. Available from: <https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/06/20210526kouensiryoku.pdf>.

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](https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning)

## 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」廃炉に向けた技術開発の現状  
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

## (4) IRID の研究開発概況

## (4) Overview of IRID R&amp;D

\*奥住 直明<sup>1</sup><sup>1</sup> 国際廃炉研究開発機構

## 1. 緒言

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)は、2013年8月の設立以来、廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所廃炉作業に必要な研究開発に取り組んできた。福島第一原子力発電所廃炉の最大の課題は熔融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取り出しである。燃料デブリ取り出しに際しては燃料デブリの状況を把握する必要がある。今までに宇宙線ミュオンを使った原子炉内部透視技術開発を行い2015年から2017年にかけて1～3号機の内部を透視し元々の炉心位置には燃料がほとんど存在しないとの情報を得た。これらの情報をもとに各号機の燃料デブリの状況をより詳細に把握するため、遠隔による原子炉格納容器(PCV)内部調査技術を開発し、2015年から2019年にかけてPCV内部の調査を実施した。この結果2号機、3号機については、原子炉圧力容器(RPV)の土台であるRPVペDESTAL底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本報告では燃料デブリ取り出しに関わるその後の技術開発状況について紹介する。

## 2. 原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査技術開発

1号機はRPVペDESTAL内部へのアクセスルートであるX-6ペネトレーション周囲の線量が高く、作業員が長時間滞在することが困難であるため、他のペネトレーション(X-100B)を使用してPCV内部のグレーチング上に形状変化型ロボットを投入し調査を実施してきた。しかしながら現在までのところ燃料デブリの存在を直接確認するには至っていない。このためより詳細な調査を実施するため、新たな調査装置(ボート型アクセス装置)を開発した。ボート型アクセス装置はPCVへの作業員出入り口であるエアロック(X-2)内外扉にロボット投入口を設け、さらにPCV内部グレーチングにも開口部を設けてグレーチング下にある水面及び水中に投入する計画である。ボート型アクセス装置は従来の形状変化型ロボットより大型であり、走査型超音波距離計、高出力超音波センサ、中性子検出器、堆積物少量サンプリング装置など様々な計測機器等をPCV内部に持ち込み測定等を行うことが可能である。また小型のアクセス装置も用意しており、RPVペDESTAL下部にある点検口より内部の状況を調査することを試みる予定である。現在調査装置の開発は完了しており、PCV内部のアクセスルートを確保するため干渉物の撤去作業などを実施している。

## 3. 燃料デブリの試験的取り出し

2号機ではRPVペDESTAL内部に燃料デブリと思われるものの存在を確認しており、現在更なる調査と燃料デブリの試験的取り出しを行うためのアーム型アクセス装置を開発中である。アーム型アクセス装置は英国にある核融合実験炉(JET)にて使用しているアーム型アクセス装置をプロトタイプとして英国で開発を実施した。アーム型アクセス装置は既存のX-6ペネトレーションからPCV内部を経てRPVペDESTAL内部にアクセスすることが可能である。干渉物となる既存構造物をアーム型アクセス装置先端に搭載するAWJ(アブレイシブ・ウォーター・ジェット)装置により切断、除去した後、各種測定装置によりRPVペDESTAL内部の詳細調査を実施し、その後試験的取り出しを実施する予定である。現在英国での開発が終了して国内への輸送も完了し、引き続き国内で開発を継続している。その後檜葉にあるJAEA遠隔

技術開発センター内に設置したモックアップ設備を使用して組み合わせ試験および操作員の訓練などを実施していく計画である。

#### 4. 結言

RPV 内部調査に向けた技術開発、燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大技術開発、取り出し規模の更なる拡大のための技術開発などについて、引き続き技術検証を行っているところである。

(本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。)

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](https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning)

---

\*Naoaki Okuzumi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

## [2F\_PL] Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

chair: Tokio Fukahori (JAEA)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F

---

[2F\_PL01] Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

\*Nobuhiro Shigyo<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

[2F\_PL02] Human Resource Development for Nuclear Data Research

\*Tatsuya Katabuchi<sup>1</sup> (1. Tokyo Tech)

[2F\_PL03] Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

\*Shinsuke Nakayama<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2F\_PL04] Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

\*Kenya Suyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 総合講演・報告1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

## 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## (1) 核データニーズの恒常的な把握

## (1) Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

\*執行 信寛<sup>1</sup><sup>1</sup>九州大学

## 1. はじめに

我が国の核データ活動は、従前からの原子炉核特性計算等軽水炉の運用や高速炉の開発といったエネルギー利用のみならず、ImPACT や代理反応のように原子核物理等他分野との協働によって新手法が取り入れられ、画期的な進展が期待されている状況にある。このような近年の実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの測定や精密計算が可能となりつつある。また、宇宙物理や医療用核データのような分野における知見やリクエストは、核データ研究自体に新たな血流をもたらす原動力となっている。

上記に鑑み、「シグマ」調査専門委員会は、1965年に設置された「シグマ」特別専門委員会を引き継ぎ2019年度より活動を行ってきた。世界のグローバルな動向を調査・注視しつつ、我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に資することを目的としている。そのためにこの2年間で核データニーズの恒常的調査、核データ分野の人材育成および核データにおけるロードマップを検討するタスクフォースの活動を行ってきた。この稿では核データニーズの恒常的調査について報告する。

## 2. 核データニーズの恒常的調査

核データの応用分野への貢献可能性の具体的活動の一つとして、広範な分野からの核データニーズを恒常的に把握するために、大学、研究機関、企業の専門家5名から成るタスクフォースを構成して、医療用 RI、放射線輸送コード PHITS ユーザからの情報、核融合や中性子源、遮蔽に関するニーズの調査を開始した。その結果、中性子入射反応や重陽子入射反応に関するニーズがあることがわかった。

核データのリクエストを受け付ける枠組みとして OECD/NEA の Nuclear Data High Priority Request List があるが、リクエストを提出するための要件が複雑であるため応用分野の研究者・技術者には敷居が高い。そこで応用分野のユーザからの核データと直接関係しているように見えない情報を収集し、核データに関するリクエストを広く受けるために、2021年1月より調査専門委員会の web サイト (<https://sigma.aesj.or.jp>) を公開し、このサイトの中に図1のような核データに関するリクエストを受け付けるページ (<https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request>) を設置した。このサイトは核データの測定や理論計算を行う専門家にも周知される。ここで核データの応用に関するリクエストが公開されることで、核データの新たな研究の動機付けとなり、リクエストの入力者にも早期に必要なデータを得られるという両者にとってメリットとなることを期待している。

リクエスト入力の敷居を大幅に下げるために、リクエスト自体を公開か非公開かを選べるようにし、公開する場合も入力者の情報は非公開としている。リクエストの入力者が核データの詳細について認識していない場合が考えられるため、入力項目を15項目、その内核データに関する部分は9項目とした。この9項目について全ての項目を入力する必要はなく、入力者が認識している項目だけ入力して、それ以外の項目は空欄のまま受け付けることにしている。入力された情報はそのまま公開せずに、タスクフォースでリクエストの入力者に話を伺い、その情報から核データの問題として解釈する。また、情報の公開項目や範囲についてリクエストを入力した人の意向を反映した上で、公開することとした。

### 3. 今後の予定

最終成果物としての評価済核データファイルの作成には時間がかかるため、ユーザのニーズに適時に対応するために常日頃からの広い分野の動向に注視することが重要である。また、例えば実験データや断面積のような特定の核データのような核データライブラリのファイルが完成する手前の情報だけでも希望するユーザの期待に応えたいと考えている。このためのツールとして、核データ要求リストサイトは、可能な限り日常的なものにしていく。今後は、このリクエストサイトの広く周知する方法を検討する。

核データリクエストフォーム

名前 必須  
原子力太郎

所属  
原子力学会

メールアドレス 必須

このリクエスト自体を公開可能ですか 必須  
 公開可能  
 公開不可可能  
 別途相談

公開可能な場合、公開できる項目や情報

入射粒子  
n, 中性子, 陽子

エネルギー  
0.025 eV, 1 - 10 MeV

ターゲット  
235U, U-235

反応  
(n, f), (p, xn)のような反応だけでなく、崩壊データなど反応に限らないものも記入してください。

物理量  
断面積、エネルギースペクトル、Fission Yield、準位、崩壊データなど

精度  
10%程度

データのタイプ  
 測定値  
 計算値  
 評価値

必要な時期  
2025年ごろ、10年以内など

この核データが必要な理由や目的

医療目的、宇宙利用など、これよりも可能な範囲で詳しく記入してください。

その他の情報

送信

図 1 核データのリクエストフォーム (<https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request>)

\*Nobuhiro Shigyo<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Kyushu Univ.

## 総合講演・報告1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

## 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## (2) 核データ分野の人材育成

## (2) Human Resource Development for Nuclear Data Research

\*片渕 竜也<sup>1</sup><sup>1</sup>東京工業大学

## 1. 人材育成と教科書作成

本活動では次世代の核データ分野の人材育成のための教科書の策定を行った。これまでも核データ関係者の間で核データの教科書を作るべきではという意見がたびたび出されてきた。核データ研究は、原子核物理という理学と原子力という工学の接点にあり、その両方の知識を必要とする。現在、核データ分野の初学者は原子核物理、原子炉物理、放射線計測などのそれぞれの分野の教科書を読み、学習者が自ら核データに必要な知識を再構成しているのが現状である。効率よく勉強するために核データを中心に据えた教科書が欲しい。これは自然な要望である。実際、原子核物理については多くの教科書が執筆されてきた。

それに対し、核データのための教科書はほとんどない。これまで書かれた日本語の核データ教科書と呼べるのは唯一、Hughesの「中性子断面積 - 原子力実験の基礎」(西野治訳) [1]くらいのものである。一方、炉物理の教科書が比較的良好に核データの説明に頁を割いている。例えば、ラマーシュの「原子炉の初等理論」[2]の1~3章は中性子断面積についてかなり丁寧に解説している。しかし、あくまで原子炉物理を学ぶ者が知っておくべきことに限定されており、核データ研究という観点から見ると記述範囲をもう少し広げる必要がある。

以上の点を踏まえ、本活動では教科書の執筆の方向性について議論を行った。本活動の開始時には想定として「核データ評価者」を養成するための教科書としていた。しかし、議論の中でそれでは対象が狭すぎるのではないかとの意見が出された。より多くの学生に核データ分野に興味を持ってもらえるような教科書を作る方が核データコミュニティとしても有益である。したがって、教科書の読者を核データ研究に携わる大学院生と想定した。

教科書の方向性についてはHughesの「中性子断面積」の姿勢を本活動でも採用した。はしがきに述べられた執筆の動機は、教科書執筆に当たって非常に参考になるものである。少し長いが引用する。

*断面積を用いねばならないが、高級原子核理論には通じていない人達を対象として*

*・・・中略・・・*

*現在仕事の上で断面積のデータを使わねばならぬが、原子核の理論には不案内という人が多数いる。断面積に関する請求には簡単な理論の力により解答できるものも多いが、原子核に関する訓練なしにはこれらの情報を十分に活用することは容易でない。断面積について明確な形で質問するだけでさえ基礎的な知識が必要である。*

*必要な情報は集積結果だけから得られるわけではない。*

*D. J. Hughes 「中性子断面積」西野治訳*

このはしがきから、Hughesが、核データの利用者が必ずしも原子核物理を習熟しているものばかりではなく、それ故に核データ利用に支障をきたしているという問題意識を持っており、その解決の一助として書いたことがよく分かる。核データの教科書を執筆するに当たっては我々も同様の問題意識を持つべきと考える。

## 2. 教科書のスタイルと難易度

次に教科書のスタイルについての検討を行った。これまでの教科書をおおまかに分類すると以下の3つのスタイルが挙げられる。

1. 物理的な記述の正確さを重視し、数式を駆使したもの（従来の原子核物理の教科書）
2. マニュアル的なもの（計算コードのマニュアルの付録など）
3. 数式をなるべく使わない読み物的なもの

それぞれのスタイルには当然のことながら一長一短がある。1は厳密ではあるが、やはり物理学科出身以外の学生にはとつきにくい。量子力学がひとつの壁になっている。2は必要な核反応理論の知識が簡潔にまとめられており、専門家には便利なスタイルであるが、初学者が学習に使うには不向きである。3は概念をイメージさせることを目的としている。講談社のブルーボックスが代表的なものとして挙げられるだろう。教科書というより読み物という位置づけになる。イメージを掴むにはいいが、研究で使える知識にはならない。

以上の議論から、適した教科書のスタイルは学習者のレベルの応じて大きく異なることが分かる。本活動での議論の結果、各項目の記述のレベルを多層的な構造にすることで対応できるのではないかと結論に達した。そのコンセプトを模式的に示したのが、図1である。各学習項目は3つの難易度レベル（易、中、難）でそれぞれ完結した記述をする。こうすることで学習者のレベルに対応する。ひとつのレベルだけ通して読んでも学べるようにする。例えば、初学者であれば、易レベルだけを通して読んでも核データに必要な知識の全体的な概略がつかめるようにする。さらにこのスタイルを採用することで、特定の項目に興味のある読者は、その項目の記述を易→中→難レベルと学習することで、その項目についての知識を深めるといった読み方も可能となる。

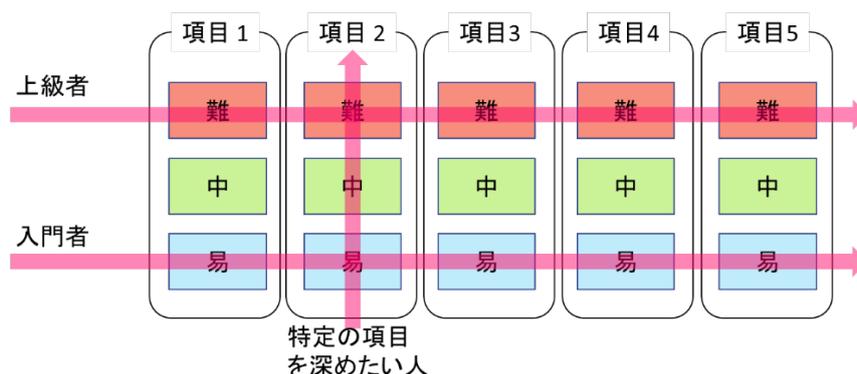


図1 核データ教科書の多層構造コンセプトの模式図

検討の結果、具体的な難易度レベルを次のように設定した。

**レベル1（易）** ブルーボックスとファインマン物理学[3]の間くらい。理解するのにそれほど高度な数学を必要としないレベル。具体的な例を多くしてイメージしやすくする。

**レベル2（中）** 学部で量子力学を勉強した学生が理解できるレベル。理解しやすくするため問題の単純化や数学的な厳密さは犠牲にしてもよい（例えば原子核のスピンが0の場合だけ扱うなど）。

**レベル3（難）** レベル2より数学的に厳密な記述。レベル2で出て来た記述をさらに一般的な場合に拡張する。最新の研究内容に関する言及など。詳細な式の導出などは付録にすることも考えられる。

教科書の公開方法については、現代の学生のスタイルに合わせ、インターネットで公開する。インターネットの特徴を生かし、項目間に相互リンクを貼り、参考文献、参考ページにもリンクを貼る。また、記述毎に難易度レベルを明示し、学習しやすくする。全体統括を行う編集者が記述内容のチェック、レベルの判断を行う。

### 3. まとめ

以上、現在までに本活動の人材育成に関わる教科書作成について検討・決定した内容である。現在、記述項目の検討と各項目の執筆担当者の選定を進めている。核データ最大のユーザである炉物理研究については、大学での研究室があり、学問としての分野（原子炉物理学）がある。一方、核データについてはこれに対応する核データ（工）学のようなものがない。このため、大学にも核データを専門としている研究室はなくなってしまった。原子核物理の研究室との連携は模索する必要があるが、このためのツールとしての教科書の作成については上述した通りである。どのような在り方が良いか、長く議論を重ねてきたが、この2年の活動で方向性が見えてきた。まずは核データ評価者の育成ではなく、興味を持ってくれる学生の醸成が第一である。この中から、評価者が育成されればよいというスタンスが見えてきた。このためには学習項目の列記だけではなく、その中での難易度レベルに合わせた資料作成を行うこととしたが、もう少し時間がかかりそうである。人材の枯渇を鑑みるとあまり猶予はないが、できるだけ早急にできるところから作成を続ける必要がある。

### 参考文献

- [1] D. J. Hughes 「中性子断面積 – 原子力実験の基礎」 西野治訳、産業図書、1965年
- [2] J. R. Lamarsh 「原子炉の初等理論（上）」 武田充司、仁科浩二郎訳、吉岡書店、1974年
- [3] R. P. Feynman, R. B. Leighton, M. L. Sands 「ファインマン物理学 1～5巻」 砂川重信訳、岩波書店、1979年

---

\*Tatsuya Katabuchi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Institute of Technology

## 総合講演・報告1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

## 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## (3) 核データにおけるロードマップ中間報告

## (3) Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

\*中山 梓介

原子力機構

「シグマ」調査専門委員会では、2022 年度末の完成を目指して核データの研究開発に関するロードマップ（核データロードマップ）の作成を進めている。その中間報告として、作成の経緯や現在までの進捗状況について述べる。

**1. 核データロードマップ作成の経緯**

核データは原子力開発を根底から支える基盤データであり、その必要性は今も昔も変わらない。しかしながら、整備を優先すべき核データの種類（標的核種や物理量など）は、時代とともに多様になり得る。例えば、国産の評価済み核データライブラリ JENDL シリーズでは、加速器施設の放射化量評価や遮蔽設計と言った特定の利用目的のための特殊目的ファイルとして、陽子・中性子入射の高エネルギーファイルや光核反応ファイルが開発されてきた。また、中性子入射データを主とした「汎用」ファイルであっても、JENDL-3.3 では核融合炉開発のために二重微断面積データが追加されたし、JENDL-4.0 では革新炉や高燃焼度炉心の設計のために共分散データならびにマイナーアクチニドや核分裂生成物に対する断面積データの充実が図られた。これらは各ライブラリのセールスポイントになるとともに、「何のために開発しているのか」という説明責任を果たすものでもあろう。

このように、応用分野で利用されることが前提である核データの開発は、ニーズを把握・先取りし、それに合わせて優先度をつけて行っていくことが肝要である。特に今後、小型炉や熔融塩炉などの新型炉の開発をはじめ、廃止措置を含めたバックエンド分野や医療等の非エネルギー分野など、核データの利用分野はこれまで以上に多様化していくが予想される。そのため、核データに対するニーズを今一度整理しておくことは、より重要性を増していると考えられる。

また、現状で既にその傾向が見られるように、今後核データの研究開発に携わる人材は少なくなっていくことが予想される。関係者間での協働を促し、限られた人員・予算の中で効果的な研究開発を実現するという観点からも、今後の核データ研究開発の方向性を何らかの形にまとめて共有しておくことが必要であろう。さらに、上述の人材の減少に歯止めをかけるためにも、今後予想される研究開発の展開から導かれる核データ分野の魅力を若い世代（特に学生）に提示していくことも重要と考えられる。

こうした背景の下、「シグマ」調査専門委員会で核データロードマップの作成が開始されることとなった。核データロードマップ作成の目的は核データに関わる今後の研究開発の方向性を示すことである。なお、ここで方針ではなく方向性としているのは、研究者の自由な発想から生まれる研究を制限するものではなく、以下に挙げるような点を目指すものであるためである。

- ・核データに対するニーズの整理、今後のおおよその方向性の共有化
- ・(国内) 関係者間の協働による効果的な研究開発の実現
- ・学生等の若い世代に向けた分野の意義や魅力の提示

**2. ロードマップ報告書暫定版の概要**

大学および研究機関に所属する 9 名の核データ関連分野の専門家（以下、分野代表者）に、今後の課題や望まれる将来像を基にした各々の専門分野におけるロードマップの執筆を依頼した。可能な限り核データに

関する研究開発分野全体を網羅できるよう、分野代表者は核データ基盤（原子核理論、核データ評価、核データ測定）、核データ応用（核分裂炉、核融合炉、遮へい、医療、放射線工学、分析、宇宙）、核データ分野における人材育成、のそれぞれの分野から選出した。

各専門分野のロードマップの執筆方針についてはあまり細かなルールは設けないこととしたが、前述の通り今後を担う学生や若手研究者に対し各分野の意義や魅力を提示できるようにするという点は共通とした。また、ロードマップ中の時間軸は5年後、10年後、30年後に設定し、その時点で予想される研究開発の発展や社会状況の変化を踏まえた上で、核データに対するニーズ（特に核データ応用分野）やそれに応えるために必要な開発項目（特に核データ基盤分野）について記述することとした。ただし、将来の予測に不確かさは付きものであるため、このロードマップは今後数年ごとに適宜、見直し・更新されていくことを前提としている。

現在までに各分野代表者が執筆した各論に当たる分野別のロードマップを取りまとめるとともに、それに核データ分野に関する総論的な記述を加え、核データロードマップ報告書の暫定版を作成した。

### 3. まとめ・今後の計画

「シグマ」調査専門委員会で作成を進めている核データロードマップに関する現在までの進捗状況について述べた。本ロードマップは、核データに対するニーズの整理することで、今後のおおその方向性を共有化すること、関係者間の協働により効率的な研究開発を実現すること、学生等の若い世代に向けて分野の意義や魅力を提示すること、を主な目的としている。既述の通り、現在は核データロードマップ報告書の暫定版を作成した段階にある。

今後、これまでに作成した暫定版の報告書を各専門分野の執筆者や「シグマ」調査専門委員会の委員に諮り、そこでの意見を踏まえて修正を加えて最終版へとまとめる予定である。現在のところ、執筆から公開までにある程度の時間がかかるため時間軸を何年後とするのではなく 2030年などのように具体的な年とすること、また、その時点までに最低限達成すべきマイルストーンおよびそれを実現するためのアクションリストを追加すること等を計画している。本発表を通じて様々な方からのご意見を賜り、今後の核データロードマップ作成に反映していきたいと考えている。

---

\*Shinsuke Nakayama

Japan Atomic Energy Agency

## 総合講演・報告1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

## 「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

## (4) 海外の主要な核データファイルの動向

## (4) Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

\*須山 賢也<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

## 1. 海外から見た JENDL、中から見た JEFF

欧州の核データ JEFF の総本山である NEA データバンクでの勤務を終え、本年4月から原子力機構に復帰した。国内で核データ開発の苦勞を間近に見ただけに、赴任中は JENDL が欧州でどれだけ使われているのかを確認したいと思い、JENDL の開発現状について質問される事を期待して JEFF 開発者の会合に出席したのだが、JEFF の開発において JENDL を比較対象としていることがほとんどなく、そればかりか JENDL-4 リリース時に問題となった Eu の中性子捕獲断面積の過大評価がリリース直後に修正されていることすら周知されていなかったのには愕然とさせられた。会合ではその問題はすでに解決されていると発言をしたのだが、JENDL が海外でも広くリファーされるにはまだまだ課題が多いことになりはしないことを示す一例であった。

核データは NEA データバンクの主要活動の柱の一つであり JEFF はその主要製品である。データバンクは Nuclear Data Week と称した一週間の会合を春と秋の二回開催して関係者の情報交換を行いつつ、JEFF の評価・編纂活動を実施している。現在のターゲットは 2021 年中の JEFF-4 のリリースであり、開発のモチベーションを得るため 2019 年に JEFF ステークホルダー会合を実施した。事務局の努力が実りメーカーや電力会社だけではなく規制機関である ASN や規制機関を支える IRSN までが会合に参加して会合自体は成功したが、その時参加者が示した意見は興味深いものであった。彼らにとって重要な核データはあるにしても核データを変更する強いニーズは無く又使用する核データは必要がなければ変えないと言う立場は鮮明であった。そして、遅発中性子先行核の群数のように伝統的にフォーマットが決まっている場合は変更されても現場では使いようがない場合があることや、規制機関はもちろんそれを支える TSO は特定の核データに縛られているわけではなく、特に研究機関である TSO にとってはどんな核データでも使えるようにしておくことが大切で、IRSN であっても JEFF の使用に縛られているわけでは無いという見解が示された。その上で、仮に核データを変えるならきちんとその理由を解説するドキュメントを残して欲しいというリクエストも示された。欧州では長年に亘って JEF-2.2 が主役にあつて様々な所で使用されているためか、新しい核データを導入することのハードルは高いのだ。大成功したライブラリがあるだけにその後の活動の意味付けに苦しんでいるとも言える。

一方で核データの評価を行う事が出来る専門家の減少、将来的な核データ評価能力の維持に対する危機感も強く示された。JEFF 関係者がどう考えているのかはともかく、現在のデータバンク加盟 28ヶ国のうち JEFF 統括グループ会合に参加しているのは限られた国の 10-15 人程度で、会議で主導権を握って発言をするアクティブな参加者はもっと限られることが欧州においても核データのコミュニティをどうやって維持していくのかが大きな課題になりつつあることを示していないだろうか。

考えてみれば元々核データの分野に多くの専門家がいるわけではない。結果として研究者の入り口である大学において原子力への応用を見据えた核物理と言うか核データの魅力に触れる可能性は低い。そして、かつての高速炉のような核データの改訂に向けた強い必要性を与える対象が無くなっているのが現状なのかもしれない。それであっても私が見た新しく核データの分野に参入してくる若い研究者は誰もが優秀であった。彼ら・彼女らがどう育つかそして育てるかに、JEFF の未来はかかっている。

しかし、核データは変えたくないけども将来的な核データの評価能力を維持出来なくなるのは困るというのはかなり矛盾したニーズである。レベルの差があるとしても JENDL でも同じ状況ではないだろうか。私はここに JEFF と JENDL の協力の接点があるように思っていた。核データの評価に携わる人は核物理に対する深い知識を有するだけでなくその応用先での多様なニーズを理解することが必要である。そういった機会を作りながら優秀な研究者をこの分野に迎え入れ、そして直近のニーズの有無に左右されずこのコミュニティを育てていく必要性は、世界中何処であっても少なくとも日本と欧州では変わりなく有るのだ。その協力の中核に JENDL を置き、JENDL 関係者が JEFF とともに核データのコミュニティを共に育てていくことに力を注ぐことが、最終的には JENDL の未来に繋がると考える。

## 2. JENDL の未来と EXFOR の重要性

JEFF の関係者がそれに気付いているかどうかは別として、開発の自動化と見える化に未来をかけているのが JEFF である。データバンクの計算機上に構築した GitLab をベースに NDEC (Nuclear Data Evaluation Cycle) というシステムによって核データ評価後の Validation の効率化を追求しようとしている。また計算コード TALYS による評価結果の集大成である TENDL を大幅に採用する予定としている。すなわち、コミュニティの縮小を IT 技術と計算能力の向上による自動化と効率化によって乗り越える方向性で活動をしている。

評価の自動化が核データのコミュニティにとって第一優先順位を持つ課題であるとは思えないが、近年の情報技術の進歩と計算機的能力向上が核データの世界に新しい流れを作りつつあることは確かである。NSC/WPEC に将来の評価活動を見据えて EXFOR のフォーマットについて検討するグループが出来たのはその動きの一つだ。それが EXFOR を管轄する IAEA の NRDC から生まれたものではなく EXFOR のユーザーである ENDF 陣営がリードして世界的な核データの評価協力の枠組みである NSC/WPEC の中で行おうとしていることも象徴的だと思って見ていた。

EXFOR にアクセスして格納されたデータを読み出して評価に利用するのは現在でも普通に行われている通常の評価活動である。評価者のツールとしてそういったプロセスをある程度自動化していくことはすでに行われていると思うが、それがさらに進めば評価のプロセス自体が自動化されていくのではないか。その時に AI や機械学習の技術が応用されたらどうなるのだろう。評価者の思考プロセスそのものを取り入れた作業を計算機が自動的に行うようになったら評価の効率が飛躍的に向上するのではないか。その技術を取得したライブラリ陣営が世界に先駆けて現在のライブラリと同等の性能のライブラリを自動的に作る事に成功したら、世界の核データ評価の景色を完全に換え、評価者の作業内容を本質的に変えて次世代のリーダーとなるのかもしれない。専門家が手作業で精緻な分析を行うのが JENDL の強みと考えられているが、そういった新しい技術の導入でレベルの違う評価を行うことにも JENDL のもう一つの未来があるのではないだろうか。

この動きに関連し、EXFOR の重要性を忘れてはならない事を再度指摘したい。核データ測定の重要性は以前から変わらないし、評価の継続性ももちろん認識されている。その二つを繋ぐものは EXFOR である。AI 時代の核データ評価においては入力データを与える信頼度の高いデータに効率的にアクセスできること、評価用の AI システムに最新のデータを素早く与えることが大切になる。我が国はデータバンクを通じて EXFOR に貢献しているが、本稿で指摘した視点に立つてもう一度 EXFOR の現状を確認し、戦略的観点に経って EXFOR の発展に対する方針を考え確実に実行に移していくべきである。

## 3. まとめ

NEA データバンク赴任の経験から世界の核データの現状とそこから見えるもの、感じた事を纏めようと努めてみた。データバンクへの赴任であったため JEFF の様子は中から見たと胸を張って言えるが、ENDF 陣営の動向は中から見たとは言うことはできなかった。セッションに於いて ENDF 陣営に属したことのある方からのインプットがあることに期待している。

---

\*Kenya Suyama<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

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

## [2G\_PL] For continuous application of PRA to future

Suggestions from Research committee of Risk application and reseach trend in future

chair: Yu Maruyama (JAEA)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

---

[2G\_PL01] Report on ASRAM2020

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup> (1. JANSI)

[2G\_PL02] Report on PSAM15

\*Jang Sunghyon<sup>1</sup> (1. UTokyo)

[2G\_PL03] Suggestions from Research Committee (1)

\*Hitoshi Muta<sup>1</sup> (1. Tokyo City Univ.)

[2G\_PL04] Suggestions from Research Committee (2)

\*Takuro Tobo<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

[2G\_PL05] Status of domestic research bodies' activities (1)

\*Hitoshi Tamaki<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2G\_PL06] Status of domestic research bodies' activities (2)

\*Hiroshi Ujita<sup>1</sup> (1. AdvanceSoft)

## リスク部会セッション

## 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

**(1) ASRAM2020 の動向報告****(1) Report on ASRAM2020**

\*成宮 祥介<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力安全推進協会

**1. はじめに**

リスク評価・管理に関するアジアシンポジウム(ASRAM: Asian Symposium on Risk Assessment and Management)は、中国、韓国、日本、そしてアジアの原子力新興国からの参加者を得たアジア地域のシンポジウムである。ASRAM2020は、オンライン開催であったが127名の参加を得て議論が展開された。3か国の原子力にかかる状況は異なるが、原子力安全向上のためにリスク情報活用、PRA手法の高度化に向けた研究、実適用の活動について、研究発表がなされた。本稿では、その研究発表からアジア地域における最近のPRAの取り組み動向を分析する。

**2. ASRAMの概観****2-1. 経緯**

2017年に横浜(ASRAM2017)、2018年に中国廈門(ASRAM2018)、2019年に韓国慶州(ASRAM2019)と毎年開催を重ねてきており、2020年は二巡目として、日本で開催することがASRAM2019にて決定された。国内では、原子力学会が主催となり担当部会がリスク部会となった。当初は会議場での開催を予定していたが、COVID-19の感染拡大から、オンライン開催に変更した。

**2-2. 会議の概要**

会期は、2020年11月30日、12月1日、2日の2日半で、WebexによるWebinarとした。参加者は総数127名となり、国別の内訳は、日本78名、韓国36名、中国10名、タイ3名であった。学生セッションを設けたので学生参加者は26名にも及んだ。

論文発表は49件で、うち学生セッションは7件であった。内訳は、日本21件(うち学生5件)、韓国18件(うち学生1件)、中国7件(うち学生1件)、タイ3件であった。また招待講演が1件、キーノート講演が3件、行われた。

**2-3. プログラム****(1) 招待講演**

第一日目(11月30日)の午前に、リテラジヤパンの西澤氏から「科学者・技術者のためのリスクコミュニケーション」と題した招待講演があった。これは我が国のリスク情報活用においてリスクコミュニケーションの重要性が増していることからお願いした。数字を並べて説明するよりもイメージを伝えることが重要である、との意見は我が国におけるリスクコミュニケーションの発展に重要なことであった。

**(2) キーノート講演**

第二日目(12月1日)の午前に3件の講演が行われた。いずれもリスク情報活用に関する講演であった。

- ・ JAEA 高田毅士氏「New Initiative of Risk-informed Applications in JAEA」
- ・ 韓国 KAERI Joon-Eon Yang 氏「A Way toward RIDM: Korean Experiences and Future Plan」
- ・ 中国 Nuclear Power Engineering Company Deng 氏「Some Practices and Considerations in Risk-informed application in China」

## 2021年秋の大会

日中韓とも PRA 手法開発を経てその成果を活用する時代に入っていることがうかがえる。

表1 ASRAM2020 プログラム

Day	Time	Room1	Room2	Room3
Nov.30 (Mon.)	09:00~09:30	Opening Remark		
	09:30~10:15	Invited Lecture		
	10:15~10:30	Break		
	10:30~12:00	Advanced PRA Technologies 1	Severe Accidents	Emergency Preparedness & Response and Resilience
	12:00~13:00	Lunch		
	13:00~15:00	Advanced PRA Technologies 2	Risk Assessment for External Events	Risk Management and Risk-informed Decision Making
	15:00~15:15	Break		
	15:15~16:45	Advanced PRA Technologies 3	Offsite Consequence Analysis	Risk Assessment for Nuclear Fuel Facilities & Risk Communication
Dec.1 (Tue.)	09:15~10:00	Keynote Lecture 1		
	10:00~10:45	Keynote Lecture 2		
	10:45~11:00	Break		
	11:00~11:45	Keynote Lecture 3		
	11:45~13:00	Lunch		
	13:00~14:50	Student Session 1		
	14:50~15:00	Break		
	15:00~16:50	Student Session 2		
Dec.2 (Wed.)	09:00~11:00	Risk Assessment for Internal Events	PRA Applications and Insights	Human Reliability Analysis & Human and Organizational Factors
	11:00~11:10	Break		
	11:10~12:00	Closing Remark		

## (3) 一般セッション

第一日目の午前、午後と第三日目（最終日）の午前に3つのバーチャルルームに分かれて並行セッションで、合計12のセッションが行われた。セッションテーマは、改良PRA技術、RIDM、SA（シビアアクシデント）、内的事象、外的事象、人間信頼性解析などで、各テーマの主な発表論文の特徴は次のとおりである。

- 改良PRA技術：新しい方法の開発にかかる発表がなされた。L2PRAとL3PRAのデータインターフェイス開発、連続マルコフ過程モンテカルロ・ベイジアンネットワークを用いたマルチサイト/ユニットリスク評価法の開発、連続マルコフ過程モンテカルロ法と簡易プラント応答評価モデルを使い、SFP（使用済み燃料プール）を含む2ユニットシステムについて、環境変化による影響を考慮したリスク評価に関する発表、サロゲートモデルを用いた計算負荷低減手法に関する研究、ユニットの状態（単独ユニット事故、両ユニット事故、両ユニット健全）における支配的な起因事象の可視化手法に関するマルチユニットPRA研究などが発表された。

- ・シビアアクシデントに関しては、SA 時の事前水張り戦略の効果・不確かさ評価や、ISLOCA（インターフェイス冷却材喪失事故）時の環境影響抑制のための SA 対策案の定量的な比較評価といった実務への活用に応じた研究が発表された。
- ・外的事象に関しては、地震 PRA における人前信頼性解析、サイバーテロのリスク評価、自然条件を考慮した FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies, 多様性かつ柔軟性を有する影響緩和戦略）の効果、などが発表された。
- ・エネルギーレジリエンスに関する発表、デジタル I&C（計装制御）のリスク評価として人的過誤も含めた STPA（System-theoretic process analysis）に関する発表があった。
- ・RIDM（リスク情報を活用した意思決定）に関しては、PRA からの情報を積極的に実務に活用する研究が紹介された。より合理的な方法を模索している研究として、RISMC (Risk Informed Safety Margin Characterization, PRA と BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) を融合したもの)と PRA との比較研究が発表された。

#### (4) 学生セッション

発表のテーマとしては、事故時のオフサイト活動にかかる研究評価が 3 件、外的事象のリスク評価が 2 件、停止中プラントの PRA における人的過誤の影響評価が 1 件、再処理施設リスク評価が 1 件、と多様であった。

オフサイト関係では、支援センターの能力向上・拡大に向けた対策提言を、活動のバランス、ハードと手順の適切な組み合わせから SA（シビアアクシデント）管理能力向上につながる研究、オフサイトからの人的支援が格納容器破損確率低下に寄与することから外部支援の様々なアプローチのモデル改善を示した研究、そして 3 つ目は、地震発生時の原子力発電所の緊急時対応の性能向上を目的とし、地震動の位相特性、振幅、遅延時間により、局所的な地震動の分類を示した研究であった。

外的事象に関しては、地震事象と火山活動の組み合わせについてモンテカルロシミュレーションを用いた DQFM(Direct Quantification of Fault Tree using Monte Carlo Simulation)により、様々な故障シナリオの不確かさへの対応を可能にした研究、2 つ目は、地震 PRA における部分相関に関する研究であった。

PWR の停止時 PRA における POS5（前半のミッドループ運転）の成功基準の解析結果から、停止時リスクとマルチユニットリスクの両方において、ヒューマンファクターが重要であることを示した研究、使用済燃料再処理施設に確率的リスク評価と決定論的安全評価の組み合わせた合理的なアプローチを行った研究発表があった。

### 3. ASRAM2020 の発表傾向

日中韓の 3 か国においては、PRA の手法開発、実務適用がこの 20 年あまりで進んでおり、ASRAM2020 においても、従来手法の実プラント適用に留まる発表ではなく、今後の課題解決を目指した研究が目立った。マルチユニット PRA のための手法の改良、決定論的手法との組み合わせ、発電炉以外の原子力施設のリスク評価などに及んでいる。サイトに複数のプラントが設置されている韓国ではマルチユニット PRA が、多くの新規プラントが運転を開始している中国では新しい方法論の開発、外的事象によるリスクが支配的な日本では地震 PRA の改良など、各国の事情も反映されている傾向がみられた。

### 4. おわりに

初めての WEB 会議で質疑が活発とは残念ながら言えなかったが、最新のアプローチの研究が多く、将来に向けたリスク評価手法の高度化、リスク情報活用の拡大に期待が持てた。ASRAM は前身の日韓 PSA ワークショップの精神を受け継いで、新規の挑戦的な研究、若手の研究を歓迎する国際会議に育っている。2021 年 10 月 24 日～27 日に、オンラインによる ASRAM2021 が中国主催で開催される。多くの参加者が集い活発な意見交換が行われることを期待したい。

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Nuclear Safety Institute

## リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

- リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk Application and research trend in future -

**(2) PSAM15 の動向報告**

(2) Report on PSAM15

\*張 承賢

東京大学

本稿では、2020年11月2-5日に開催した第15回目 Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM15) における確率論的リスク評価分野の研究動向について紹介する。

**キーワード** : Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)、最新の研究動向

**1. PSAM15-ESREL2020 の概要**

Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)は確率論的リスク評価分野において30年にわたる長い歴史を持ち、最大の規模を誇る学会であり、2年ごとに開かれる。

今回のPSAMは第15回目として、2020年11月2-5日イタリアベニスでの開催予定でしたが、Covid-19による感染拡大のためオンライン開催になった。PSAMは、8年ごとに欧州で開催されるが、欧州での開催になる場合は、ESREL (European Safety and Reliability Conference) と共同開催の形になる。今回は4度目のESRELとの共催になった。そのため正式な名称はESREL2020 PSAM15であった。ESRELと共同開催になる場合は、原子力分野のみならず、船舶、鉄道、石油など他産業分野における確率論的リスク評価に関連する研究の紹介が多くなる特徴がある。

今回のPSAMでは、55のトピック、31の応用分野から計728件の論文の投稿があった。前回のPSAM14では39のトピックから論文投稿があったことに比較すると、より多くの分野からの研究発表があったことが確認できる。

また10のプレナリーレクチャー、5つのパネルセッション、11のスペシャルセッションが開かれ、オンライン開催のため世界中の20を超えるタイムゾーンから763名が参加した。

**2. PSAM15 のプログラム構成****2-1 プレナリーレクチャーおよびスペシャルセッション**

プレナリーレクチャーでは、Covid-19やNew normal時代の社会リスクマネジメントや、船舶、石油・ガス産業プロジェクトにおけるリスクマネジメント、Industry 4.0や5Gシステム、Machin Learningなど多様な分野におけるリスク評価及びマネジメントについて紹介があった。プレナリーレクチャーのテーマは次の通りである。

- Hybrid Threats and Disaster Risk Management: Changing Paradigm in Security
- Risk Mitigation - A Shared Responsibility in the 5G Ecosystem
- Living Out Zero Harm Under the New Normal
- Decision Programming for Optimizing Multi-Stage Decision Problems under Uncertainty
- People, Infrastructure, Stakeholders: Sustainable Risk Mitigation in Power Grids
- Risk management in the Covid-19 era
- Realtime Damage Decision Support System for ship recovery

- Maintenance in an Industry 4.0 World Transforming Maintenance through Data Science
- Industrial risk management in oil and gas construction and drilling project - Saipem experience
- Overcoming Regulatory Barriers to the Application of Machine Learning in Safety and Security Critical Applications

また、11 のスペシャルセッションでは、人間信頼性評価、原子力システムの受動的安全系の信頼性といった原子力関連のテーマや、AI、機械学習、ベイジアンネットワーク関連技術のリスクマネジメント分野における活用などのテーマが扱われた。スペシャルセッションのテーマを以下に示す。

- Reinforcement Learning For Industry 4.0
- Advanced Diagnosis and Prognosis in Bio-medical Engineering
- Human Reliability Analysis today: data and other challenges
- Text Mining applied to Risk Analysis, Maintenance and Safety
- Reliability of Passive Systems in Nuclear Power Plants Perspectives and Challenges
- Human Performance in Resilience, Risk and Safety Assessments
- Natural Language Processing, Knowledge Graphs and Ontologies
- Artificial Intelligence for Maintenance Decision Support
- Bayesian Network Modeling for Risk Assessment in the Oil&Gas Industry
- Fault-Tolerant and Attack-Resilient Cyber-Physical Systems
- Life Cycle-Based Resilience Assessment and Management of Structural and Infrastructural Assets

## 2-2. 原子力分野における研究動向

原子力分野に関するテーマとして、発表件数が多かったのは、Human Factor and Human Reliability (29 件)、Dynamic Reliability/Risk Assessment (24 件)、Nuclear Industry (21 件)、Risk-Based Decision Making (19 件) 等であり、External Hazards Risk Assessment (9 件)、Computational Reliability/Risk Assessment (8 件) に関連する発表も多く見られた。一方、近年リスク分野の学会で発表が多かった Multi-Unit (Multi-source を含む) リスク評価関連の研究は、6 件と少ない状況であった。

また、Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety (19 件) というセッションでは、機械学習や深層学習技術を用いた比較的に新しいテーマの研究発表が多かったのも特徴であった。原子力分野のセッション名を以下に示す。

- Human Factors and Human Reliability (発表論文数:29件)
- Dynamic Reliability / Risk Assessment (24件)
- Nuclear Industry (21件)
- Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety (19件)
- Risk-Based Decision Making (19件)
- External Hazards Risk Assessment (9件)
- Computational Reliability/Risk Assessment (8件)
- Risk Informed Applications (5件)
- Multi-Unit Nuclear Plant PSA (4件)
- Site Level Multi-unit Multi-Source Risk Assessment (2件)

今回の PSAM では Human Reliability、Dynamic Risk Assessment Risk-Based Decision といった最近注目される研究分野の発表が多く見られた。前回の PSAM14 ではスペシャルセッションで扱われるほど、近年注目される研究分野である Multi-unit リスク評価については、論文発表件数は少なかったものの、アメリカ、フラン

ス、韓国など多様な国からの最新の研究成果が報告された。また Machine Learning、Deep Learning の様な最新技術の活用も紹介されるなど、関連技術の原子力分野での発展を期待できる

### 3. PSAM16 について

次回の PSAM16 は2022年6月26日から7月1日の間、米国ハワイホノルルで開催する予定である。また ESREL2021 は、2021年9月19日から23日の間フランスの Angers の開催予定である。

---

\*Sunghyon Jang

The University of Tokyo

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために  
-リスク活用研究専門委員会からの提案, 並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

\* 牟田 仁<sup>1</sup>, \* 當房 拓朗<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 東京都市大学, <sup>2</sup> 東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降, 重要な活動の一つとして, 「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。確率論的リスク評価(PRA)は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり, 1990年代以降, 評価手法の研究が行われ, 更にはアクシデントマネジメント, 新しい原子力安全規制の考え方, リスク情報を活用した検査に適用されてきた。

PRAによる知見の実務への応用には, 適切なデータやパラメータの設定, 目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築, 不確かさの評価等, 幅広い科学・技術分野の知識が必要であり, 多くの研究者, 技術者がこれらを共有している必要がある。また, 最新知見を適時に評価・応用し, 得られた情報をPRAの研究・開発・実務を行う主体で共有することは, 効果的・効率的なPRA手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み, 現在から将来においてリスク情報の活用に参照されるPRAに必要となる技術開発の方針の策定に資すること, 並びにPRAに携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし, 令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本委員会では, 検討領域をレベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域), レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析), レベル2および3 PRAの3つのグループに分類し, 議論を進めた。特にレベル1 PRAは, 近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析(HRA), 従属故障, 動的解析等を重要トピックとして取り扱い, その他の領域とは別個に取り扱った。この結果, 各分野の現状の認識から, ①今後の展開と提言, ②人材育成方針の2つの観点から提言をまとめた。

### 1. PRAの各分野の今後の展開と提言

#### 1-1. レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)に関する提言

内的事象レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の技術は, 一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別してPRAが分類されているものの, 事故の発端となる事象の特性に応じて, 発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して, 評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては, 技術的にほとんど成熟していると考えられる。

また, 資源に乏しい我が国では, 資源を有効活用する観点で, 原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して, 燃料として加工し, もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり, 潜在的なリスク(公衆や環境への影響の頻度と大きさ)が大きい原子力発電所のPRA技術の研究開発が優先されるべきではあるが, 再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対するPRA技術の研究開発も重要である。

国内外での内的事象レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した。しかしながら, リスク情報活用の拡充のためには, 安全目標の議論が未完, 未制定である現状では活用の道筋が見えていない。

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる。

レベル1～3の各区分でPRA評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1：何が起こるのか、STEP2：どう対策するか、STEP3：どう活かしていくか、の3段階でPRA評価が実施されることが重要である。例えば、地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し、お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである。また、リスク情報の設計への活用の観点からは、リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである。

### 1-2. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題がある。福島第一、福島第二、女川、東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから、人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい。IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国でのFLEXの有効性を示した例もあり、日本においても、Phased Approachなど緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し、緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが、評価の枠組みは依然課題が多い。

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり、安全目標の議論に資するPRAモデルの開発が求められる。また、リスク情報活用の観点から、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価のニーズは何か、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価することのメリットは何か、といった議論も必要である。リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで、産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる。外的事象（特に地震）のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては、関連のモデル化が重要となるため、地盤や建物、構築物に係る土木建築系の専門家、及び機器、設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる。

共通原因故障（CCF）に関しては、実機プラントからのCCFデータ拡充は殆ど見込めないため、実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である。但し、検証データが少ないことから、詳細評価を狙うよりも、保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える。また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが、合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう。

動的PRAの課題としては、過大な計算コスト、成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充、及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える。計算コストの低減には、より革新的な動的PRA手法開発、もしくは、合理的な簡素化PRAモデル開発が重要になると考える。国内外において動的PRA手法開発が精力的に行われているにも関わらず、実機適用が思うように進まない背景には、計算コストへの強い懸念があると推測される。現在のPRAはより多くのSSCを取り込む事で詳細化の一途を辿っており、リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある。そのため、数万ケースの解析を流す必要のあるCMMCのような手法を高度化するだけでは、実用に足る評価ツールの構築は困難と考える。一方、PRAモデル自体を合理的に簡素化することで1ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は、計算コスト低減に有効であると考えられる。しかしながら、PRAモデルを簡素化する際には、動的PRAの評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える。

### 1-3. レベル2及び3 PRAに関する提言

軽水炉のレベル2 PRA研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される。OECD/NEAの下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ、熔融燃料のリロケーションモデル、ヨウ素化学挙動モデル、また、格納容器へ影響を与えるMCCIや水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている。さらに1F事故のような長期間の事故を解析する場合、一旦沈着、沈降したFPが再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが、現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない。このため今後検討を進める分野であると考えられる。

軽水炉を対象としたレベル3 PRA 研究では、大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが、近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない。このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である。また、複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ、そのような場合の避難時間推計の結果をレベル3 PRA に反映させる方法など、検討すべき課題が残っている。健康影響評価についても同様、近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある。

高速炉を対象としたレベル2 PRA 研究では、ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている。しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない。このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる。また、国際協力による効率的な研究開発を通じて、試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である。炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である。

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では、より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究、多目的利用に向けた研究、リスク情報の活用に係る研究等が重要である。具体的には、異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法、水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法、及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類、防護措置範囲の適正化手法の研究である。

核燃料施設を対象としたレベル2 PRA 研究では、すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが、リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある。特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では、高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気依存する。このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化を進めるべき研究の一つと考える。

## 2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため、各委員の知見や調査結果をもとに、PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた。

### 2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては、属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある。新人エンジニアの育成では、ポイントを押さえた講習が有効である。原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では、深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し、実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として、教育内容に含めることが重要である。リスク情報活用の観点では、意思決定のための情報とプロセスを文章化し、実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である。

### 2-2. レベル1 PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析、従属故障、故障データ、動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる。人間信頼性解析 (HRA) に関しては、プラント、PRA、ヒューマンファクターの3つの知識をバランスよく習得する必要がある。このような人材は不足していることから、HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し、若手研究者の参画を促すこと、大学での講義・研究を促進すること、HRA の原子力以外への他分野展開を促進し、研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある。マルチユニットに関しては、今後主流となるテーマであり、多数の人材がこの分野に入ってくるのが望ましい。安全目標等の社会性の議論もあり、社会系を専門とする人材の参加も求められる。従属故障 (内的事象) に関しては、現状採用されている米国モデルが成熟しており、開発に携わる人材育成は不要と考える。CCF モデルに関しては、不断の検証努力が粛々と必要で、場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る。従属故障 (外的事象) に関しては、主要な外的事象 (地震・津波) を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され、外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える。一方、外的事象 PRA には、リスク評価

に係る知識以外に、構造力学系の専門知識が必要となる。そのため、HRA 同様に、専門家へのキャリアパスの提示が重要である。故障データ分析に関しては、統計の専門家を継続的に育成する必要がある。動的解析（動的 PRA）に関しては、静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて、動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり、あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく、各分野の専門家が集まり、議論できる環境も重要である。

### 2-3. レベル 2 及びレベル 3 PRA に関する人材育成方針

レベル 2 及びレベル 3 PRA に関しては、物理・化学等の現象解析の部分があることから、大学での教育・育成に期待する。また、シビアアクシデント研究においては、個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある。加えて、レベル 1 及びレベル 2、レベル 2 及びレベル 3 と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である。我が国においては、高速炉及び高温ガス炉はともに、研究開発段階であり、安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である。このため、大学での講義を通じて、両炉の認知度の向上や基礎知識の習得、公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える。

### 2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が、PRA 評価を習得するためには、大きく 3 つの習得が必要であると考えられる。1 つ目は、プラント・現象に対する理解である。評価対象のプラントと機器、設備に生じる現象を正しく把握することで、リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる。2 つ目は、PRA 技術の習得である。PRA の概念や決定論との違い、PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる。3 つ目は、PRA 評価ツールの習得である。PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる。

上記 1 つ目のプラント・現象に対する理解は、様々な図書を参考にすることで、習得可能と考えられる。2 つ目の PRA 技術の習得は、現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない。練習問題等を含む教科書を広く公開、共有することで、若手技術者だけではなく、学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える。3 つ目の PRA 評価ツールの習得は、各社において OJT 等で行われているものと想像されるが、早期の人材育成の観点では、学会が中心となり、若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで、効率的な人材育成が可能となると考えられる。

---

\*Hitoshi Muta<sup>1</sup> and \*Takuro Tobo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City Univ., <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために  
-リスク活用研究専門委員会からの提案, 並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

\* 牟田 仁<sup>1</sup>, \* 當房 拓朗<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 東京都市大学, <sup>2</sup> 東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降, 重要な活動の一つとして, 「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。確率論的リスク評価(PRA)は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり, 1990年代以降, 評価手法の研究が行われ, 更にはアクシデントマネジメント, 新しい原子力安全規制の考え方, リスク情報を活用した検査に適用されてきた。

PRAによる知見の実務への応用には, 適切なデータやパラメータの設定, 目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築, 不確かさの評価等, 幅広い科学・技術分野の知識が必要であり, 多くの研究者, 技術者がこれらを共有している必要がある。また, 最新知見を適時に評価・応用し, 得られた情報をPRAの研究・開発・実務を行う主体で共有することは, 効果的・効率的なPRA手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み, 現在から将来においてリスク情報の活用に参照されるPRAに必要となる技術開発の方針の策定に資すること, 並びにPRAに携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし, 令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本委員会では, 検討領域をレベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域), レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析), レベル2および3 PRAの3つのグループに分類し, 議論を進めた。特にレベル1 PRAは, 近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析(HRA), 従属故障, 動的解析等を重要トピックとして取り扱い, その他の領域とは別個に取り扱った。この結果, 各分野の現状の認識から, ①今後の展開と提言, ②人材育成方針の2つの観点から提言をまとめた。

### 1. PRAの各分野の今後の展開と提言

#### 1-1. レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)に関する提言

内的事象レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の技術は, 一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別してPRAが分類されているものの, 事故の発端となる事象の特性に応じて, 発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して, 評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては, 技術的にほとんど成熟していると考えられる。

また, 資源に乏しい我が国では, 資源を有効活用する観点で, 原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して, 燃料として加工し, もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり, 潜在的なリスク(公衆や環境への影響の頻度と大きさ)が大きい原子力発電所のPRA技術の研究開発が優先されるべきではあるが, 再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対するPRA技術の研究開発も重要である。

国内外での内的事象レベル1 PRA (人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く)の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した。しかしながら, リスク情報活用の拡充のためには, 安全目標の議論が未完, 未制定である現状では活用の道筋が見えていない。

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる。

レベル1～3の各区分でPRA評価がなされてきたが、このような区分を取り払って、STEP1：何が起こるのか、STEP2：どう対策するか、STEP3：どう活かしていくか、の3段階でPRA評価が実施されることが重要である。例えば、地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し、お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである。また、リスク情報の設計への活用の観点からは、リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである。

### 1-2. レベル1 PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題がある。福島第一、福島第二、女川、東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから、人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい。IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国でのFLEXの有効性を示した例もあり、日本においても、Phased Approachなど緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し、緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが、評価の枠組みは依然課題が多い。

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり、安全目標の議論に資するPRAモデルの開発が求められる。また、リスク情報活用の観点から、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価のニーズは何か、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価することのメリットは何か、といった議論も必要である。リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで、産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる。外的事象（特に地震）のマルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては、関連のモデル化が重要となるため、地盤や建物、構築物に係る土木建築系の専門家、及び機器、設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる。

共通原因故障（CCF）に関しては、実機プラントからのCCFデータ拡充は殆ど見込めないため、実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である。但し、検証データが少ないことから、詳細評価を狙うよりも、保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える。また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが、合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう。

動的PRAの課題としては、過大な計算コスト、成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充、及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える。計算コストの低減には、より革新的な動的PRA手法開発、もしくは、合理的な簡素化PRAモデル開発が重要になると考える。国内外において動的PRA手法開発が精力的に行われているにも関わらず、実機適用が思うように進まない背景には、計算コストへの強い懸念があると推測される。現在のPRAはより多くのSSCを取り込む事で詳細化の一途を辿っており、リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある。そのため、数万ケースの解析を流す必要のあるCMMCのような手法を高度化するだけでは、実用に足る評価ツールの構築は困難と考える。一方、PRAモデル自体を合理的に簡素化することで1ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は、計算コスト低減に有効であると考えられる。しかしながら、PRAモデルを簡素化する際には、動的PRAの評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える。

### 1-3. レベル2及び3 PRAに関する提言

軽水炉のレベル2 PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される。OECD/NEAの下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ、熔融燃料のリロケーションモデル、ヨウ素化学挙動モデル、また、格納容器へ影響を与えるMCCIや水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている。さらに1F事故のような長期間の事故を解析する場合、一旦沈着、沈降したFPが再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが、現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない。このため今後検討を進める分野であると考えられる。

軽水炉を対象としたレベル3 PRA 研究では、大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが、近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない。このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である。また、複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ、そのような場合の避難時間推計の結果をレベル3 PRA に反映させる方法など、検討すべき課題が残っている。健康影響評価についても同様、近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある。

高速炉を対象としたレベル2 PRA 研究では、ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている。しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない。このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる。また、国際協力による効率的な研究開発を通じて、試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である。炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である。

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では、より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究、多目的利用に向けた研究、リスク情報の活用に係る研究等が重要である。具体的には、異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法、水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法、及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類、防護措置範囲の適正化手法の研究である。

核燃料施設を対象としたレベル2 PRA 研究では、すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが、リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある。特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では、高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気依存する。このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化を進めるべき研究の一つと考える。

## 2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため、各委員の知見や調査結果をもとに、PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた。

### 2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては、属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある。新人エンジニアの育成では、ポイントを押さえた講習が有効である。原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では、深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し、実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として、教育内容に含めることが重要である。リスク情報活用の観点では、意思決定のための情報とプロセスを文章化し、実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である。

### 2-2. レベル1 PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析、従属故障、故障データ、動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる。人間信頼性解析 (HRA) に関しては、プラント、PRA、ヒューマンファクターの3つの知識をバランスよく習得する必要がある。このような人材は不足していることから、HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し、若手研究者の参画を促すこと、大学での講義・研究を促進すること、HRA の原子力以外への他分野展開を促進し、研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある。マルチユニットに関しては、今後主流となるテーマであり、多数の人材がこの分野に入ってくるのが望ましい。安全目標等の社会性の議論もあり、社会系を専門とする人材の参加も求められる。従属故障 (内的事象) に関しては、現状採用されている米国モデルが成熟しており、開発に携わる人材育成は不要と考える。CCF モデルに関しては、不断の検証努力が粛々と必要で、場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る。従属故障 (外的事象) に関しては、主要な外的事象 (地震・津波) を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され、外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える。一方、外的事象 PRA には、リスク評価

に係る知識以外に、構造力学系の専門知識が必要となる。そのため、HRA 同様に、専門家へのキャリアパスの提示が重要である。故障データ分析に関しては、統計の専門家を継続的に育成する必要がある。動的解析（動的 PRA）に関しては、静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて、動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり、あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく、各分野の専門家が集まり、議論できる環境も重要である。

### 2-3. レベル 2 及びレベル 3 PRA に関する人材育成方針

レベル 2 及びレベル 3 PRA に関しては、物理・化学等の現象解析の部分があることから、大学での教育・育成に期待する。また、シビアアクシデント研究においては、個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある。加えて、レベル 1 及びレベル 2、レベル 2 及びレベル 3 と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である。我が国においては、高速炉及び高温ガス炉はともに、研究開発段階であり、安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である。このため、大学での講義を通じて、両炉の認知度の向上や基礎知識の習得、公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える。

### 2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が、PRA 評価を習得するためには、大きく 3 つの習得が必要であると考えられる。1 つ目は、プラント・現象に対する理解である。評価対象のプラントと機器、設備に生じる現象を正しく把握することで、リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる。2 つ目は、PRA 技術の習得である。PRA の概念や決定論との違い、PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる。3 つ目は、PRA 評価ツールの習得である。PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる。

上記 1 つ目のプラント・現象に対する理解は、様々な図書を参考にすることで、習得可能と考えられる。2 つ目の PRA 技術の習得は、現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない。練習問題等を含む教科書を広く公開、共有することで、若手技術者だけではなく、学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える。3 つ目の PRA 評価ツールの習得は、各社において OJT 等で行われているものと想像されるが、早期の人材育成の観点では、学会が中心となり、若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで、効率的な人材育成が可能となると考えられる。

---

\*Hitoshi Muta<sup>1</sup> and \*Takuro Tobo<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City Univ., <sup>2</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

## リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために  
-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 国内研究機関の研究動向 (1)

Status of domestic research bodies' activities (1)

\*玉置 等史<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

## 1. 諸言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRAによる知見の実務への応用には、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

レベル2及びレベル3PRA研究の現状の動向を把握するにあたり、本研究専門委員会では、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を整理した。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル2及びレベル3PRAの現状の研究動向を調査した結果の概要について述べる。

## 2. 各分野における研究動向

## 2-1. 軽水炉を対象としたレベル2PRA

軽水炉の事故時ソースタームの評価では、原子炉容器内熱水力、燃料挙動、また、損傷した燃料からのFP放出、さらには放出されたFPが環境に至るまでの移行挙動等の解析を行う。これら現象は解析モデル化され、例えば米国のMELCOR等、シビアアクシデント総合解析コードに反映されており、一通りの一貫した解析が可能となっている。一方で熔融燃料とコンクリートとの相互作用(MCCI)や水素爆発などそれぞれの現象を詳細に解析するためのコード開発も行われ、これらは評価の目的に応じて選択、もしくは組み合わせて利用されている。

近年の研究開発状況は、原子力学会シビアアクシデント熱流動現象評価やレベル2標準などから得ることができるが、ここではこれら活動の中から特徴的な例を取り上げて記載する。

## 1) 熔融燃料のリロケーション

福島第一原子力発電所(1F)の事故を経験し、熔融燃料の流出経路やその途中での固化により冷却水(もしくは蒸気)の流路面積の減少や閉塞により燃料損傷挙動に影響が出ることが想定されている。従来の熔融モデルより詳細な金属の固体から液体、液体から固体の相変化を模擬できる解析コードの検討及びそのコードのシビアアクシデント解析コードへの取込みが行われている。

## 2) FPやヨウ素の化学変化

燃料から放出されたFPの化学変化は、シビアアクシデント総合解析コードでは平衡モデルを使う場合が多い。しかしながら、比較的低温となる格納容器内では、速い反応や遅い反応が混在することから反応速度に基づき解析する必要がある。これを実現するため実験や文献から反応速度データを取得し解析コー

ドへの反映が行われている。

### 3) 格納容器との相互作用

水素爆発や水蒸気爆発、また、格納容器への高圧溶融物放出や格納容器内におけるデブリの冷却性などそれぞれの現象の解析の試みは行われている。これら現象と格納容器との相互作用については格納容器イベントツリー解析に必要な情報となる。

## 2-2. 軽水炉を対象としたレベル 3PRA

1F 事故でオフサイトでの事故影響が現実となったことでレベル 3PRA の重要性が一段と増している。ここでは、1F 事故の経験に加えて、その後の国際的な最新知見も踏まえながら、レベル 3PRA の評価ステップに応じて研究開発の近況を記載する。なお、全体的な方向に係る項目として、近年原子力防災においてもオールハザードアプローチが強調されており、他の自然災害や人為災害での経験を踏まえつつ、資機材や対応の枠組みを共有して効率的な防災体制の構築が国際的に進められているところである。

### 1) 大気拡散・沈着解析

大気拡散・沈着解析においては、すでに、ガウスプルームモデル、パフモデル及び粒子法という方法が用いられ、1990 年代の初めに国際間でのレベル 3PRA コードの国際間比較計算が行われてきた。我が国においてもレベル 3PRA コード OSCAAR の開発を進め現在公開に至っている。

### 2) 被ばく線量評価

被ばく線量評価においては、1F 事故後の経験として、原子力学会のレベル 3PRA 標準にも記載されているように、いくつかの被ばく経路が新しく検討すべき項目として列挙されている。

### 3) 防護対策による被ばく低減解析

防護対策による被ばく低減解析については、1F 事故後、いくつかの措置についてモデルの開発および改良が進められている。除染については従来、我が国の住環境等に適用した研究が存在していなかったが、1F 事故の経験を踏まえてモデルの開発が進められている。また、屋内退避についても従来、欧米の研究に基づいて低減効果が評価されてきたが、近年の日本家屋における換気率を考慮した新しいモデルの開発が進められている。

### 4) 影響評価

健康影響評価については、原爆被爆者の寿命調査集団の死亡状況に関する最新報告（2012 年の第 14 報）が出版されており、その結果に基づいて定期的な見直しが期待される。また、経済影響については、原子力学会のレベル 3PRA 標準において、(i) 放射線による健康影響の費用、(ii) 線量を低減するための防護対策の費用、そして (iii) 放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失を対象として取り扱っている。これらのうち特に (ii) については、1F 事故後の経験を基に、除染費用、長期的な人々の移動に関する費用等防護措置費用に関する評価モデルの開発が行われている。

## 2-3. 高速炉を対象としたレベル 2PRA

高速炉を対象としたレベル 2PRA のために、主に日本、米国、フランスで炉心溶融後の現象解析のためのデータ取得が行われてきた。高速炉では燃料要素の違いにより事象推移が変わるため、これらのデータの取得は盛んにおこなわれ解析モデル化を進めている。燃料再配置挙動やデブリ/冷却材相互作用に関してはスケール効果やデータ取得領域の問題から今後もデータ取得を継続する。

## 2-4. 高温ガス炉を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA

高温ガス炉のレベル 2 及びレベル 3PRA に関して、軽水炉と共通する領域（大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響評価など）については、軽水炉の評価手法（評価手順や評価ツール）を使用可能である。しかしながら高温ガス炉の特徴的な事象（被覆燃料粒子からの FP 放出及び沈着 FP の水侵入時の離脱現象）については試験データの不足から援用及び保守的な仮定に基づいて行われた経緯がある。

### 2-5. 核燃料施設を対象としたレベル 2PRA

核燃料施設、特に再処理施設では火災、爆発、臨界など様々な事故による FP 放出が想定される。想定される事象に対し、核物質量、事象により影響を受ける割合、事象によりエアロゾル化する割合、エアロゾル化したもののうち肺に取り込まれ得る割合、環境へ漏洩する割合といった 5 つの要素の積算で表す 5 因子法を用いて簡易的にソースタームを得ることが可能である。これら現状は再処理部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究 WG 報告書や核燃施設を対象としたリスク評価標準にその詳細が記載されている。

### 3. 結言

本研究専門委員会では、レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を調査し、整理を行ってきた。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べており、今後の課題となる点の指摘を行なっている。

現状、新型炉や核燃料サイクル施設は研究開発段階或いは実用化段階にあるが、実運用への移行に際し軽水炉と同様なリスク情報の活用に基づく規制や運用が求められていくと考えられる。このため、ここで述べたような研究動向や課題を踏まえ今後の研究開発が行われることを期待する。

---

\*Hitoshi Tamaki<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために  
-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

## 国内研究機関の研究動向 (2)

Status of domestic research bodies' activities (2)

\*氏田 博士<sup>1</sup>

<sup>1</sup>環境安全学研究所

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRAによる知見の実務への応用には、対象システムの深い理解に基づき、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。また、最新知見を適時に評価・応用し、得られた情報を PRA の研究・開発者と実務を行う主体で共有することは、効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本稿では、同研究専門委員会で整理した国内の研究機関での PRA の研究動向のうち、レベル 1PRA にかかるものをまとめる。

## 1. レベル 1PRA にかかる研究の現状認識

レベル 1PRA の技術は、評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては、技術的にほとんど成熟している。しかしながら、PRA の結果等のリスク情報や知見を原子力安全規制や原子力プラントの運用に活用していくためには、より適切な PRA モデルの開発、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析が今後の研究開発要素であると考えられる。

このためには、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。

以下、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べる。

## 2. レベル 1PRA にかかる研究開発の動向

### 2-1. 人間信頼性解析

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

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第 1 世代、状況(コンテキスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等)を見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)や状況(コンテキスト、これまでの経緯

や周囲の環境条件等)の依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲(内的事象)に加えて、外的事象等(地震、津波、火災、マルチユニット PRA (MUPRA)、デジタル中央制御室(MCR))への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進んでいる。

今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

## 2-2. 従属故障の扱い

### (1) 内的事象

内的事象に関しては共通原因故障(CCF)確率の推定に関するデータに課題がある。特に、冗長系の機器数が増えると複数同時故障回数の実データが少なくなり、CCF 発生確率評価時の不確かさが増加する。これを解決するためのシミュレーションによる CCF 発生確率の定量化研究が散見される。シミュレーション技術の向上は、実機からの故障データ拡充が期待できない CCF 分野においては、実データ(故障データ)不足を補完できる可能性を有する。また、機器の個性(設計・製造過程や使用環境の相違)をある程度考慮した非対称機器の CCF の取り扱いが可能な、より詳細な CCF モデル化手法も検討されている。

デジタル I&C 及び動的 PRA 向けの CCF モデル開発、マルチユニット PRA 向けのユニット間 CCF モデル開発等の研究も行われている。マルチユニット PRA 向けの CCF に関しては、ユニット内 CCF (Intra-Unit CCF) モデルの考え方を拡張する評価手法が電中研より提案されており、試評価による実機適用性検討等の課題は残るものの、評価モデルの基礎は確立されている。

電中研ロードマップ(2019/2)に、「国内 CCF 事象の収集・分析」「CCF パラメータ推定手法の構築」「サポート系起因事象の CCF モデル化手法構築」の3項目が実施事項として記載されており、各々電中研より研究成果が公開されている。Staggered 試験の数学的妥当性検証研究(電中研)のような理論研究や、実データ(故障データ)等による検証研究を粛々と継続していく必要があると考える。

### (2) 外的事象

外的事象、特に地震 PRA では、複数の機器が同時に地震動を受けて故障する事象(共通原因故障)を考慮する必要があるが、機器間の応答相関や耐力相関を、相関係数等を用いて評価する手法は既に整備されており、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点でのフラジリティ手法高度化研究、簡便な評価方法に代わる応答相関計算方法の研究、DQFM (Direct Quantification of Fault Tree Using the Monte Carlo Simulation) 法への実装に適した相関係数導出法の研究、耐震機器と免震機器の併用時の機器間周期相関性の研究等、手法高度化や、より複雑な場合に対応できるように手法を拡張する研究等が精力的に行われている。

## 2-3. 故障データ

機器の信頼性データに関連して、デジタル機器、静的機器、可搬設備などの信頼性データの論文発表がなされている。これらは使用できるデータが少数であることが課題であるが、データ分析手法としては従来から用いられているベイズ更新を用いており、手法自体の研究発表事例はない。論文分析結果からは、データに関して研究開発によるブレークスルーが必要な状況ではない。各種機器のデータ収集の継続が望まれる。

## 2-4. マルチユニット・動的解析

近年、各機関にてマルチユニット、マルチサイトのリスク評価に関する研究が活発に実施されている。技術的な研究としてユニット間の相関のモデル化に関するものが多い一方、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価におけるリスク指標や安全目標、リスク情報活用といったリスク評価の方向性に関するテーマ

の研究も活発に行われている。マルチユニット、マルチサイトのリスク評価手法は、検討の途上であるため課題が多い。特に、外的事象（地震）のPRAにおける相関性のモデル化については、大きなテーマとなっている。

また、シングルユニットのリスク評価モデルと比較して、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルは大規模になるため、合理的なモデルの構築が重要である。実用的なマルチユニット、マルチサイトのリスク評価の実現のために、安全目標の議論への利用だけでなく、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といったリスク評価の方向性に係る議論も重要である。

動的解析或いはPRAの研究に関しては、現状、米国アイダホ国立研究所（INL）のRAVEN（Risk Analysis Virtual ENvironment）コードに代表される種々の動的PRAコードが世界で開発されているものの、残る動的PRAの主要な研究課題は以下の3つに集約されるものと考えられる。

- 過大な計算コストへの対応
- 環境に依存した機能喪失確率評価式の拡充
- 連続関数で評価できる人間信頼性解析手法の開発

### 3. まとめ

研究専門委員会での議論より、国内外でのレベル1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。この方針に従い、本稿では、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べた。

また、資源に乏しい我が国では、資源を有効活用する観点で、原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して、燃料として加工し、もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり、潜在的なリスク（公衆や環境への影響の大きさとその頻度）が大きい原子力発電所のPRA技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対するPRA技術の研究開発についても重要であると考えられ、今後の研究開発が望まれる。

---

\*Hiroshi Ujita<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute for Environmental and Safety Studies

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal Hydraulics Division

## [2J\_PL] The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

chair: Masahiro Furuya (Waseda Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room J

---

[2J\_PL01] Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

\*Ken Aoki<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2J\_PL02] Development status of thermal-hydraulics evaluation technology in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)

\*Kenichi Katono<sup>1</sup> (1. HGNE)

[2J\_PL03] Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX

\*Rei Kimura<sup>1</sup> (1. TOSHIBA ESS)

[2J\_PL04] Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

\*Junichi Takeuchi<sup>1</sup> (1. MHI)

## 熱流動部会セッション

## 熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

## (1) 高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

(1) Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

\*青木 健<sup>1</sup><sup>1</sup> 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

本発表では、高温ガス炉の熱流動設計の特徴、高温工学試験研究炉（HTTR）における炉内流量配分の評価手法や改善策を概説するとともに、実用高温ガス炉システムの設計における課題について述べる。

## 2. 高温ガス炉における熱流動設計

## 2-1. 熱流動設計の特徴

HTTR の炉心は黒鉛ブロックの積層構造で構成される。具体的には燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及びそれらを取り囲む固定反射体で構成される。HTTR の熱流動設計では、炉内流量の評価及び適切な配分により、熱膨張や中性子照射の影響、製作公差により炉心を構成するブロック間に生じる間隙等の流れ、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与しない冷却材の流れ（漏れ流れ）を低減し、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与する冷却材流量を確保する必要がある。また炉内流量配分を最適化できれば、原子炉出力の向上を図ることができるため、高温ガス炉の経済性向上が期待される。

## 2-2. 炉内流量配分の評価手法

HTTR の炉内流量配分の評価には流量配分評価解析コード FLOWNET が使用されている。FLOWNET コードの計算処理は熱流動解析、伝熱解析及びギャップ解析に大別される。熱流動解析では炉内の流路を 1 次元の流路網によりモデル化し、熱構造体と流体間の熱交換を考慮した保存式を解くことで、流体の圧力や温度、流量の分布を評価する。伝熱解析では熱構造体における内部発熱や流体と熱構造体の熱交換を考慮した 1 次元熱伝導方程式を解くことで、熱構造体の温度分布を評価する。ギャップ解析では炉内の照射量分布や温度分布等に基づき、中性子照射や熱膨張による黒鉛構造物の変形量を評価し、漏れ流れの圧力損失評価等に反映する。高温ガス炉特有の漏れ流れの圧力損失評価には、実験により検証した評価式を適用する。

## 2-3. 炉内流量配分の改善策

HTTR では漏れ流量を低減し、燃料に十分な流量を確保するため、主に以下の設計対策を行っている。(1) 炉内カラム等の間隙寸法の最適化、(2) 固定反射体へのシール要素の設置、(3) 炉心拘束機構による固定反射体の周方向の緊縛及び炉心形状の維持、(4) キーとキー溝を用いた結合構造による固定反射体等の一体化、(5) 発熱量に応じた炉内流量配分。HTTR では上記設計対策により、950℃運転時に燃料の冷却に寄与する流量として全流量の約 88%を確保し、燃料を十分に冷却できることを確認した[1]。

## 3. 実用高温ガス炉の熱流動設計における課題

実用高温ガス炉の設計では炉心拘束機構は採用せず、コアバレルにより炉心を所定の位置に保持する。しかし、コアバレルは固定反射体を周方向に緊縛することができず、コアバレル底板の熱膨張も相まって、固定反射体—コアバレル間やコアバレル底板直上のカラム間の漏れ流量が増大し、燃料の有効な冷却に寄与する流量が低減する。従って、シール要素の追設等の更なる漏れ流量低減策を含めた設計対応によって、炉内流量配分を最適化することが課題である。

\*Takeshi Aoki<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

[1] 丸山他, JAERI-M 88-255 (1988)

## 熱流動部会セッション

## 熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

## (2) 日立の新型炉 (BWRX-300, RBWR, PRISM) における

## 熱流動評価技術の開発状況

(2) Development status of thermal-hydraulics evaluation technology  
in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)\*上遠野 健一<sup>1</sup><sup>1</sup>日立GEニュークリア・エナジー株式会社

## 1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発

日立は、初期投資リスクの低減、長期的な安定電源の確保、放射性廃棄物の有害度低減の実現を原子力ビジョンとして掲げており、これらを実現する新型炉として、BWR (Boiling Water Reactor : 沸騰水型軽水炉) 建設経験と燃料サイクル技術を基に、小型化・簡素化により安全性と経済性の両立をめざした次世代小型軽水炉 BWRX-300、実績豊富な軽水冷却技術を用いた高速炉 RBWR (Resource-renewable BWR : 資源再利用型 BWR)、固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM (Power Reactor Innovative Small Module : 革新的小型モジュール原子炉) の三つの炉型について、オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている[1]。今後、グローバルなエネルギー問題への解決策を提供するため技術開発を実施し、これら三つの炉型を早期に実用化していく予定である。

## 2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

## 2-1. BWRX-300 概要

カーボンニュートラルを実現するために原子力発電が果たすことができる役割は大きく、経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立は米国の GE Hitachi Nuclear Energy (以下、「GEH」と記す。) 社と協調し、高度な安全性を維持したうえで経済性を向上した、次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。BWRX-300 の概念図と主な仕様を図1に示す。BWR は、原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送るシンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では、原子炉圧力容器に隔離弁を直付けすることで、原子炉で想定される主要な事故である LOCA (Loss of Coolant Accident : 冷却材喪失事故) の発生確率を徹底的に低減する、隔離弁一体型原子炉の概念を採用した。この結果、安全性を高めつつ、非常用炉心冷却系ポンプなどの大型機器を削減するとともに、原子炉建屋および原子炉格納容器を大幅に小型化し、出力当たりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は機器点数削減による信頼性の向上や、廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。また、安全性や社会的受容性の観点から、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要の長期冷却などの特長を生かして、EPZ (Emergency Planning Zone : 緊急時計画区域) 縮小について検討を進めている。

## 2-2. 熱流動評価技術の開発状況

BWRX-300 では再循環ポンプを設けずに、炉心の上部にチムニと呼ばれる円筒状空間を設けて、自然循環のみで炉心を冷却する方式を採用している。チムニの目的はチムニ内の気液二相流とダウンコマ内の単相の水との密度差を駆動力として冷却材の自然循環流量を確保することであり、チムニ内のボイド率は自然循環流量に強く影響する。

\*Kenichi Katono<sup>1</sup><sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

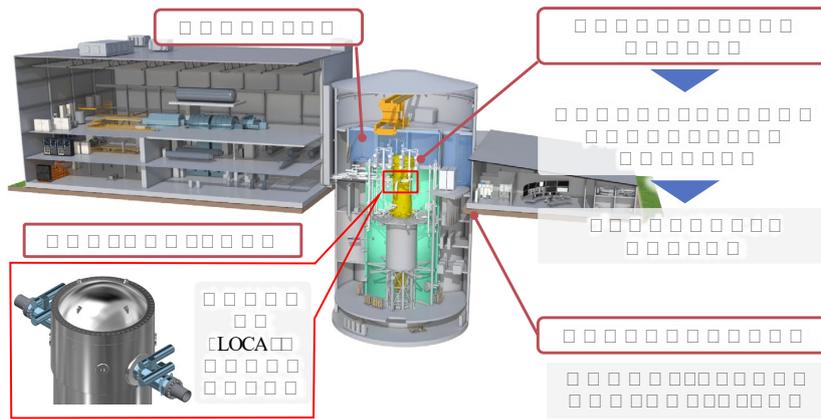


図 1 次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図と主な仕様

これまでも日立では、BWR の実際の運転圧力・温度で、蒸気と水を供給できる世界最大級の試験設備である多目的蒸気源試験設備（HUSTLE: Hitachi Utility Steam Test Leading facility）[2]を活用し、大口径鉛直流路内の、BWR 熱水力条件における気液二相流動様式やボイド率特性を把握するための開発を進めてきた[3]。図 2 に 0.31 m 幅正方形断面流路を対象として、圧力 7.17 MPa、水流量が 50 t/h の場合におけるワイヤメッシュセンサ（WMS: Wire-Mesh Sensor）信号（30 本×30 本）から再構成したボイド率の時刻歴 CT（Time-Domain Computed Tomography）を示す。図 2 の黒い領域が水、白の領域が蒸気であり、灰色の領域は WMS では捉えられない、径が数 10 ～ 数 100  $\mu\text{m}$  の液滴を同伴した蒸気である。このような実証試験データを活用し、システム解析コードや 3 次元二相流 CFD（Computational Fluid Dynamics）コード[4]の高度化や検証を進めている。図 3(左)に試験で用いた WMS、及び、解析結果から評価した時間平均流路中央断面内ボイド率分布の比較を示す。試験、解析ともにボイド率分布は、蒸気流量 11 t/h では流路中央付近にピークを持つ放物状に近い分布、蒸気流量 27 t/h では流路中央域が平坦な分布となった。これらの条件では、試験値と解析値はワイヤメッシュセンサの測定誤差の範囲内で一致しており、3 次元二相流 CFD コードが大口径・正方形断面流路体系に適用できることを確認した。このように実証試験データで適用性を確認した 3 次元二相流 CFD コードをベースとした、原子炉一体解析システムの開発も進めている。図 3(右)に高経済性単純化沸騰水型原子炉（ESBWR: Economic Simplified BWR）を対象とした、原子炉一体解析システムによる ESBWR チムニ内ボイド率分布解析結果を示す。このように実機形状を詳細にモデル化できる原子炉一体解析システムを活用することで、チムニ構造の検討や、自然循環流量の高精度予測が可能である。

BWRX-300 でも通常運転時・事故時における原子炉内自然循環特性を精度よく評価する必要がある。計測データベースの拡充や 3 次元二相流 CFD コードの高度化は、プラント成立性にとって重要な課題となっており、GEH 社とともに、試験や解析コードの開発を進めていく計画である。

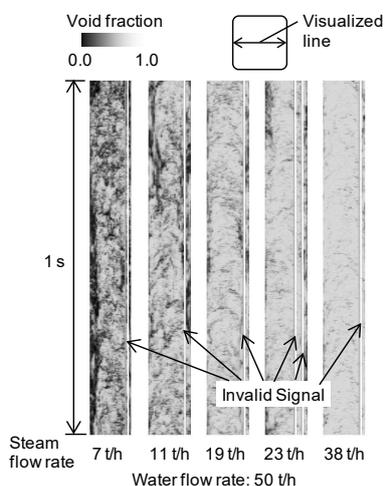


図 2 WMS による計測結果

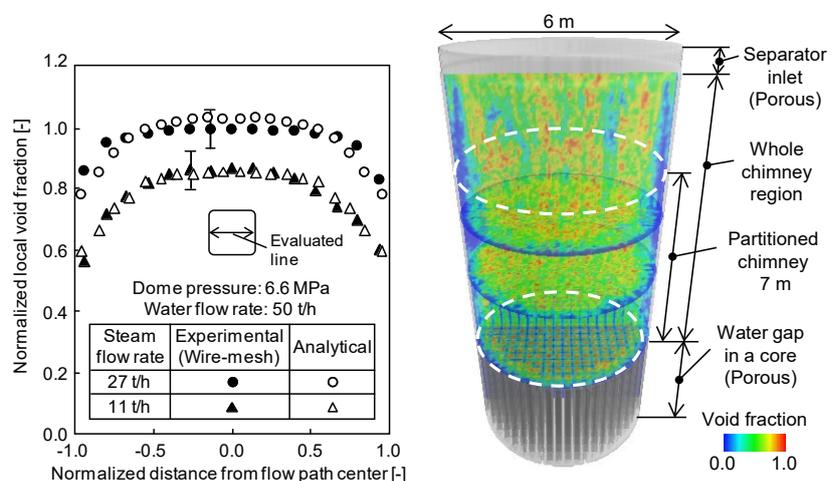


図 3 3次元二相流 CFD による解析結果

### 3. 軽水冷却高速炉 RBWR

#### 3-1. RBWR 概要

日立は BWR プラントメーカーとして、資源の有効利用と使用済み燃料の環境負荷低減に寄与することをめざし、軽水冷却高速炉 RBWR の開発を進めてきた[5]。RBWR は、原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用するとともに、燃料棒を密に配置し、冷却水との衝突による中性子の減速を抑制してエネルギーを従来 BWR よりも高めることで、使用済み燃料に含まれ、放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチノイドなど超ウラン元素 (TRU: Trans-uranium) の燃料としての再利用を可能とする。

RBWR においては社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていく計画である。図 4 に RBWR の導入ビジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により、TRU の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、プルトニウム利用や再処理を促進し、使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決、原子力発電の維持に寄与することを目的とし、既設炉にもバックフィットが可能な四角格子 RBWR の開発も進めている。

#### 3-2. 熱流動評価技術の開発状況

四角格子は現行 BWR よりも水力等価直径が小さく、現行の熱水力評価手法の適用性を確認する必要がある。また、六角格子の場合は、内部ブランケットを配置することで軸方向に非均質な燃料構成となることに伴い、局部的に熱流束が高くなることや熱出力分布の軸方向変化が大きくなることへの適用性の確認や手法の高度化が必要である。稠密燃料集合体体系に対しては、過去に実温・実圧試験も行われているが、除熱機構の解明には至っておらず、また、除熱性能への影響が大きいスペーサが燃料棒表面の液膜や燃料棒間の液滴挙動に及ぼす影響を機構論的に評価した例はほぼない。

このような背景から、四角格子・稠密燃料体系に対するドリフトフラックスモデルや、高熱流束下における燃料棒表面液膜からの液滴飛散モデル[6]、及び、詳細二相流シミュレーションも活用した機構論的なスペーサモデルの開発[7]を、国内の研究機関とともに進めている。その一例として、図 5 に大気圧条件下で水-空気をを用いた強制対流液膜の沸騰試験から得られた沸騰曲線、及び、可視化結果を示す。比較的熱流束が低い (a) では、加熱面上に蒸気泡が存在しないため、沸騰が発生していないことがわかる。よって、この領域では強制対流蒸発が支配的な熱伝達メカニズムであり、また、この条件では液滴飛散現象が発生していないことがわかる。(b) では、伝熱面上に蒸気泡が存在している。このことから、支配的な熱伝達メカニズムが強制対流から核沸騰に遷移していることがわかる。核沸騰が激しくなると、蒸気泡が液膜界面に到達して崩壊する際に形成される液膜のフィラメントの断裂による液滴飛散現象が発生している。この現象は熱流束が高い条件などの、生成される蒸気が多い条件で発生し、生成する液滴の直径が他のメカニズムよりも大きい。そのため、フィラメントの断裂による液滴の生成過程を解明・評価することが液膜ドライアウト評価に対して重要である。沸騰による液滴発生メカニズムや頻度、流動条件の依存性についてはまだ十分に調査できておらず、今後の液滴飛散量の定量的な評価と合わせ、メカニズムの考察及び相関式の開発を行う計画である。

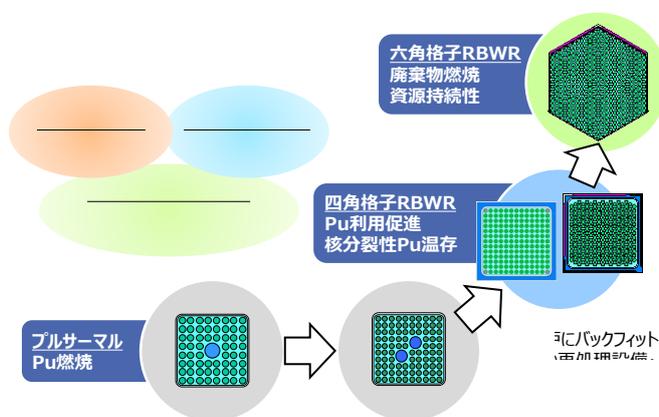


図 4 RBWR の導入ビジョン

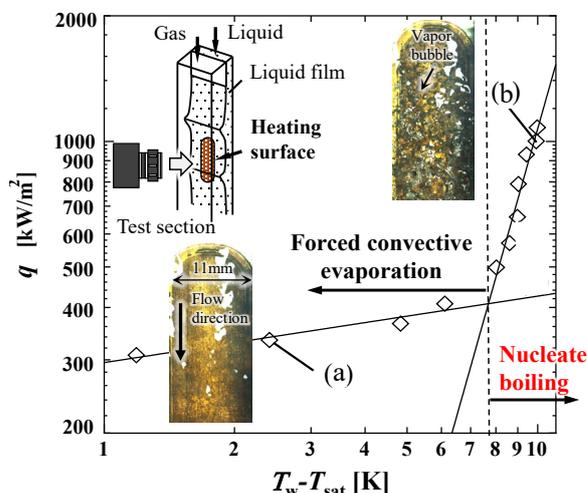


図 5 強制対流液膜の沸騰試験結果

## 4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

### 4-1. PRISM 概要

軽水炉による原子力発電が実用化された一方、将来の資源持続性の観点から、燃料となる核分裂性物質を消費しながら生成する高速炉技術は燃料組成の柔軟性が高く、各国で開発が進められている。PRISMの最初の設計は1980年代にGE社により行われ、現在はGEH社により開発が継続されている。事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的な安全系設備 RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System: 原子炉容器補助冷却システム)は、電源および運転操作を必要とせず、金属燃料を採用することで高い固有安全性・信頼性を有し、初期投資を抑制できる小型モジュールナトリウム冷却高速炉を実現している。単一の原子炉モジュールの電気出力は標準で311MWeであり、設置する原子炉モジュールの数によって柔軟な発電プラント構成を可能としている。日立は2018年12月に経済産業省により策定された高速炉開発ロードマップの高速炉導入方針に従い、経済性と安全性を兼ね備えたPRISMを2040年代に日本へ導入することを目標としている。

### 4-2. 熱流動評価技術の開発状況

革新的な金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つであるRVACSは、空気其自然循環により除熱する静的な機器のみで構成した除熱システムである(図6)。最新の3次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により、過去に実施された熱流動解析や試験実績を基に設計されたRVACSが、除熱要求に対して適切な裕度を有していることを確認すると共に、従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動を評価し、将来的に検討すべき課題の抽出に資することをめざした開発を進めている。

RVACSの解析モデルは、原子炉容器外側の空気系流路に加えて、原子炉容器内の構造物と一次冷却材流路を面対称90°モデルとして作成した。解析モデルは複雑な構造をしているため、空気系流路、炉心槽、中間熱交換器、電磁ポンプの各々の単体機能確認計算を行い、その後、その他の構造物と合わせて全体モデルを作成する手順とした。図7に2,000万メッシュ規模のCFDによる2次元熱流動定常解析結果例を示す。解析結果より、原子炉容器内(ナトリウム)と炉容器外(空気)の自然循環で崩壊熱除去が可能であり、RVACSが有効であることをCFDからも確認できた。局所的な熱流動挙動としては、空気流路プレナムでの局所的な渦の発生や偏流、原子炉容器内での冷却材の温度成層化のようなネットワーク型解析では確認が困難な挙動をCFDを活用することで確認できた。また、感度解析の結果より、RVACS除熱量に対する影響は、スタック高さや冷却材境界温度(空気入口温度)の影響は小さいが、ふく射率の影響は大きいことを確認し、RVACSの信頼性確保に資することができた。今後、CFDの結果を踏まえて、ふく射試験データの蓄積等による信頼性の確保が重要となる。

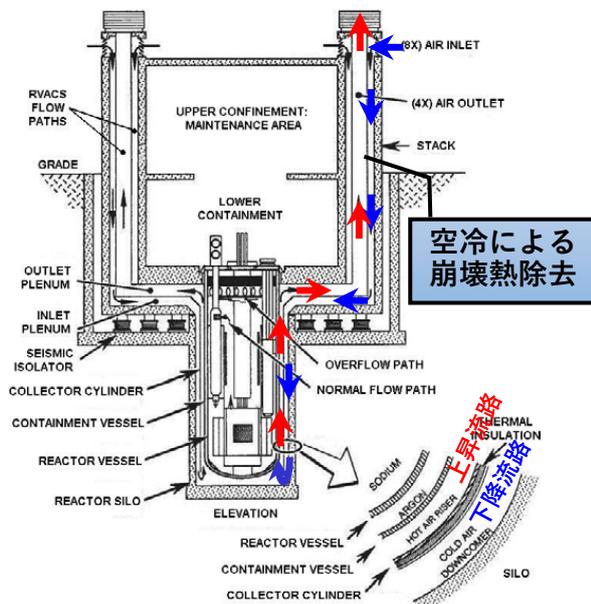


図6 RVACS概念図

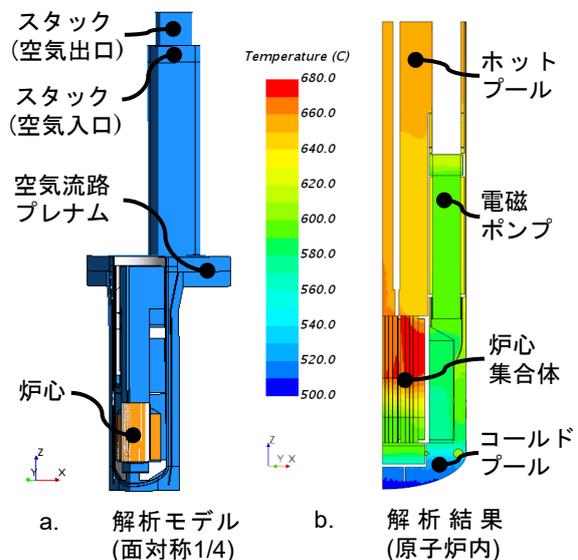


図7 RVACS全体解析結果例

## 参考文献

- [1] 木藤他, “日立の原子力ビジョンと新型炉開発”, 日立評論 Vol.102 No.2 (2020).
  - [2] 日立GEニュークリア・エナジー株式会社 ニュースリリース, “原子力事業の競争力強化を目的とした多目的蒸気源試験設備を建設”, 2009年3月27日
  - [3] D. Taniguchi et al., “Void Fraction in a Modeled Single Cell of a Partitioned Chimney under Thermal-Hydraulic Conditions of BWRs”, Proc. of 20th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE20), CD-ROM, Paper No. ICONE20 POWER2012-55117 (2012).
  - [4] 上遠野他, “BWR 熱水二相流の流動様相”, 混相流, 28 巻, 6 号, pp.153-160 (2014).
  - [5] R. Takeda et al., “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988).
  - [6] J. Tabichi et al., “Experimental Observation of Nucleate Boiling Entrainment in a Liquid Film”, Proc. of 28th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE28), ICONE28-POWER2021-63813 (2021).
  - [7] 吉田他, “軽水冷却高速炉の開発 (4)模擬サブチャンネル内詳細二相流シミュレーション”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会 2G15 (2020).
  - [8] 阿部他, “革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (5)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会 2I12 (2020).
  - [9] 阿部他, “革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (9)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動感度解析”, 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2K17 (2021).
-

## 熱流動部会セッション

## 熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

## (3) 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ における

## 熱流動分野の取組と課題

## (3) Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX™

\*木村 礼<sup>1</sup>, 岩城 智香子<sup>1</sup><sup>1</sup>東芝エネルギーシステムズ株式会社

## 1. MoveluX について

現在、東芝エネルギーシステムズでは図1および図2に示す水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)の開発を行っている。MoveluX™はコンテナで輸送可能なサイズの10MWt程度の原子炉システムであり、その用途に応じて発電・熱供給・高温水蒸気電解による水素製造など様々な形態のエネルギーを供給する。

本原子炉システムは地上部分と地下部分に分かれており、地上部分には発電や熱利用、水素製造などエネルギー変換・利用の設備が格納される。一方で、地下部分には原子炉システムが納められ、原子炉容器の中には炉心・ヒートパイプ・熱交換器などが設置される。

本原子炉の炉心には燃料の低濃縮化・燃料インベントリの低減、受動的安全性の向上などの目的で水素化カルシウム(CaH<sub>2</sub>)が減速材として採用されており、加えてヒートパイプを採用する事で一次冷却系から動的な機構を排除している。炉心からヒートパイプに移行した熱はヒートパイプと一体化した熱交換器に輸送され、二次冷却系と熱交換を行う。

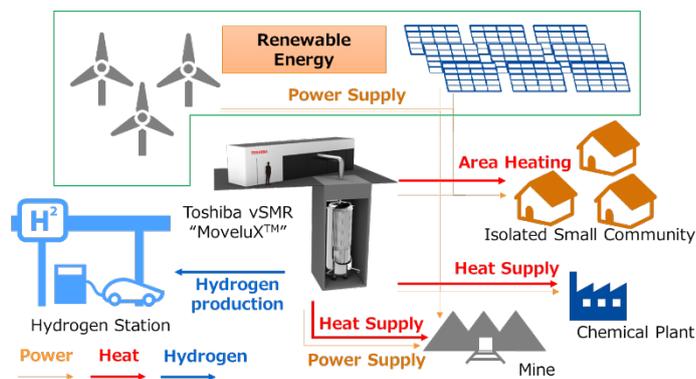


図1：MoveluX™の活用のイメージ  
発電設備・熱利用設備など



図2：MoveluX™の概念図

## 2. 主要な技術課題

本原子炉システムの開発に係る主要な技術課題としては①炉心核熱設計と臨界試験による検証、②減速材開発、③反応度制御機器開発、④ヒートパイプ/熱交換器開発が挙げられる。これらの開発は核データ測定や積分実験データの取得、材料物性データ、熱流動特性の取得など基礎的な検討要素が多く含まれており、大学や研究機関との連携が重要となる。

## 3. 熱流動分野の取組

本原子炉システムにおける熱流動分野の取り組みとしてはナトリウムヒートパイプ/熱交換器の開発が挙

げられる。ヒートパイプは一般的なウィック式のものではなく図3に示すサーモサイフォン式とし、気相の流路を外管と内管の間とすることで気液の流路を分離して熱輸送能力の向上を図った。

また、本原子炉システムでは熱交換器を原子炉容器に収める為、単位体積あたり熱交換量の大幅な向上が求められる。そこで図4の様な微細流路を用いたコンパクト熱交換器を適用する事とした。

#### 4. 熱流動分野の主な課題

熱流動分野の主な課題としては、上記ヒートパイプ/熱交換器内のナトリウム二相流の伝熱流動特性、特に凝縮熱伝達率のモデル化が設計上の重要な課題である。熱交換器内の各チャンネルは狭隘な流路となっており、そのような流路内におけるナトリウムの凝縮挙動や熱伝達率のデータが殆ど無く、現状では設計検討を行う事が出来ない。

そこで、ナトリウムの狭隘流路内の凝縮熱伝達モデルを構築することを目的に、流路内の液膜挙動を解明するための実験を計画した。これまでに事前検討として、中性子イメージングによるフィルムの薄膜を用いた膜厚測定試験を行い、中性子ビームと膜の角度による中性子透過率を評価した。

結果、膜厚・角度に対する中性子透過率の依存性が確認され、原理的には薄膜の厚さ測定が可能である見通しが得られた。一方でモデル化に使用可能なデータ取得には更なる誤差低減が必要である事も示唆されており、今後撮像系の改良や角度設定の不完全性の排除などの改良を進めていく。

#### 5. 結言

MoveluX™ の開発の一環としてヒートパイプ/熱交換器について課題を抽出し、ナトリウムの凝縮熱伝達率など基礎的なデータの取得が必要であることを明らかにした。また、本データの測定手法を検討し、測定可能性を見通すとともに実用に向けた課題を検討した。今後、測定系の改良を進めるとともにナトリウムの測定を行うための TOF(Time of Flight, 中性子の飛行時間から中性子エネルギー毎の情報を得る手法)測定の検討なども進めていく。

#### 謝辞

本発表のうち、中性子イメージングに関して大変大きなご助力を頂いた京都大学複合原子力科学研究所の齋藤泰司教授、伊藤啓准教授、伊藤大介助教に深く御礼申し上げます。また、本発表は「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を含みます。

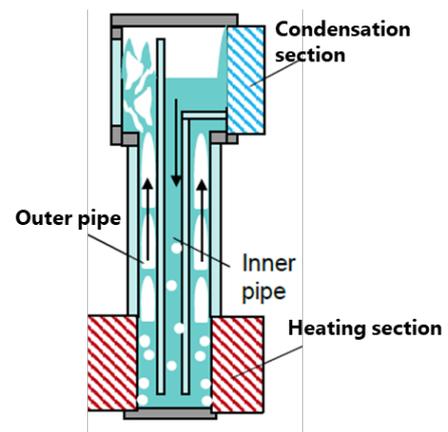


図3：サーモサイフォン式ヒートパイプ

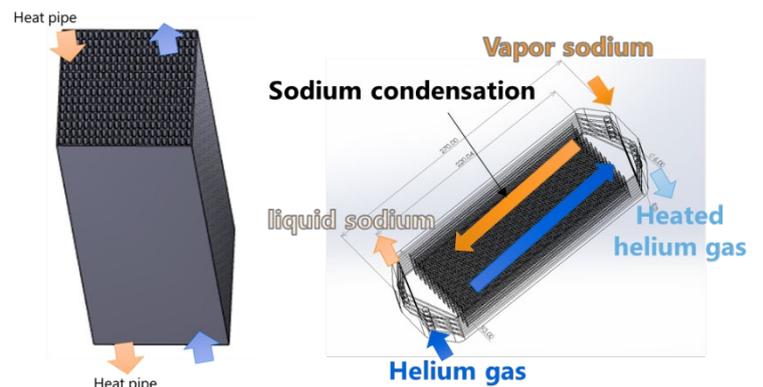


図4：コンパクト熱交換器のイメージ

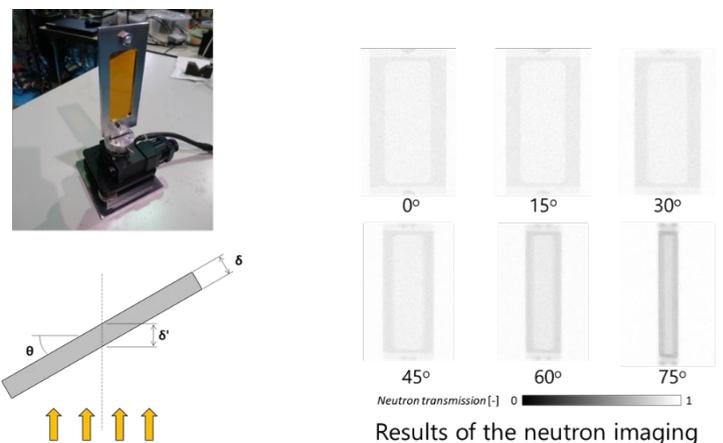


図5：中性子イメージングによる液膜厚さ測定

\*Rei Kimura<sup>1</sup> and Chikako Iwaki<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Toshia Energy Systems & Solutions Corporation.

## 熱流動部会セッション

## 熱流動評価技術における最新動向

## (4) 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

## (4) Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

原 伸英<sup>1</sup>, 小田 拓央<sup>1</sup>, 吉田 啓祐<sup>1</sup>, 野口 浩徳<sup>1</sup>, 谷本 浩一<sup>1</sup>, 合田 博志<sup>1</sup>,  
\*竹内 淳一<sup>1</sup>, 林 直哉<sup>1</sup>, 三菱重工株式会社,

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け、本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を行った。コリウムを用いた拡がり実験の検証解析を行い、拡がり距離を再現出来ることを確認した。

**キーワード**：拡がり解析, 過酷事故, 溶融燃料, CFD, MCCI

## 1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策設備検討のためには溶融炉心拡がり挙動を正確に把握することが重要であり、評価において熱流動解析にマルチフィジクス現象のモデルを取り込む必要がある。具体的には、位置ポテンシャルと表面張力・せん断応力のつり合いによる流れ場の解析に、溶融物表面からの放熱、床面への伝熱と侵食、溶融混合による溶融物組成の変化、物性値の温度依存性（固化を含む）のモデル化が必要である。本発表ではモデル開発に係る当社研究動向を紹介し、今後の課題を述べる。

## 2. 拡がり解析の特徴

既報[1] [2] [3]の通り、溶融燃料の拡がり距離を予測するために FLUENT コードの VOF (Volume of Fluid) 法を採用、また上記事象を数式化し、ユーザー定義関数として組み込み、床材の相変化が生じる試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証してきた。

代表例として拡がり流体に溶融燃料を用い、床材に低粘性化材を用いた試験 (VULCANO VE-U9) の検証解析の拡がり距離を図 1 に、温度コンターを図 2 に示す。試験と同様に、床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し、溶融燃料の表面を貫通する挙動が解析でも確認され、当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認された。一方で、拡がり初期の立ち上がりの挙動と、拡がり停滞から停止にかけての挙動に多少試験観測結果からの乖離がみられる。

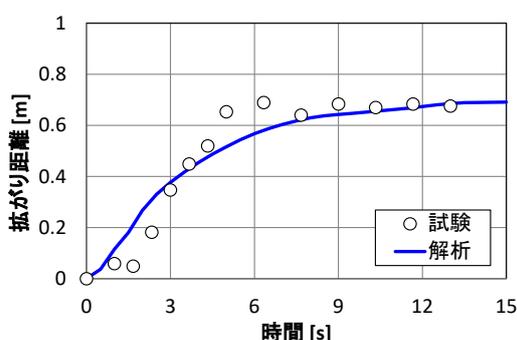


図 1 VULCANO VE-U9 の 拡がり検証解析

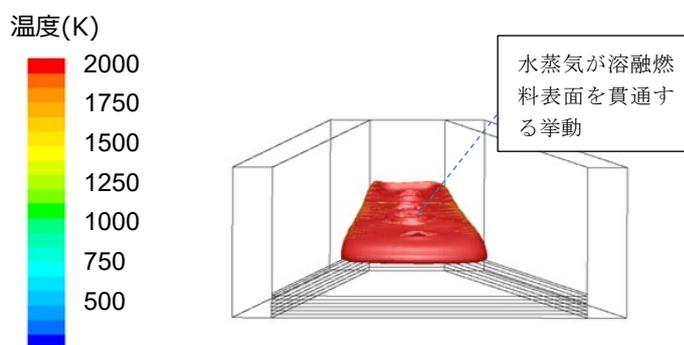


図 2 溶融燃料拡がり途中の温度コンター

## 3. 今後の課題

溶融燃料拡がり現象を対象に構築した拡がりモデルを用い、低粘性化材上の溶融燃料拡がり実験の検証解析で拡がり距離を再現出来ることを確認するとともに、モデルの精緻化に向けた今後の課題を考察した。

## 参考文献

- [1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会  
 [2] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 6)  
 溶融炉心と低粘性化材混合物の拡がり挙動の解析、日本原子力学会、2020 年春の大会  
 [3] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 8)  
 溶融炉心拡がり解析結果 (実験解析)

Nobuhide Hara, Takuo Oda, Keisuke Yoshida, Hironori Noguchi, Koichi Tanimoto, Hiroshi Goda, \*Junichi Takeuchi and Naoya Hayashi  
 Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

## [2K\_PL] Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

---

[2K\_PL01] Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

\*Atsushi Saito<sup>1</sup> (1. MoFA)

[2K\_PL02] Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA (Promotion to apply to IAEA)

\*Yusuke Kuno<sup>1</sup> (1. Former IAEA)

## 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて  
Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

**(1) IAEA の現状と将来、そして日本人職員の活躍に向けた取組**

## (1) Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

\*齋藤 敦<sup>1</sup><sup>1</sup>外務省**1. はじめに**

国際原子力機関（IAEA）は、よく「核の番人」、英語でも「nuclear watchdog」と呼ばれるが、その役割とマンデートは非常に幅広い。具体的には、原子力の平和的利用の促進に関する分野と、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止するための保障措置の分野に大別されるが、本セッションでは、まず IAEA の取組の現状と将来の展望、具体的には平和的利用分野では、新型コロナウイルス対策に係る取組及び海洋プラスチック対策等を通じた持続可能な開発目標（SDGs）達成に向けた取組、不拡散分野では、北朝鮮やイランの核問題への取組について紹介する。セッションの後半では、日本政府全体で取り組んでいる日本人職員の増加及び昇進に向けた支援について、IAEA における現状や課題を取り上げる。

**2. IAEA の取組の現状と将来の展望**

原子力は、発電のみならず、保健・医療、食糧・農業、環境、産業応用などの分野でも活用されている。これら非発電分野での原子力の平和的利用の促進と開発課題への貢献は、開発途上国が NPT 加盟国の大半を占める中で重要性が増してきている。IAEA も、開発途上国への技術協力を行うとともに、SDGs 達成に向けて取り組んでいる。

北朝鮮は 2002 年に IAEA の査察官に退去を通告して以降、IAEA による査察を長い間受け入れていないが、IAEA は北朝鮮の核開発の状況を監視・検証し、定期的に報告を行い、また IAEA 総会の場でも、例年決議を採択している。我が国を含む国際社会は、一体となって国連安保理決議を完全に履行していくとともに、関係国とも連携しながら、引き続きこうした IAEA の努力を支援していく。イランについて、IAEA は、2016 年 1 月以来、いわゆるイラン核合意の履行の監視・検証を継続的に行ってきた。

**3. 国際社会で活躍する日本人**

IAEA を含む国際機関は、国際社会共通の利益のために設立された組織である。世界中の人々が平和に暮らし、繁栄を享受できる環境作りのために、様々な国籍の職員が集まり、それぞれの能力や特性をいかして活動している。国際機関が業務を円滑に遂行し、国際社会から期待される役割を十分に果たしていくためには、専門知識を有し、世界全体の利益に貢献する能力と情熱を兼ね備えた優秀な人材が必要である。日本は、これら国際機関の加盟国として政策的貢献を行うほか、分担金や拠出金の拠出を行っている。また、日本人職員の活躍も広い意味での日本の貢献と言える。IAEA においては、2009 年から 2019 年まで、故天野之弥氏が事務局長を務めた。

現在、900 人以上の日本人が専門職以上の職員として世界各国にある国連関係機関で活躍しており、過去最多となった。日本人職員の更なる増加を目指し、日本政府は 2025 年までに国連関係機関で勤務する日本人職員数を 1,000 人とする目標を掲げており、その達成に向けて、外務省は、大学や関係府省庁、団体などと連携しつつ、世界を舞台に活躍・貢献できる人材の発掘・育成・支援を積極的に実施している。

IAEA も日本人が活躍できる国際機関の一つである。外務省では、関係省庁や団体、企業と定期的に連絡会議を開催し、情報共有の場を設けている他、本年 5 月には、初めての試みとして、IAEA 人事部と共催で「IAEA

による採用オンラインワークショップ」を実施する等、IAEA での日本人職員増加を支援している。

---

\*SAITO Atsushi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Ministry of Foreign Affairs

## 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて  
Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

## (2) IAEA における保障措置等核不拡散への取り組みとその経験

## (国際原子力機関勤務への勧誘)

(2) Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA  
(Promotion to apply to IAEA)\*久野 祐輔<sup>1</sup><sup>1</sup>元 IAEA 保障措置局 分析業務部長

国際原子力機関（IAEA）は、1957 年以来 64 年間にわたり世界の平和と繁栄のために原子力の貢献を促進するとともに、原子力技術が軍事転用されないための保障措置を実施するという重要な役割を担ってきた。一方近年では、非国家主体による核テロを防止するために核セキュリティ分野においても国際的なイニシアティブをとる機関となっている。一般に「核不拡散」の概念は、非核兵器国が平和利用の権利と推進の恩恵を享受すると同時に、核兵器を持たないことを国家がコミットする、また核兵器国は軍縮へ取り組むという原理原則に基づいているが、現実には、必ずしもそのような考え方を満足する状況に至っているとは言い難く、特に、地政学的に厳しい環境にあるいくつかの非核兵器国からすれば、このような考え方は容易には受け入れ難いということになる。IAEA の活動は原子力の平和利用の奨励・援助に関する機能と平和利用を担保するため保障措置等を実施するという役割の両局面を有するが、その背景には、大国である核兵器国の「核不拡散」推進という強い思惑があるため、IAEA 自体が技術集団であるにも関わらず、そこにおける議論には常に政治・政策論争を伴ってきた。

筆者は、1999 年-2006 年および 2015-2020 年の計 12 年にわたり IAEA における保障措置、中でも核物質分析技術を専門とするシニアスタッフとして勤務する機会に恵まれたが、この間、原子力平和利用と核不拡散をめぐる国際情勢は、大きく変化していった。1999 年頃といえば、IAEA の保障措置において新たに導入された追加議定書に基づく未申告活動の検知が実質的に始まった時期であり、新たに開発された検知技術は、イラク・イランそして北朝鮮などの問題の解明に使用され、数々の有益な情報をもたらした。北朝鮮のように IAEA 査察を拒否し事実上核兵器保有国となったケースがある一方で、イラン問題のように核兵器開発疑惑国であるにもかかわらず、IAEA 査察を受け入れ続けるケースもあり、IAEA としては、JCPOA 核合意の基に追加議定書に準ずるレベルでの査察を実施し、国連安保理への報告の基となる多くの情報を入手し、加盟国とともに核兵器開発阻止へ取り組んできた。イラン問題が始まったのが筆者の第 1 回目の勤務開始の数年後であり、イラン核合意が成立したのが 2015 年、すなわち筆者の第 2 回目の IAEA 勤務が始まったタイミングでもあったことから、当時は一国の核問題の解決にかくも長き時間を要するものかとその大変さを改めて認識させられたものである。その後、解決に向かう兆しなど折見られたものの、米トランプ政権の核合意からの脱退を契機に状況は悪化、今年になりイランおよび敵対するイスラエル双方の政権が交代するなどますます先行き不透明な政治情勢になりイラン核問題は混迷の極みという状況に至っている。原子力技術者として、これまで IAEA の対イラン保障措置に貢献できたという自負がある一方で、IAEA が長年行ってきた並々ならぬ努力が報われるか又は無駄になるかは、社会情勢および当事国政権の政策によって大きく左右されるという事実については、何とも受け入れ難い思いである。

筆者は、1979 年に動燃（現原子力機構）入社以来、原子力技術者としての東海再処理工場に約 20 年勤めたのち IAEA 勤務することとなったが、入社当時は、日米再処理交渉が決着を迎えようやく同工場（当時は建設所）が稼働し始める時期であり、まさに IAEA の査察官が活動を開始するというタイミングであった。入

社当時は、不勉強につき、なぜ IAEA 職員が毎日のように施設内に入り込み多くの要求をしていくのか理解できず、IAEA に対し大いに不満を募らせていたものであるが、これが後々その国際機関への勤務に繋がるきっかけとなるとは人間塞翁が馬である。技術畑の人間は、一般に 40 年余りの就業期間において、その専門分野を極めるといって達成感や喜びを感じることができるが、社会はその間刻々と変化していき、各国の政治情勢や社会のニーズも変わっていく。IAEA のような多国籍職員からなる国際フィールドにおいて原子力技術者としてその専門分野を生かすことは、国内での就業とは一味違った経験を持つことができ、国際社会のニーズの変化を多国間の協力や政治的駆け引きなどを通し感じ取ることができるなど、より広い視野で原子力を考える好機であると考えている。

本講演では、最近の IAEA の活動について保障措置などを例にとり紹介するとともに、IAEA 応募の要領や仕事の仕方、さらに国連関連組織で働くことによる得点や IAEA 本拠地ウィーンでの生活について紹介する。

---

\* Yusuke Kuno<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Former Director of IAEA Office of Safeguards Analytical Services

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

## [2L\_PL] Status of JT-60SA Project

chair: Yoshio Ueda (Osaka Univ.)

Thu. Sep 9, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room L

---

### [2L\_PL01] JT-60SA Project

\*Shinichi Moriyama<sup>1</sup> (1. QST)

### [2L\_PL02] Construction of JT-60SA Tokamak Device

\*Yusuke Shibama<sup>1</sup> (1. QST)

### [2L\_PL03] Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA

\*Kazuya Hamada<sup>1</sup> (1. QST)

### [2L\_PL04] Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA

\*Koji Takahashi<sup>1</sup> (1. QST)

### [2L\_PL05] Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

\*Akihiko Isayama<sup>1</sup> (1. QST)

## 核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状  
Status of JT-60SA Project

## (1) JT-60SA プロジェクトの概要

## (1) JT-60SA Project

\*森山 伸一<sup>1</sup>, JT-60SA チーム<sup>1</sup><sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. はじめに

現状で世界最大のトカマク装置 JT-60SA は 2020 年 3 月に本体の組立を完了した。日欧協力のサテライトトカマクと国内重点化装置の両方の位置づけを持つ同装置は、2008 年の JT-60U 実験運転完遂以降、設計、解体、機器製作、組立て、個別コミッシングの工程を経て 12 年ぶりに運転を開始した。JT-60SA 計画の目的は、(1)ITER の技術目標達成のための支援研究、(2)原型炉に向けた ITER の補完研究、(3)これらによって ITER・原型炉開発を主導する人材の育成である。(1)の ITER 支援研究では、臨界条件クラスの高性能プラズマを長時間 (100 秒程度) 維持する実験を ITER に先行・並行して実施して、ITER 計画を効率的に進めるために必要な運転手法などの技術的知見を得る。(2)ITER 補完研究では、原型炉より低い圧力を想定して設計された ITER で行うことの難しい「原型炉で必要となる高出力密度を可能とする高圧力プラズマの長時間維持」を実現し、ITER と JT-60SA で得られた知見を用いて、原型炉の運転領域と制御手法の確立を目指す。

## 2. 欧州との協力

機器の設計、製作、契約、保証等に関する日欧の考え方の違いを埋めるために、周到な準備の下に各種取り決めを交わした上でプロジェクトがスタートしたが、その実施に当たっては、予定外の事象が発生するごとに、頻繁で濃密なコミュニケーションと臨機応変な対応が必要であった。トロイダルコイル製作遅延を大型輸送機による空輸でリカバーするなど、都度の欧州の真摯で迅速な対応には感謝したい。日欧共同で装置の基本性能について合意した設計書である、Plant Integration Document (PID) を基に、双方が議論して機器の設計の詳細化を行い、機器ごとに調達取り決めを結んだうえで、製作、据付、試験が行われてきた。

## 3. 高精度組立の実現

装置の製作と組立てに際しては、プラズマ物理側面からの要求性能として、誤差磁場をトロイダル磁場の 1 万分の 1 程度に抑制することが求められた。また、工学的要求として、超伝導装置に特有の熱収縮の他、電磁力、地震などを考慮した、機器間の距離の確保が課題であった。日欧それぞれが製作した機器を組み合わせ、精度良く組立てるためには CAD、レーザートラッカなどの比較的新しい技術と、きめ細かな専用工具の製作や熟練の溶接技術など従来技術の両方が活用された。結果として 10 メートル規模のトカマク本体に対し、コイルの据付精度 1~数ミリメートルを実現し、要求仕様を満たすことができた。

## 4. 統合コミッシングの進捗と今後の計画

2020 年 9 月に真空容器とクライオスタットの排気を開始、10 月からはクライオシステムを稼働させ、超伝導コイルの冷却を開始した。2021 年 1 月からコイル通電試験を開始、現在までに次に示す装置性能の確認を完了している。(1) 全トロイダルコイルに対しファーストプラズマに必要な ± 5kA の通電を確認。(2) トロイダルコイルの 25.7KA 定格通電を実施。(3) ECR プラズマを着火。(4) 各コイルのクエンチ保護試験を実施。(5) 電圧制御試験を 9 個のトロイダルコイルについて実施。(5) 項最後のコイル EF1 への通電中、3 月 9 日にコイル端子接続部で耐電圧劣化が発生した。原因分析を日欧の専門家の協力を得て行い、電圧計測線引き出し部の絶縁耐圧不足が原因であることが判明している。十分な改良を施した後、統合試験運転を再開したい。トカマクプラズマの着火など統合試験計画の完了後には、約 2 年間の増力改修作業に入り、加熱装置、真空容器内機器、計測器の増強を行ったのちに本格的なプラズマ実験を開始する計画である。

\*Shinichi Moriyama<sup>1</sup> and JT-60SA team<sup>1</sup><sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

## 核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状  
Status of JT-60SA Project

## (2) 本体機器装置

## (2) Construction of JT-60SA Tokamak Device

\*芝間 祐介<sup>1</sup>, JT-60SA チーム<sup>1</sup><sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. 概要

JT-60SA 装置は、高さ 15.5m、直径 15m、総重量 2600 トンのトカマク型核融合実験装置である。既存の設備を最大限に利用しつつ、電磁石に超伝導コイルを用いる改修であり、欧州と分担して機器を調達した。真空容器や超伝導コイル等の直径 10m を超えるトカマク機器を、組立のシナリオを構築して、数 mm の公差で組み立てた。真空容器では、工場でセクタに分割して製作し、現地で溶接収縮量を予測して中心側で±10mm の公差とし、トロイダル磁場コイルでは、トロイダル磁場の誤差を  $10^{-4}$  にするために、高精度に機械加工した架台を装置中心に設置して中心側下部で±1mm 以下の公差とした。各機器の運転中の熱変位等でも干渉せず、各機器の構造に応じて調整した組立は、ITER 及び原型炉の建設に適用できると考えられる。

## 2. 組立のシナリオ

本組立のシナリオでは、最初にクライオスタット架台を組み立て、その上に真空容器、真空容器熱遮蔽体、トロイダル磁場コイルまで組み立てる。トロイダル磁場コイルに平行磁場コイル、クライオスタット熱遮蔽体、を設置してクライオスタット胴部で装置側部を覆い、中心ソレノイドを設置後に、熱遮蔽体等の本体頂部の構造を設置、クライオスタットを閉止するとトカマク本体機器の組立が完了する。

トロイダル磁場コイルの組立では、真空容器と真空容器熱遮蔽体を 340 度まで組み立て、最後のトロイダル磁場コイルと、残りの真空容器、真空容器熱遮蔽体を一体として組み込み、それぞれを一体化する方式を採用した (図 1.)。

## 3. トカマク本体機器の高精度組立

既設の建屋と設備の取合位置、機器の設計寸法を反映した 3 次元 CAD モデルを作成して、全ての機器の位置と干渉を事前に確認して組立のシナリオを構築した。3 次元 CAD モデルで視野を評価した計測点をレーザートラッカー (空間分解能:  $15 \mu\text{m} + 64 \mu\text{m/m}$ ) を用いて計測し、組立中の実機の設置位置を管理し、各機器の必要に応じた調整を行うことで高精度の組立を実現した。

2012 年 12 月から現地組立の準備を開始した。解体した JT-60U の基礎を利用してトカマクを組み立てるため、基礎の中心、既設 NBI の基準座と建屋の基準を計測して、本体室に組立座標の中心と方位を定義した。

各機器の構造に応じた組立位置の調整の結果、10m 規模の真空容器等のトカマク機器を同様に数ミリの組立公差に収めた。トロイダル磁場コイルの装置中心側を±1.5mm 以下に欧州側で製作し、組立基準に対してコイルの装置中心側の下部で±1.0mm 以下に据え付けた。

2020 年 3 月、クライオスタット上蓋を設置して、トカマク本体主要機器の組立は終了した。



図 1. トカマク本体機器が 340 度まで組立完了

\*Yusuke Shibama<sup>1</sup><sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

## 核融合工学部会セッション

## JT-60SA プロジェクトの現状

## Status of JT-60SA Project

## (3) マグネット冷凍機システム

## (3) Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA

\*濱田 一弥<sup>1</sup>, JT-60SA チーム<sup>1</sup><sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. はじめに

JT-60SA のマグネットシステムは、18 個の D 型のトロイダル磁場 (TF) コイル、6 個の平衡磁場 (EF) コイル、1 個の中心ソレノイド (CS) から構成されている (Fig.1)。室温の電源から 4.5 K に冷却されたコイルに電流を供給するために、超伝導導体を使用した 26 系統の給電線 (フィーダー) と高温超伝導電流リード 26 本を使用する。TF コイルと高温超伝導電流リードは欧州が、EF コイル、CS 及びフィーダーは日本が製作を担当した。超伝導コイルは 4.5 K で動作するため、上記の超伝導機器は、80K のヘリウムガスで冷却された輻射シールドを有する断熱真空容器 (クライオスタット) 内に設置されている。

ヘリウム冷凍機は 4.5 K 換算で 9.5 kW の冷凍能力を有し、超伝導コイル、サーマルシールド、電流リードに冷媒を供給する。2020 年 3 月には冷凍機と被冷却体が低温配管によって接続され、システム全体が完成し、同年 10 月よりクールダウンを開始した。2021 年 1 月よりコイルの単独通電試験が開始された。

## 2. マグネットシステムとヘリウム冷凍システム

TF、EF は NbTi 導体を、CS は Nb3Sn 導体を使用し、Fig.1 に示すとおり、TF は 25.7kA、CS、EF は 20kA で運転される。超伝導コイル及びフィーダーには、通電試験時には約 1.9 kg/s の超臨界ヘリウムを供給する。高温超伝導電流リードは Bi 系高温超伝導体を使用し、定格の動作温度は 60 K である。

JT-60SA 冷凍システムの特徴は、圧縮機やタービン膨張機を安定に運転するため、超伝導コイルで発生する変動熱負荷による流量や温度の変動がこれらの機器の運転範囲内に収まるよう、自動的に制御できることである。ヘリウム冷凍システム全体の概略系統図を Fig. 2 に示す。冷凍機システムは、冷凍機コールドボックス (Refrigerator Cold Box: RCB) と超臨界ヘリウムを供給する補助コールドボックス (Auxiliary Cold Box: ACB) から構成される。ヘリウムガスは、8 台構成の圧縮機によって 1.5 MPa まで加圧され、RCB に送られる。RCB 内部では、液体窒素、3 段のタービン膨張機、多段式の熱交換器を用いてヘリウムを冷却し、ACB に 5~6 K のヘリウムを、高温超伝導電流リードへ 50K のヘリウムを、サーマルシールドに 1.5 MPa に加圧した 80 K のヘリウムをそれぞれ供給する。

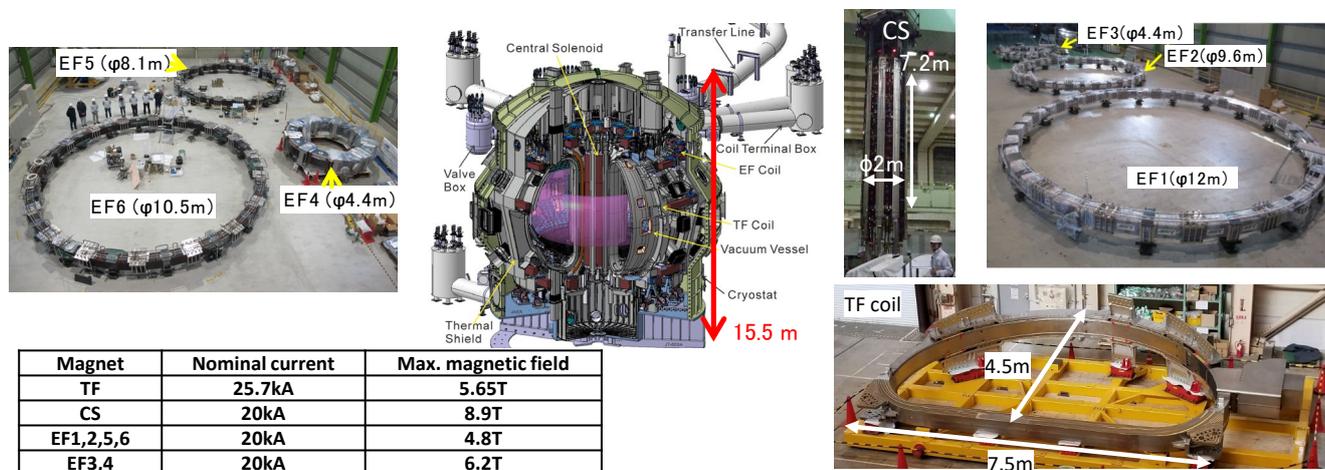


Fig. 1 Superconducting magnet system.

ACBは、熱交換器を収めた7m<sup>3</sup>容量の液体ヘリウムタンク（ダンパー）、超伝導コイルには超臨界ヘリウムを供給するためのターボ式低温ヘリウム循環ポンプ(Cold helium circulator)2台、及び低温ヘリウム圧縮機（Cold helium compressor）を有している。ダンパーは、コイルの変動熱負荷により蒸発するヘリウムを一時的に閉じ込めて、RCBへの戻り流量を制御しながら制御して、圧縮機やタービンへの影響を緩和する役割がある。これにより、冷凍機内のタービン膨張機や圧縮機の安定した動作を維持できる。超伝導コイルに4.5K以下のヘリウムを供給するため、熱交換器での温度差を考慮して、ダンパー内の液体ヘリウムの温度を4.3Kにする必要がある。そのため、低温ヘリウム圧縮機を用いて、ダンパー内を0.11MPaまで減圧して排気して飽和蒸気圧を下げる。コイルがクエンチした場合には電流を高速遮断するが、その時、冷媒の圧力が上昇するので、所定の圧力に達した時に、屋外のクエンチタンクにガスを放出し、回収する。

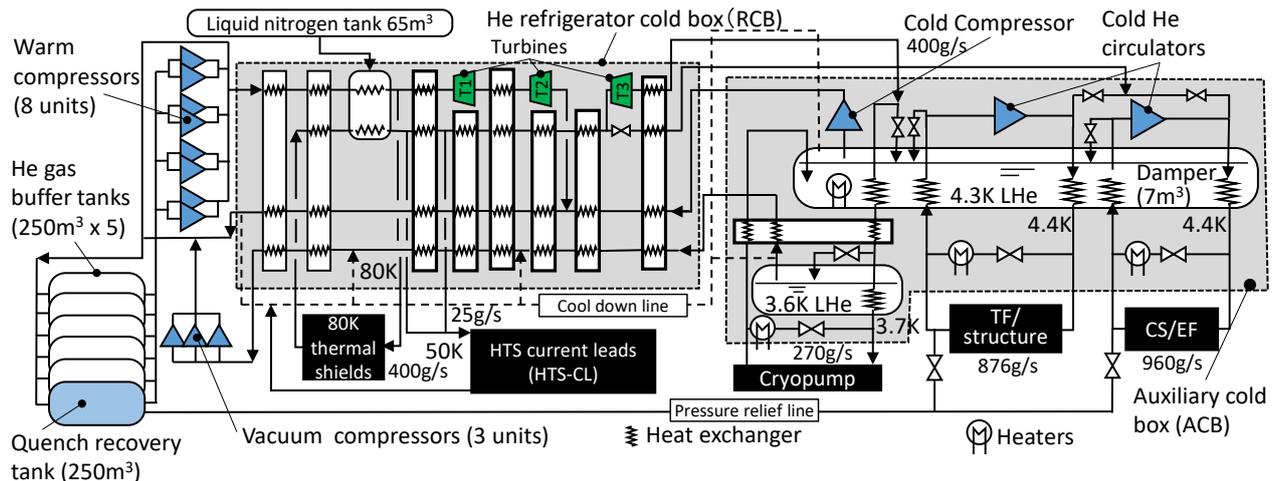


Fig. 2 Helium cryogenic system.

### 3. 統合コミッショニングにおける運転

冷却開始前に、1.5MPaにクライオスタット内機器を加圧してヘリウムリーク試験を行った。リーク量は基準である $1 \times 10^{-6}$  Pam<sup>3</sup>/s以下であった。その後系内のヘリウムガスの高純度化のため、真空排気とヘリウムガスによる置換を行った上で、精製器を通して、ヘリウムガスを5日間循環させ、水分、空気成分を除去した。その結果、低温での運転が可能で不純物レベル(N<sub>2</sub>, O<sub>2</sub>:10ppm以下、露点:-70°C以下)に到達し、クールダウンを開始した。

クーラダウン中、冷媒の入口、出口、TFコイル構造物に取り付けた温度計及びコイルの巻線の電気抵抗値から換算した温度を参考に、以下の条件でコイル温度を制御した。(1) 入口と出口の温度差: 35K以下、(2) 18個のTFコイルの温度差: 10K以下、(3) TFコイル構造物と巻線の温度差: 25K以下。

今回、初めての冷却運転であり、途中で温度均一化のための保持運転を実施するなど、クールダウンを完了するのに50日を要した。通電試験では、まず、EF/CSについて、クエンチ検出器を調整し、最大5kAまで個別に通電を行った。TFコイルについては、クエンチ検出器調整後、Fig. 3に示すとおり、TFコイル電流を段階的に増やしコイルの定格電流である25.7kAを達成した。現在EFコイルとフィーダーの接続部の絶縁不良により統合試験運転を中断しているが、補修改良を行った上で、トカマクプラズマ着火を目指す。

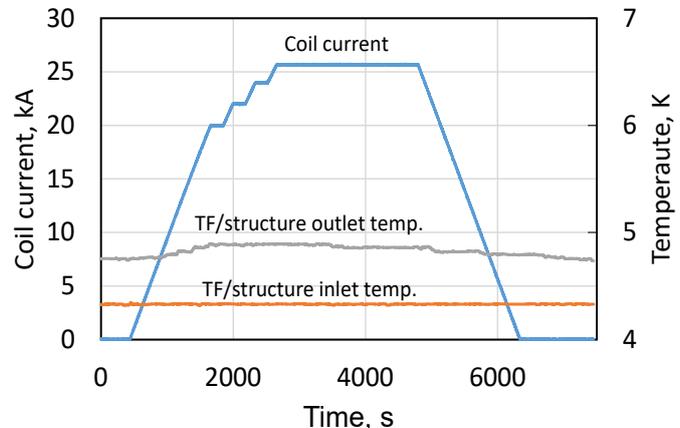


Fig. 3 TF coil 100% energization test.

\*Hamada Kazuya<sup>1</sup> and JT-60SA team<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

## 核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状  
Status of JT-60SA Project

## (4) 電源システムと高周波加熱装置

## (4) Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA

\*高橋 幸司<sup>1</sup>, JT-60SA チーム<sup>1</sup><sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. はじめに

JT-60SA 計画の目的は、ITER への支援研究と原型炉に向けた ITER の補完研究であり、臨界条件クラスのプラズマや高圧カプラズマを長時間維持する実験などが行われる。どの実験においても、まずプラズマを着火させ、所定の電流まで立ち上げ、そして磁場によって安定に閉じ込めつつ加熱する。そのために必要な機器が、コイルに電流を供給する電源システムと高周波加熱装置である。

## 2. 電源システム

JT-60SA 電源システムは、水力発電所一基分の出力に相当する約 250 MVA もの大電力を制御する。前装置である JT-60U 電源機器を有効に再利用し、欧州が開発した直流電源機器を組み合わせた大型電源設備であり、交流電源システムと直流電源システムに分類され、JT-60SA の超伝導化されたトロイダル磁場コイルおよびポロイダル磁場コイルに直流電力を供給する。交流電源システムは、1 枚 106 トンのフライホイールを 3 枚搭載した大型電動発電機（容量 400 MVA、蓄積エネルギー：2.7 GJ、回転子重量：895 トン）などで構成され、必要な交流電力を直流電源システムに供給する。直流電源システムは大きくトロイダル磁場コイル電源とポロイダル磁場コイル電源に分類される。トロイダル磁場コイル電源は、定格電圧±80 V、定格電流 25.7 kA のサイリスタ変換器と 3 台のクエンチ保護回路(QPC)で構成される。トロイダル磁場コイルは 18 本あり、6 本に対し 1 台の QPC が設置されている。QPC は超伝導コイルがクエンチ(超伝導から常伝導に遷移)した場合に、コイルのエネルギーを自身の抵抗で急速に消費させコイルを保護する重要な機器である。QPC は、機械スイッチと半導体スイッチ双方の長所を利用したハイブリッドスイッチにより直流電流を遮断し、抵抗に転流させる。また、バックアップのため爆薬により電流を遮断するパイロブレーカも搭載する。ポロイダル磁場コイルは中心ソレノイド 4 本(CS1, CS2, CS3, CS4)と平衡磁場コイル 6 本(EF1, EF2, EF3, EF4, EF5, EF6)で構成されており、各コイルに対し独立した電源回路をもつ。ポロイダル磁場コイル電源は、プラズマ実験中に定常的に運転されるベース電源(定格電圧±1 kV 程度、定格電流±20 kA)、プラズマ着火/立ち上げ時にコイルに高電圧(最大 5 kV)を印加するスイッチングネットワークユニット(SNU)あるいは JT-60U の電源を再利用して構成したブースタ電源および QPC で構成される。ベース電源は、±5 kA のサイリスタ変換器 4 台で構成され、プラズマの制御に必要な 4 象限運転が可能であり、かつ電流ゼロ付近では円滑な電流ゼロクロス制御を実現するために循環電流を変換器間に流す。CS1, CS2, CS3, CS4, EF3, EF4 に用いられる SNU は、主回路電流をハイブリッドスイッチにより電流を遮断して自身の抵抗に転流させることで発生する電圧をコイルに印加する機器であり、主にプラズマ着火で必要とされる急峻な電流変化を実現する。一方、EF1, EF2, EF5, EF6 に用いられるブースタ電源は短時間定格のサイリスタ変換器で構成され、SNU に比べ制御性が高いことから、主にプラズマ着火立ち上げ時の形状制御に用いられる。プラズマ実験運転では、上記に示す計 34 台の直流電源機器が同時かつ統括的に制御され、所望するプラズマ生成および制御のために各コイル電流を制御する。

## 3. 高周波電源装置

JT-60SA 高周波加熱装置は、82GHz、110GHz、138GHz の 3 周波数で 1MW 出力のマイクロ波発生装置(ジャイロトロン)、そのマイクロ波出力を真空容器ポートまで伝送する長さ 60m~80m の導波管型伝送系、真空容器ポートに設置するマイクロ波入射アンテナ(通称:ランチャー)によって構成される。ジャイロトロンでは電子ビームを超伝導磁石の作る強磁場中にある空洞共振器まで加速させ、そこで電子ビームの回

転エネルギーをマイクロ波に変換し、モード変換器を経た後にガウス分布状のマイクロ波ビームを出力する。3周波数マイクロ波の同一方向出力を実現させるモード変換器を開発し、82GHz、110GHz、138GHzで1MW出力を達成した。また、110GHzと138GHzでは1MW-100秒出力が必要とされ、そのためにジャイロトロン出力窓には低誘電損失と高熱伝導率の特性を有する人工のダイヤモンドディスクを採用している。ジャイロトロンから出力されたマイクロ波ビームは導波管型伝送系に結合させるが、できる限り低損失で長距離伝送させる必要がある。そのために、光ファイバーにおける基本伝播モード(LP01)と同じモードを励起させて伝送する円形コルゲート導波管を用いている。導波管の他に、伝送路を曲げるためのマイターバンドや偏波を制御する偏波器、伝送パワーを測定するダミーロードなどから成る。伝送系内の放電を抑制するために真空雰囲気にするが、トカマク真空環境と切り離すために人工ダイヤを採用した真空窓(トラス窓と言う。)を真空ポート直前に設置する。真空ポートに設置するアンテナは、伝送系と接続する導波管とその導波管出口付近に設置される可動ミラーから構成され、可動ミラーを動かすことにより、マイクロ波ビームをプラズマの必要な位置へ自在に入射することができる。

統合コミッションニング時には、3周波数システムと110GHzシステムが稼働し、どちらもジャイロトロン出力で1MW-1秒を達成した。また、トロイダルコイルのコミッションニング(25.7kA通電試験)と共に82GHz、約0.8MWのマイクロ波パワーを真空容器に入射し、ECRプラズマ着火に成功した。今後は2回の増力計画を経て、9機の3周波数1MW-100秒ジャイロトロン、9系統の伝送系、4機の入射角可変アンテナを整備する。

---

\*Koji Takahashi<sup>1</sup> and JT-60SA team<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

## 核融合工学部会セッション

## JT-60SA プロジェクトの現状

## Status of JT-60SA Project

## (5) 統合コミッショニングの進捗と増力計画

## (5) Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

\*諫山 明彦<sup>1</sup>, JT-60SA チーム<sup>1</sup><sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

## 1. はじめに

JT-60SA は、トカマク本体に加え、真空排気設備、極低温設備、電源設備、加熱設備など大規模な設備が複合した装置である。運転に際しては、自設備の制御・保護に加え、他設備との連携(特に保護連動)を十全に行い安全を確保する必要がある。各設備の構築の進展に合わせて、各設備内での機器実動作を伴う制御試験を行う個別コミッショニング、各設備の制御計算機と JT-60SA 統括計算機との通信試験を行う個別リンケージを行った。その後、全設備が参加して JT-60SA 統括計算機との通信及び保護連動に関する試験を行う統合リンケージ試験を行った。これらの試験が正常に終了したことを受け、全設備を動作させ装置の健全性を確認する統合コミッショニングを開始した。

## 2. 統合コミッショニングの進捗

統合コミッショニングの項目としては主に、(1)真空容器及びクライオスタットの真空排気、(2)超伝導コイル冷却、(3)真空容器壁ベーキング、(4)超伝導コイル通電試験、(5)プラズマ試験、(6)超伝導コイル昇温、(7)真空容器及びクライオスタットの大気開放から構成される。JT-60SA では受電設備や装置建屋などについては JT-60U の資産を受け継いでいるが、多くの機器が大幅に更新された。また、極低温設備など完全に新規に導入された設備も数多くある。加えて、2008年8月の JT-60U の運転完遂から12年が経過し、運転に従事する人員も大幅に入れ替わっている。統合コミッショニングに先立ち検討チームを組織した。各設備担当が作成した各項目のコミッショニング要領書を検討チーム及び関連設備担当で検討し、内容の詳細化及び問題点の抽出・解決を設備間で横断的に行った。また、運転体制において主導的な役割を担う実験運転責任者・直長・実験主任に対して各設備に関する実地訓練を行ったほか、統合リンケージ試験において実際の運転を想定した訓練を行った。統合コミッショニングとして、まず、真空容器及びクライオスタットの真空排気から開始し、ヘリウムリーク試験を行った。個別箇所でのリーク試験を事前に可能な限り行った結果、本リーク試験での補修箇所を1箇所のみとすることができた。次に超伝導コイル冷却を開始した。トロイダル磁場コイル(TFC)、平衡磁場コイル、中心ソレノイドの温度を24時間監視し、コイル間の温度差が既定値以下になるように注意深くコイルを冷却した。その結果、冷却開始から48日後に全コイルが超伝導状態に遷移したことを確認した。その後、真空容器壁温度を200℃として水分を排出するベーキング及びその後のリーク試験(新たなリークは発生せず)の後にコイル通電試験に移行した。コイル通電試験では各コイルの単独通電試験から開始した。試験に際しては、超伝導コイルクエンチ模擬信号を用いた保護連動試験を毎日実施するとともに、小さい電流値から試験を行いその都度設備状態を確認して注意深く進めた。その結果、TFC 通電試験では定格電流値である25.7kAの通電が安全に行えることを確認した。また、TFCの定格通電中に水素ガスパフを行った後に82GHzの電子サイクロトロン(EC)波を入射することでプラズマが生成できることを確認した。

## 3. 増力計画

統合コミッショニングが完了した後には JT-60SA 本体や加熱装置の増強が予定されている。JT-60SA 本体では、プラズマを受動的に安定化させる安定化板、プラズマ対向面全面を覆う炭素タイル、不純物排気の機能を担うダイバータカセット及びクライオポンプ、ダイバータを含む第一壁を冷却する冷却水配管・ヒートシンクなどが真空容器内に設置される。EC 加熱装置では、EC 波源であるジャイロトロンが増設される。また、中性粒子ビーム(NB)加熱装置では、JT-60U で用いられていた正イオン源及び負イオン源の NB 入射装置が再設置される。このほか、プラズマ高速消滅用大量ガス入射装置や燃料ガス供給用ペレット入射装置が導入される予定である。

\*Akihiko Isayama<sup>1</sup> and JT-60SA team<sup>1</sup><sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute