

Wed. Sep 7, 2022

Room A

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

[1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)

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

[1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*Yoshihiro Meguro¹ (1. JAEA)

[1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development

*Naoko Watanabe¹ (1. Hokkaido Univ.)

[1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development

*Kazuyuki Torii¹ (1. Shimizu)

[1A_PL04] Panel discussion

*Yoshihiro Meguro¹, Naoko Watanabe², Kazuyuki Torii³ (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)

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

[1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue

*Shinichi Kawamura¹ (1. HGNE)

[1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.

*Kyohei Yoshinaga¹ (1. MRI)

[1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*Junko Ayame¹ (1. JAEA)

[1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*Sanae Suzuki¹ (1. Sabae cultural promotion organization)

[1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

*Tomoko Tsuchiya¹ (1. TONeRiCo)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama¹, Shinichi Kawamura², Kyohei Yoshinaga³, Junko Ayame¹, Sanae Suzuki⁴, Tomoko Tsuchiya⁵ (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)

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

[1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil

*Hiroshi Hattori¹ (1. MOE)

[1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil

*Katsutoshi Yoshida¹ (1. MOE)

Room F

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

[1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

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

[1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*Soma Watabiki¹, Atsuki Oba¹ (1. KKE)

[1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*Yuuichi Asahi¹ (1. JAEA)

[1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation

*Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[1H_PL01] Outline of LIPA c

*Kazuo Hasegawa¹ (1. QST)

[1H_PL02] Beam Commissioning Plan

*Kai Masuda¹ (1. QST)

[1H_PL03] Injector

*Tomoya Akagi¹ (1. QST)

[1H_PL04] RFQ and RF Source

*Keitaro Kondo¹ (1. QST)

[1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System

*Takashi Ebisawa¹ (1. QST)

*Yoshiro Kudo¹ (1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee, System Safety Technical Committee, AESJ Standards Committee)

[1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*Fumihisa Nagase¹ (1. NRA)

[1J_PL04] Discussion

Room I

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

[1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

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

[1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*Jun Sasaki¹ (1. NRA)

[1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*Masahiro Munakata¹ (1. JAEA)

Room J

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

[1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel

*Keisuke Yamauchi¹ (1. TEPCO HD)

[1J_PL02] Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

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

[1A_PL] The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

Chair: Yukihiro Iguchi (Univ. of Fukui)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[1A_PL01] Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

*Yoshihiro Meguro¹ (1. JAEA)

[1A_PL02] Directions in Decommissioning Technology Development

*Naoko Watanabe¹ (1. Hokkaido Univ.)

[1A_PL03] Directions in Decommissioning Technology Development

*Kazuyuki Torii¹ (1. Shimizu)

[1A_PL04] Panel discussion

*Yoshihiro Meguro¹, Naoko Watanabe², Kazuyuki Torii³ (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. Shimizu)

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(1)日本原子力研究開発機構におけるバックエンド関連技術開発のこれまでと将来

(1) Past and Future of R&D on backend issues in JAEA

* 目黒 義弘¹、中澤 修¹、堂野前 寧¹¹ JAEA (原子力機構)

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、前身の日本原子力研究所および核燃料サイクル開発機構（旧 動力炉・核燃料開発事業団）の期間を含めて 65 年以上にわたり日本の原子力に係る研究開発を担ってきており、燃料加工施設、試験研究炉、再処理施設、廃棄物管理施設、燃料試験施設など、様々な研究施設を保有している。しかし、これらの施設の多くは老朽化が進み、近年、高経年化への対応が大きな課題の 1 つとなっている。

原子力機構は、保有する原子力施設の安全強化と放射性廃棄物の処理や原子力施設の廃止措置などのバックエンド対策を着実に実施することによって研究開発機能を維持・発展させるため、① 施設の集約化・重点化、② 施設の安全確保、③ バックエンド対策を三位一体で進めることとし、2017 年 4 月に 2028 年度までのこれらの計画を具体化した「施設中長期計画」(https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/facilities_plan/)を策定した。このうちバックエンド対策については、東海再処理施設（TRP）の廃止措置に約 70 年を要するなど、放射性廃棄物（以下、廃棄物）の処理・処分を含めた長期にわたる見通しと方針が必要であること、および「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の改正に伴い原子力施設の廃止措置実施方針を作成・公表することとなったことから、原子力機構全体のバックエンド対策の長期にわたる見通しと方針を「バックエンドロードマップ」(https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/)として取りまとめ、2018 年 12 月に公開した。

「バックエンドロードマップ」では、バックエンド対策の推進に向けた廃止措置、廃棄物処理・処分、核燃料物質の管理についての方針を記載するとともに、対象とした 70 年間のバックエンド対策に要する費用の見積もり結果、バックエンド対策の効率化・最適化に向けた取組みの方針などを記載した。費用の見積もり結果は、施設の解体費として約 5,400 億円、廃棄物処理処分費として約 13,700 億円、合わせて約 1.9 兆円である。この試算額には不確定要素があるものの、今後約 70 年間で莫大な資金が必要であることは間違いなく、これを合理的に削減する対策を講じなければ、廃止措置を円滑に進めることは困難である。

2. 技術開発の必要性

先に記載したようにバックエンド対策に必要な資金は莫大であり、これを削減するための様々な方策に取り組む必要がある。その中の一つに技術開発がある。技術開発には、バックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなっている課題を解決するもの、対策の推進における合理化・コスト削減につながるもの、管理の円滑化に資するものなど様々な目的があり、また、開発のレベルも、新規に開発しなければならないもの、従来の技術の改良・高度化で対応できるもの、一般産業で実績がある技術の放射線下での作業への適用などさまざまである。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発のニーズと原子力機構の内外、さらには国内外のシーズに基づく適切な技術開発のテーマ選定が重要である。

また、原子力機構は令和 4 年 4 月から新たな 7 年間の中長期目標期間（第 4 期：令和 4 年度～令和 10 年度）に移行したが、その第 4 期中長期目標 (<https://www.jaea.go.jp/01/pdf/mokuhyouR4.pdf>)においても、「東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等への貢献にも配慮しつつ、低コスト化や廃棄物量を少なくする技術等の先駆的な研究開発に積極的に取り組む」とうたっている。これに先立ち令和 3 年 7 月 5 日に実施した第 3 回

科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力バックエンド作業部会においても、第4期中長期期間中におけるバックエンド対策における安全性向上、コスト削減、廃棄物発生量低減化に向けたデコミッショニング技術のイノベーションの推進が重要であることを述べてきている。

3. これまでの技術開発

原子力機構においては、これまでも継続してバックエンド対策の推進のための技術開発を実施してきた。第3期中長期目標期間（平成27年度～令和3年度）において、バックエンド対策研究開発・評価委員会（平成27年度～令和元年度）及び廃止措置研究開発・評価委員会（令和2年度～令和3年度）（以下、評価委員会）で技術開発の進捗・成果を報告し、外部有識者による評価を受けてきた。評価委員会において報告してきた技術開発を表1にまとめる。これらの技術開発の成果については、まだ開発中のものもあるが、開発を終了し、すでに適用している技術もある。しかし、これらの技術開発テーマは各拠点における研究事業や施設固有の個別課題に特化したものが多く、機構全体さら

表1 原子力機構の第3期中長期目標期間中の技術開発

分野	テーマ	終了/継続
廃棄物処理	高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化	継続
	低レベル放射性廃液（再処理系、研究系）の固化技術	継続
	有害物を含む廃棄物の固化技術	継続
	放射能濃度評価技術	継続
	内容物非破壊分析技術	継続
	放射能簡易迅速分析技術	終了
	廃棄物管理システム	終了
廃止措置	レーザー切断技術	継続
	グローブボックス遠隔解体技術	継続
	高放射性固体廃棄物の遠隔取出し技術	継続
	ウラン廃棄物の機能水よる除染技術	継続
	鉱山跡地における核種挙動評価	継続
	ウランクリアランス測定技術開発	継続
	クリアランス検認評価システム	継続
廃止措置費用評価法	継続	

には日本全体において適用するための汎用化を目的に計画を策定し、進めてきてはいない。また、バックエンド対策の全体的な合理化、低コスト化などを目的とした開発も少ないのが現状である。

4. 技術開発の将来展望と戦略

4-1. 機構内のニーズ・シーズ調査

3.に記載したように、これまでの技術開発のテーマの選定は原子力機構全体の戦略に基づくものではなく、個別課題に特化したものが主であった。今後は原子力機構のバックエンド対策が本格化するだけでなく、発電炉の廃止措置も本格化していく状況の中で、廃止措置を円滑に、合理的に進めるための技術開発が必須である。

そこで、まず、原子力機構全体でのバックエンド対策の推進において今後必要となる技術開発及びバックエンド対策の推進に役立つ保有技術を抽出するため、バックエンド対策に従事している部署のみならず研究開発を進めている部署を含めてバックエンド対策を進めるうえでの課題（ニーズ）とこれまで独自に取り組んできた技術開発（シーズ）の調査を実施した。調査は、廃棄物処理分野と廃止措置分野の二つの分野に分けて実施した。

4-2. 調査結果

廃棄物処理分野と廃止措置分野それぞれに提案されたニーズ及びシーズの調査結果を表2に示す。提案されたニーズの総件数が273件、シーズの総件数が127件であった。表中の数字は調査において回答があった件数であり、今後、類似のニーズやシーズを整理し、4-3に述べる進め方に基づき、優先的に取り組むニーズ

を選定するとともに、それらニーズとシーズのマッチングを含め、ニーズへの対策につながる技術開発の計画を策定していく予定である。

拠点別にみると、使用済燃料再処理施設や関連する研究施設を有する核燃料サイクル工学研究所が、現時点において多様な放射性廃液の処理に多くのニーズを有しているため、全体の約40%を占めるとともに、それらの廃棄物を処理するための技術開発にも取り組んでいるため、多くのシーズを有している。他方、廃止措置が進んでいるふげんにおいては、これまでの実績を踏まえ、廃止措置のシーズを多く保有している。

ニーズに関する回答は多岐にわたっており、放射性廃棄物の非破壊評価技術、未処理廃棄物の処理技術、長期保管中の廃棄物点検の効率化や容器補修の自動化、廃棄物固化技術、クリアランスの合理化技術、遠隔解体技術、除染技術などであった。このように、原子力機構のバックエンド対策を進めるうえでボトルネックとなる課題がまだまだ多く存在することが浮き彫りとなった。

4-3. 今後の技術開発の進め方

原子力機構の限られた資源の中で、すべてのニーズにすぐに取り掛かることは困難である。原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分のスケジュールに合わせ、これらの推進に必要な技術開発や大きなコスト削減、合理化等につながる技術開発を計画的に進めることが必要である。そのために、調査結果にあるニーズを、適用先、適用時期、開発による効果、開発の実現性などの観点から精査し、技術開発計画の作成を進める。技術開発計画の作成においては、原子力機構内で保有するシーズとのマッチングのみならず、一般産業界で実用化されている技術や最先端の技術の導入、大学等の研究機関における知見の活用なども取り入れたものとしていく。

また、開発した技術の知見やノウハウの国内外での共有、継承のシステムの構築も重要な課題として取り組んでいくとともに社会実装に向けた取組みも進める。

5. まとめ

原子力機構においてはバックエンド対策の合理化は喫緊でかつ必須の課題となってきたが、これは原子力機構のみならず国内、さらには国外でも同様である。したがって、バックエンド対策に必要な技術開発をオールジャパンで進めることは意義がある。他方、現状の技術で多くのバックエンド対策を進めることは現実的には可能であるが、バックエンド対策の合理化を進めることは持続可能な原子力に向けて必要不可欠なことでもある。今後、原子力分野のみならず様々な分野の英知を取り入れ、バックエンド対策に係る技術開発を進めていくことが重要である。

表2 バックエンド技術ニーズ・シーズ調査結果

拠点・組織	廃棄物処理		廃止措置	
	ニーズ	シーズ	ニーズ	シーズ
核燃料サイクル工学研究所	66	45	40	7
原子力科学研究所	29	6	21	4
もんじゅ	27	3	3	2
ふげん	11	9	6	13
人形峠環境技術センター	11	4	5	2
大洗研究所	16	8	7	2
福島研究開発部門	27	2	1	10
本部組織等	3	6	0	4
計	190	83	83	44

*Yoshihiro Meguro¹, Osamu Nakazawa¹ and Yasushi Donomae¹

¹Japan Atomic Energy Agency .

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(2) 廃止措置技術開発の方向性：エンドステートに必要なもの

(2) Directions in Decommissioning Technology Development:

What to Achieve when the End State is Reached

*渡邊直子¹¹北海道大学

1. はじめに

廃止措置は原子力施設のライフサイクルの最後の段階であり、運転停止した施設から放射線リスクを取り除き、または最小化して、サイトを次の用途に利用できるような状態(エンドステート)を達成する取り組みと考えることができる。除染・解体撤去については部分的から全面的まで、またエンドステートについても制限付きから無制限解放までの様々な選択肢を有し、これらは廃止措置後の利用形態に合わせて決められるものである。このような観点を持って廃止措置技術の方向性を考えることが重要である。

2. 廃止措置技術開発

これまでの廃止措置技術は特性評価や除染、解体に係るハード技術を中心に考えられてきた。しかし、エンドステートを達成するためには、廃止措置の実施方針や計画の意思決定に係る透明性、ステークホルダーの関与、地域社会における合意形成といったことが重要であり、除染・解体などのハード技術が進歩しても、廃止措置進捗のための問題の多くは解決しないと考えられる。技術を「物事を取り扱ったり処理したりする際の方法や手段。また、それを行うわざ。(大辞林)」と捉えると、これらの“ひと”を対象としたソフトな技術の展開・開発も大切である。

新たな技術開発の方向性の一例として、廃止措置に係る基本方針の意思決定が挙げられる。放射性廃棄物処分施設の立地が困難である状況下、処分施設の確保を誰の責任として、いつまでに、どのように行うのか、また、確保できるまでの期間は安全貯蔵を延長することで対応するのか、解体物を廃棄体化し中間貯蔵をすることで対応するのか、基本的な考え方を明確にする必要がある。さらに、意思決定は、誰がどのような基準で判断するのかなど、透明性が確保された仕組み作りに係る開発が求められている。ステークホルダー関与の必要性についても多くの場面で取り上げられているが、誰をステークホルダーとして選定するのか、また、ステークホルダーの権限についても意見を述べる場が提供されるのか、意思決定の一部を担うのかなどについて、それぞれの状況に適した枠組みを分析するための技術が不可欠である。

本発表では、意思決定やステークホルダー関与に関する海外の事例を紹介し、日本の現状に即した仕組みを作っていくために、どのような技術開発をしていくことができるのか、議論する。

3. まとめ

特性評価、除染、解体、廃棄体化などの廃止措置に係る実務を実行する上で新技術の開発は必ずしも必須ではなく、既存技術の現場適用に基づく改良・開発が基本となる。これに対して、透明性を持った意思決定プロセスの展開、ステークホルダー関与の最適な枠組みの分析などに関するソフト面での技術の確立による成果は大きいと考えられる。廃止措置の目標が、エンドステートの達成であることを鑑みると、ステークホルダー関与によるエンドステートの設定、SDGsなどを含む廃止措置プロセスでの目標の設定など、廃止措置を完了することで何を達成するのかを明確に定義し、共有するためソフト面での手法、技術の開発、構築が求められている。

*Naoko Watanabe¹¹Hokkaido Univ.

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(3) 廃止措置技術開発の方向性：実務担当者の立場から

(3) Directions in Decommissioning Technology Development: From a practical point of view

*鳥居 和敬¹¹清水建設株式会社**1. 概要**

原子力施設の廃止措置、特に通常炉については、既存技術の組み合わせで対応できると考えられており、今後は既存技術をいかに組み合わせるかに重点が置かれるものとする。廃止措置プロジェクトでは、コストダウンと工期短縮が大きな課題であり、これを達成するためには、プロジェクト全体の最適化を図る必要がある、これにはDX技術の活用は有効である。

また、政府は2050年までに温室効果ガスの排出を全体としてゼロにする、カーボンニュートラルを目指すことを宣言しており、廃止措置においてもCO₂の排出を抑制することを考慮する必要がある。

本稿では、DX技術の活用、カーボンニュートラルを考慮した廃止措置技術の開発の方向性について、実務担当者の立場から紹介する。

2. DX技術の活用について

筆者の所属する建設業界の将来的な課題としては、①業務の効率化、②次世代へのノウハウ継承、③人材不足を補うための省人化が挙げられており、これはそのまま、廃止措置プロジェクトの課題にもあてはまる。廃止措置に適用可能なDX関連技術として、BIMとロボットを紹介する。

BIMとは、Building Information Modeling（ビルディング インフォメーション モデリング）の略称で、コンピューター上に作成した3次元のデジタルモデルに様々な属性情報を追加することで、計画／設計、施工から維持管理までのあらゆる工程でそれらの属性情報を活用し、効率的にプロジェクトを進めることができるツールである。廃止措置の分野でも、BIMは工事管理、被ばく管理等のプロジェクト管理に適用できると考えられ、今後、廃止措置の計画段階から工事まで、データを一元化した管理を行うツールとして、広く利用されることが想定される。

ロボットについては、当初、災害現場や福島第一原子力発電所のように、簡単に人間が近寄れない作業を行うために開発されていたが、現在では、近い将来予想される人手不足を補うために開発が行われている。現状では、新設の建物建設用ロボットの開発が主であるが、廃止措置に必要な機能を絞り込み、解体工事への転用や、解体工事専用のロボット開発を行っていく必要がある。

3. カーボンニュートラル対応技術

2050年カーボンニュートラル実現のためには、CO₂を資源としてとらえ、分離・回収してさまざまな製品や燃料に再利用することで、CO₂の排出を抑制する「カーボンリサイクル」の活用が重要である。廃止措置で発生する廃棄物の大部分はコンクリートであり、特にコンクリート・セメント分野の技術が重要となる。

コンクリートにCO₂を取り込み固定化させる技術はすでに開発され、実用化されている。今後は、CO₂を最大限固定することができる技術の開発、CO₂を取り込んだコンクリートの再利用技術の開発が必要である。CO₂を吸収して作るコンクリートについては、コストを低減し、品質管理手法や国際標準化を2030年までに実現していく計画となっており、それらの動向に着目しながら、廃止措置に最大限適用可能な技術開発を行う必要がある。

*Kazuyuki Torii¹

¹Shimizu Corporation

バックエンド部会セッション

バックエンドに関する技術開発の取り組みと将来展開

The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development

(4) パネル討論：バックエンドに関する技術開発の将来展開

(4) Panel discussion:"The Current Status and Future Perspectives of Back-end technology development"

*井口 幸弘¹, *渡邊 直子², *鳥居 和敬³, *目黒 義弘⁴

¹福井大学, ²北海道大学, ³清水建設, ⁴JAEA (原子力機構)

1. 概要

通常の原子力施設の廃止措置に焦点を当てると、国外でも多くの完了事例があり、技術的には実施可能と考えられている。しかし、工期、費用及び廃棄物処理等の最適化、解体、除染等の効率向上、知識の共有や人材育成、安全性の向上など、高度化及び改善・改良などのニーズは多々ある。一方、ロボットや DX 等、非原子力分野も含めれば、先進的な技術シーズは日々進歩している。従って、このマッチングを図っていくことが廃止措置の促進にも有効であり、学会などの場を通じて、情報交換を図ることが有用である。また、この分野における原子力機構の研究機関としての役割も考える必要がある。

*Yukihiro Iguchi¹, *Naoko Watanabe², *Kazuyuki Torii³, *Yoshihiro Meguro⁴

¹Univ. of Fukui, ²Hokkaido Univ., ³Shimizu, ⁴JAEA

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL] How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

Viewpoint from activities inside and outside the AESJ

Chair: Shin-ichi Koyama (JAEA)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[1B_PL01] Current status and concerns of the AESJ regarding information dissemination and social dialogue

*Shinichi Kawamura¹ (1. HGNE)

[1B_PL02] Findings from YGN (Young Generation Network) activities.

*Kyohei Yoshinaga¹ (1. MRI)

[1B_PL03] Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*Junko Ayame¹ (1. JAEA)

[1B_PL04] From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*Sanae Suzuki¹ (1. Sabae cultural promotion organization)

[1B_PL05] From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding

*Tomoko Tsuchiya¹ (1. TONeRiCo)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama¹, Shinichi Kawamura², Kyohei Yoshinaga³, Junko Ayame¹, Sanae Suzuki⁴, Tomoko Tsuchiya⁵ (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？ ～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(1) 情報発信と対話に関する原子力学会の現状と課題

(1) Current Status and Concerns of the AESJ regarding Information Dissemination and Social Dialogue

*川村 慎一 / 日立 GE ニュークリア・エナジー

1. はじめに

原子力と放射線の平和利用に関する学術・技術を進歩させるとともに、その成果の発信と対話を通じて社会に貢献することは、日本原子力学会（以下、学会）の目的に沿った重要な活動である。学会ではこれまでも、提言発表、学術刊行物の発行、シンポジウム開催、専門家派遣等を通じてこれに取り組んできた。

2. ユニバーサルな情報発信とテラーメイドの発信・対話

学会による検討成果とそれに基づく提言の発信は、刊行物、メディア発表、講演会等を通じて行われるものが大半である。ユニバーサルな情報提供として、こうした発信は今後も継続されるべきであろう。様々な人がアクセスできる情報を公共の空間に存在させるという目的において、こうした情報発信には意義がある。

ただし、対象を特定しない発信の場合には、情報が役に立っているのかや、どのように使われているのかを知る機会が限られがちで、ともすると一方的なものになる可能性もあることを認識しておく必要がある。また、人々のリスク認識において重視される価値には複数の評価軸があり、ユニバーサルな内容での情報提供がそれにマッチしないことが起こり得ることも、認識する必要がある。

一方、こうしたユニバーサルな発信とは異なる取り組みも、学会内では試みられている。学会による東電福島第一事故の調査報告書は、事故の教訓の一つとして社会との対話の重要性を指摘した。そのこともあり、近年は情報の受け手を意識して必要とされる発信内容を丁寧に作り、発信とともに対話を図る取り組みが増えつつある。その一例として若手の会員によるセミナー等の取り組みがあるが、会員以外の方々も毎回多く集まって活発に議論が行われている。参加者のフィードバックからは、必ずしも研究者目線だけでなく様々な関心に応えられるテーマの設定、自由な意見交換ができる場の設定、双方向性のある意見交換の魅力が、多くの人を惹きつけていると考えられる。

また、新たな形での情報提供も取り組まれている。若手会員が運営している公認YouTubeチャンネルはその一例である。あえて学会「公式」とはせず、主に若い世代に向けて自由な発想でテーマを設定し、企画・制作が行われている。

学会による情報発信の新たな姿として、以前からのユニバーサルな情報提供に加えて、こうしたテラーメイドのローカルな取り組みを増やし、原子力と放射線利用を考えるコミュニティを広げていくことが、今後はさらに求められる。その際に重要なことは、対話が成立する条件を意識し、そのうえで対話の場を作る（あるいは既存の場に参加する）こと、その場に集まるべき人の関心に沿った情報を用意すること、複数の価値評価軸を尊重した意見交換することと考える。

3. 今後の取り組みの方向性について

学会の限られたリソースで、テラーメイドの発信と対話を行うことには限度があり、優先事項を明確にして取り組む必要がある。様々なステークホルダーがあるなかで、少なくとも次世代を担う学生と若手、ならびに原子力施設の立地地域の方々とのコミュニケーションについては、優先度の高い取り組みが求められると考える。本企画セッションでの議論を踏まえて、新たに強化するコミュニケーションのあり方を具体化させることが重要である。

*Shinichi Kawamura, Hitachi-GE Nuclear Energy

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？ ～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(2) 若手の活動から見いだせるもの～YGN 活動の経験から

(2) Findings from YGN (Young Generation Network) activities

*吉永 恭平 / 三菱総合研究所

1. YGN（若手連絡会）の勉強会とは

YGN とは、原子力に携わる若手世代間の連携を強めることで、若手が本来持つ活力を引き出し、その専門性や能力を高める活動を行う日本原子力学会の連絡会である。原子力全体の活性化を図り、原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決、そのために必要となる新たな若手の育成に貢献することを目的とする。

YGN では 2016 年より、原子力に関する重要なトピックについて若手の研鑽を深める機会として「若手勉強会」を開催している。2021 年度は過去最多 10 回もの若手勉強会を開催し、テーマは原子力に関連させつつ「核融合」や「核燃料サイクル」から「メディア」や「義務教育」など幅広い。新型コロナウイルス感染防止対策のため Zoom にて開催されたが、毎回学会内外（4 割程度は非学会員）から平均して約 80 名の参加者が集まり、盛況な質疑と懇親が行われている。

2. 若手勉強会開催における工夫

本稿では、若手勉強会に類するイベント開催において常に重要な切り口と考えられる①テーマ設定、②参加者募集、③当日の会の活性化、の 3 点に関する若手勉強会が培ってきたノウハウを紹介する。

①若手勉強会のテーマ設定は、企画立案者の興味関心を核として設定される点に特徴がある。企画立案者自らが知りたいことを自らで探究する姿勢が、他の参加者の興味関心に刺さる内容につながっている。また、設定したテーマそのものに興味のフックが多いことも特徴的だ。例えば第 22 回開催の若手勉強会「放射線は義務教育でどのように教えられているか」は、テーマの切り口が「放射線（原子力）x 義務教育」と整理できるが、原子力業界の専門家・研究者として興味を持つ方が多いことはもちろんのこと、一国民としても興味関心のあるテーマである。若手勉強会はこの原子力の研究目線に寄りすぎない独自の切り口が、多くの人にとって魅力的なテーマ設定につながり、結果として多様な主体から参加者が集まる会となっている。

②参加者募集について、若手勉強会は参加者数の増加を目的とした会ではないが、一つの指標として重視している。若手勉強会では①にて紹介した通りテーマが多岐にわたる特徴があるため、A. 学会メーリスおよび非学会員も含まれる B. YGN のメーリスを使った幅広い方々への情報発信に加えて、テーマに興味のありそうな C. 各大学や知人へ個別に開催広報を行っている。結果として前述の A～C の 3 大チャネルから、テーマごとに特色のある多様な主体から多数の参加があり、非学会員の参加者も毎回 4 割程度に達している。

③当日の会の活性化は、会そのものの質向上、参加者の満足度向上において重要と考える。YGN のイベントは、「会議で得た情報を参加者は自由に使用してもよいが、発言者及びその他の参加者の身元・所属団体は明かしてはならない」というチャタム・ハウス・ルールを適用して心理的安全性の高い自由な議論の場を担保している。また、Zoom での開催が中心となった現在は、Slido (<https://www.slido.com/jp>) という双方向性の高いツールを利用しており、講演中に質問を募集し、講演直後に投稿された質問に一問一答形式で回答する時間を設けている。これにより参加者の声が講演者に必ず届き、双方向の意見交換の場を実現している。こうした取り組みが功を奏し、毎回参加者からは高い満足度と次回参加を希望する声を頂いている。

3. 勉強会の開催実績から考える社会との“対話”

対話において非常に重要な要素として“対話の場”の設定がある。対話の場は、対話に参加する参加者にとって自由で平等な場であることが双方の参加の条件となる。例えば、双方にとって共通点のあるテーマか、双方に偏りなく情報が事前共有されているか、双方が同じ条件で発言できる場が設計されているか、といった条件が揃っていることが、多様なステークホルダーと対話を始める第一歩であると考えられる。

*Kyohei Yoshinaga, Mitsubishi Research Institute, Inc.

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？ ～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(3) 東海村におけるリスクコミュニケーションの経験から

(3) Opinion! From the experience of risk communication in Tokai Village

*菖蒲 順子 / 原子力機構

1. 核燃料サイクル研究所におけるリスクコミュニケーション活動

原子力機構核燃料サイクル工学研究所では、アスファルト固化処理施設火災・爆発事故や JCO 臨界事故等により、失われた信頼を回復するための施策として、地域住民との間で原子力のリスクやその対応策等について情報や意見を交換し、相互理解を深めるシステム“リスクコミュニケーション”（以下、「リスコミ」）が必要であると認識している。2001年にリスコミ研究班を設置し、国内外における調査や専門家のアドバイスを受けながら地元東海村に合わせた独自のスタイルを構築した。これまでに原子力・放射線に関するリスクメッセージの作成や地域住民との対話活動の実施、対話活動を対応する職員“コミュニケーター”の登録や人材育成等を行ってきた[1, 2, 3]。さらに、2011年、福島第一原子力発電所事故に伴い市民の放射線による健康影響への不安が増大したことから、原子力機構では、モニタリングや除染等の事故収束に向けた様々な支援活動を行うと共にリスコミを強化し、福島県民や茨城県民を中心に双方向性を重視した放射線に関する説明会や、内部被ばく検査時のリスコミを実施した。参加者の不安や懸念に寄り添った対応により、放射線に対する不安軽減と冷静な判断への支援を行うことができた[4, 5]。

2. これまでのリスコミ実践から得たもの

これまで約20年にわたるリスコミ実践経験を通じて得られた知見は数多く、本稿では重要なポイントを紹介する。1つ目は「市民は自分の疑問に答えてもらえなければ満足しない」、2つ目は「リスクを理解するには、現物主義（現場を見せる、データを見せる、研究者と直接話す）が有効」、3つ目は「事業者側の主張を一方的に伝えるのではなく、傾聴を優先する」ことである。それには、相手のニーズを知り、相手のニーズによって構成や内容をカスタマイズしていくこと、相手に体験・体感していただくことで理解を深めて頂くことが肝要である。さらにリスコミを行う担当者は、市民と事業者の間を取り持つ大事な存在であることが明らかとなった。そして、「信頼は時間をかけて築くものでありリスコミに即効性はない。あきらめずに、地道に、誠実に、継続していく」ことが重要と考える。

3. リスコミ実践から考える市民との対話と情報提供のあり方

市民との対話や市民への情報提供では、様々なコミュニケーション手法を使うと共に、市民と率直な意見のやりとりが行えることが理想である。しかし、発信する情報自体に専門用語が多く分かり難いため理解して頂くことが難しい場合もある。その際は、発信する情報や発信ツールに工夫とバリエーションを加えることで、市民の関心を喚起しアクセスしやすさに努めること、共に考えてもらうための手間と工夫を惜しまないことが必要である。さらに、受け手によって情報のとらえ方“ものさし（許容範囲）”が違うことを認識し、互いの“ものさし”に歩み寄れる姿勢を心がけることが大切である。

参考文献

- [1]高下他「リスクコミュニケーション活動報告書（JAEA-Review 2008-048）」
- [2]米澤、菖蒲「地域住民とのリスクメッセージの協働作成（JAEA-Review 2010-026）」
- [3]菖蒲他「福島原発事故後のリスクコミュニケーションの実践, 3; コミュニケーターの運用と展開（日本原子力学会 2013年秋の大会）」
- [4]菖蒲他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践—茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会（JAEA-Review 2015-016）」
- [5]米澤他「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践—内部被ばく検査時のコミュニケーション（JAEA-Review 2015-020）」

*Junko Ayame, Japan Atomic Energy Agency.

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？ ～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(4) 情報を発信する側・受ける側、両立場の視点から

(4) From the viewpoint both information dissemination and then recipient

*鈴木 早苗

一般社団法人 さばえ文化振興事業団

1. 「原発銀座」とも言われる福井県にて、勉強会を立ち上げ

「原子力について・・・」と話し始めるだけで、「あなたは賛成派なの？反対派なの？」とややもすると色分けされてしまう立地県・福井。両論あることは認識しているが、議論が交わる接点はなかなか見当たらない。自分が住んでいる鯖江市において、誰でも参加してもらえる学びの場を創出したいと思った。バックエンドの課題を糸口に、県民に自分ごととして原子力発電に向き合ってもらいたいという一心の想いから、勉強会や見学会を主催するようになった。

2. 次世代層への広がり

原子力の賛成派と反対派の「橋渡し」をしたいとの趣旨で高校生がつくり話題となったドキュメンタリー映画「日本一大きいやかんの話」の上映会・意見交換会を開催し、その場に参加したことをきっかけに、福井南高校の探究型授業で原子力や地層処分の問題に取り組むことへ広がった。全校生徒・教職員皆で同じテーブルについて話し合いをおこなうようになって3年になる。ある程度先入観を持ってしまっているおとなたちと違って、非常に純粋にそして真摯にこの課題と対峙する生徒さんたちの姿勢に感銘を受ける。同校探究グループでは原子力に関する意識調査を高校生対象に実施して、集計をまとめ、更なる考察を進めている。

[1,2,3]

3. 発信する者として

世の中は自分と同じ考えを持つ人間ばかりではない、ということを常に心掛けている。多様な意見をお持ちの対象者に自分の話を伝えたいと願う時、なにかしら興味・関心を持ってるところから話して、少しずつ心の扉を開いていただけるように、と思って活動している。伝えたいことを、対象者に「わかる」言語で伝えることも大切であり、そのための手間ひまを惜しんではいけない。

4. 発信を受ける者として

自分の主義主張と同じような範囲でしか情報を受け取らないのでは、世界は狭くなると思う。様々な情報を先ずはバイアスをかけずに得るように努めている。情報を伝達する際は、発信する側と受け取る側の信頼関係も重要だ。受ける者として、より説得力を持っている情報は、信頼できる人物からの話ではないだろうか。要するにどんなに大きな組織に属していても、または個人や小規模な活動であっても、結局は人と人の繋がりが大切なんだろうと私は感じている。

参考文献 [1]映画「日本一大きいやかんの話」 <https://www.youtube.com/watch?v=RkXXivJawAQ>

[2]原子力学会誌 Vol.62(2020) 巻頭言「ドキュメンタリーによる意識改革」 矢座孟之進

[3]福井南高等学校「意識調査」 <https://www.fukuiminami.ed.jp/>

*Sanae Suzuki, Sabae cultural promotion organization

理事会セッション

社会と“対話”するために学会が取り組むことは？ ～学会内外の活動からの視点～

How should the AESJ tackle to "dialogue" with society?

～ Viewpoint from activities inside and outside the AESJ ～

(5) 説明と理解から聞く力と相互理解へ ～本当のリスコミを始めよう！

(5) From dialogue and understanding, leading to listening and mutual understanding:

Let's start the real risk communication!

*土屋 智子

一般社団法人複合リスク学際研究・協働ネットワーク

1. 住民とのリスクコミュニケーション活動からの学び

1999年に発生した臨界事故を契機に、東海村で住民主体のリスクコミュニケーションを目指して2021年3月まで活動してきた。活動の中心は、原子力事業所への見学と安全対策に関する提言である。東海村の多様な原子力関連施設および村役場やオフサイトセンターなどにも赴き、住民の疑問や要望を伝えてきた。これらの活動を通じて私自身が学んだことは、住民の意見は原子力の安全に役立つということである。ただし、私自身も含めて、住民が何を望んでいるのかを聞き取る力が求められる。一方で、聞く力、聞き取ろうとする姿勢のある事業者や行政職員は、住民から信頼を得る可能性が高い。事業者や行政との話し合いの場に参加する人々は、自分たちの懸念や要望を“説明”し、“理解”してほしいと考えているからだ。

2. 「説明」と“対話”やコミュニケーションの違い

原子力業界にとって切実な信頼回復に聞く力が役にたつのは、聞くことが“対話”やコミュニケーションを成立させる要だからである。コミュニケーションとは、「情報やメッセージの伝達およびその解読の過程の総称であり、送り手の伝える行為やその伝達内容だけではなく、受け手の理解や解釈を含めたプロセス全体」と定義されている。コミュニケーションが成立したとは、送り手と受け手との間で、自分の伝えた意味や意見や立場が伝わったと主観的に認識し、かつ実際に相手にもそう受け止められているという前提を置くことを意味する。この前提のためには、「相手の反応から修正・制御を通じて差を縮小するフィードバック・プロセスが必要」である。「説明」にはフィードバックがほとんどない。「理解」は相手への要求である。他方、修正や制御のフィードバックに不可欠なのが相手を理解しようとする聞く力であり、フィードバックによってのみ、相互理解が可能となる。現在のリスクコミュニケーションは、この極々当たり前のコミュニケーションの成立を目指す考え方である。

3. 誰と何をどのように“対話”することが必要か

私がリスクコミュニケーションを学ぶようになったのは、ある電力会社からの「自分たちの主張が社会に受け入れられにくくなってきた理由を解明してほしい」という依頼からだった。木下富雄京都大学名誉教授が日本にリスクコミュニケーションの考えを紹介されてから、30年以上、原子力業界は“社会との対話”を目指してきた。そして、何回目かの今回のセッションテーマである。何かに取り組む前に、これまで何をを行い、どんな成果と失敗があり、どう改善するのかが分析されているのだろうか。例えば、“社会”という相手は存在しない。誰を対象にするのかが明確になっているのだろうか？ 最も対話が不足しているのは、組織内部の人々ではないだろうか？ また、“対話”の目的は何だろうか？ 今も昔も学会側の主張や考えを“説明”し、学会側と同じように“理解”する人を増やすことを目指しているのではないだろうか？ これらの疑問に取り組むことが、目先の手法を学ぶより重要ではないだろうか。

*Tomoko Tsuchiya

Transdisciplinary and Open Network for Risk Research and Collaboration

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL06] Discussion

*Chair: Shin-ichi Koyama¹, Shinichi Kawamura², Kyohei Yoshinaga³, Junko Ayame¹, Sanae Suzuki⁴, Tomoko Tsuchiya⁵ (1. JAEA, 2. HGNE, 3. MRI, 4. Sabae cultural promotion organization, 5. TONeRiCo)

We will introduce the efforts and challenges for information dissemination and social dialogue from AESJ, and then introduce some cases of dialogues and activities conducted with citizens regarding how to disseminate and interact. And we would like to focus to discuss and think about what the AESJ should act in the future in order to have a “dialogue” with society.

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Support Project

[1D_PL] Current progress of interim storage and recycling for removed soil

Chair: Reiko Fujita (Fukushima Support Project)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[1D_PL01] Current status of interim storage for removed soil

*Hiroshi Hattori¹ (1. MOE)

[1D_PL02] Initiatives and future of volume reduction and recycling for removed soil

*Katsutoshi Yoshida¹ (1. MOE)

福島特別プロジェクトセッション

除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘¹, 吉田 勝利¹¹環境省**1. はじめに**

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万 m³を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施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。

*Hiroshi Hattori¹ and Katsutoshi Yoshida¹¹Ministry of the Environment

福島特別プロジェクトセッション

除去土壌等の中間貯蔵と再生利用等の進捗状況

Current progress of interim storage and recycling for removed soil

*服部 弘¹, 吉田 勝利¹¹環境省**1. はじめに**

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、福島県内各地で進められた除染作業に伴って、放射性物質を含む土壌や廃棄物等（以下「除去土壌等」とする。）が大量に発生した。この除去土壌等については、福島県内の大熊町及び双葉町に中間貯蔵施設を整備し、貯蔵等を実施しているところであるが、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として法律（中間貯蔵・環境安全事業株式会社法）に明記されている。本セッションでは、除去土壌等について、県外最終処分までの間、安全に集中的に保管・管理する施設である中間貯蔵施設の整備の進捗状況等のほか、最終処分量を低減するための減容・再生利用等の取組の最新状況について報告する。

2. 除去土壌等の中間貯蔵の現状報告

中間貯蔵施設事業では、除去土壌等を福島県内各地の仮置場等から 2015 年 3 月から輸送を開始し、施設にて処理、貯蔵している。2022 年度 3 月末の時点で、福島県内（帰還困難区域を除く。）で保管されていた除去土壌等については概ね輸送が完了しており、搬入された除去土壌等は、分別等の処理ののち、8 工区ある土壌貯蔵施設にて 1000 万 m³を超える量を貯蔵している。また、分別処理の過程で発生する廃棄物や大熊・双葉 2 町の除染廃棄物については、仮設焼却施設・仮設灰処理施設において減容化したのち、廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。今後も安全を第一に、地域の理解を得ながら、事業を実施していく。

3. 減容・再生利用等の取組と今後について

除去土壌については、技術の進展を踏まえつつ、保管又は処分の際に可能な限り減容化を図るとともに、減容化の結果分離されたもの等、汚染の程度が低い除去土壌について、安全性を確保しつつ、再生利用等を検討する必要がある。

そのため、環境省では、2016 年 4 月に「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」を策定し、2016 年 6 月には放射線に関する安全性の確保を大前提に、減容処理等を行った上で除去土壌を再生資材化し、適切な管理の下での利用を実現するための「基本的考え方」を公表した。

「基本的考え方」で示した追加被ばく線量を制限するための管理の妥当性を検証すること等を目的として、現在、福島県飯舘村長泥地区において実証事業を行っている。今後は、実証事業で得られた知見を活用して、放射線に関する安全性の確認や具体的な管理方法の検証を行うとともに、全国的な理解の醸成に取り組み、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていく。

4. まとめ

除去土壌等の再生利用等の推進においては、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広く国民と共有し、さらには実証事業等の結果を地域住民、地元自治体等の関係者と共有するための取組を進めてきた。今後はこれらの取組を通じて、再生利用の本格化に向けた環境整備を進めていくとともに、国民的な理解醸成に向けた活動も継続的に実施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。

*Hiroshi Hattori¹ and Katsutoshi Yoshida¹¹Ministry of the Environment

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

[1F_PL] Application of Reduced Order Model in digital technology

Chair: Masaaki Suzuki (Chukyo Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[1F_PL01] Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*Soma Watabiki¹, Atsuki Oba¹ (1. KKE)

[1F_PL02] Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*Yuuichi Asahi¹ (1. JAEA)

[1F_PL03] Application examples of Reduced Order Model to reactor physics calculation

*Tomohiro Endo¹ (1. Nagoya Univ.)

デジタル技術における縮約モデル

Application of Reduced Order Model in digital technology

(1) 構造解析における縮約モデルのデータ同化への応用

(1) Application of reduced order model in structural analysis to data assimilation

*綿引 壮真¹, 大峽 充己¹¹構造計画研究所

1. はじめに

近年、多くの分野でデジタルツイン、CPS、BIMなどのデジタル空間と現実世界の情報を融合する試みが加速している。一方で、デジタル空間と現実世界の間には存在するギャップを埋める方法論は未だ確立していないことから、これらのシステムを重要な意思決定に適用するにはまだ多くの課題がある。また、センシング技術の発展により多くの観測情報がリアルタイムに得られるようになってきているが、観測可能な情報には物理的・経済的な限界がある。さらに、将来の状態を予測するためには何かしらの予測モデルが必要となる。近年では、データから直接予測モデルを構成する機械学習技術が盛んに用いられるようになってきている。しかし、現象をブラックボックスとしてモデル化する機械学習技術は、物理的解釈や信頼性の担保、適切な学習データセットの準備などまだ多くの課題がある。データ同化は、力学などの物理法則に基づく数値シミュレーションに対し観測データを融合することで、高精度に現象やパラメータを推定・予測する技術である。物理法則に基づくシミュレーションをベースとしているため、推定結果に対する物理的な解釈が可能であり、観測データは必ずしも時空間的に密である必要はないという点で機械学習に対して優位である。このデータ同化技術は特に数値気象予報分野で発展してきた方法論であるが、気象以外のさまざまな分野のシミュレーションに対しても適用することが可能であり、近年では工学分野への適用にも広がりを見せている。しかし、計算機環境に制約のある現場で比較的規模の大きなモデルに対してリアルタイムにデータ同化を適用するには計算コストの高さが課題となり、コストの高い数値シミュレーションを代替するような縮約モデル(Reduced Order Model, ROM)を用いた計算コストの削減に需要が高まっている。本講演では、特に構造解析分野におけるデータ駆動型手法に基づく縮約モデルのデータ同化技術への応用に関する取り組みを紹介する。

2. リアルタイムデータ同化システム

2-1. データ同化アルゴリズム

データ同化とは、数値シミュレーションにおける初期・境界条件、モデルパラメータなどの不確かな要素を、観測値を用いて修正する数理統計手法である。データ同化のアルゴリズムは、逐次型と非逐次型に大別することができる。逐次型アルゴリズムは、ある観測データを逐次的に取り込み、その都度シミュレーションのパラメータを更新する。逐次型アルゴリズムとしては、Ensemble Kalman Filter (EnKF)¹⁾や Particle Filter (PF)がその代表例として挙げられる。非逐次型アルゴリズムは、ある有限時間区間の観測データをまとめて取り込み、その区間の観測データを良く再現するような初期状態を推定する。非逐次型アルゴリズムは、四次元変分法や Ensemble Smoother (ES)²⁾、Ensemble Smoother with Multiple Data Assimilation (ES-MDA)³⁾が代表例として挙げられる。本講演では、逐次的に状態を推定することができ、シミュレーションモデルとして商用ソフトウェアなどの汎用コードを非侵襲で利用することができる EnKF に着目する。

2-2. データ駆動型縮約モデリング

データ駆動型縮約モデリングは、方程式を陽に用いることなくシミュレーションの入力と結果等のデータセットから直接、入出力の間にある関係性を縮約したモデルを作成する技術である。本講演では、特に固有直交分解 (Proper Orthogonal Decomposition, POD) を用いた縮約モデルを利用した例を紹介する。PODでは、モデルパラメータを変更したいいくつかのシミュレーション結果を各列に並べた行列を特異値分解することでモード分解し、支配的な空間構造を抽出することで次元を縮約する⁴⁾。さらに、放射状基底関数 (Radial Basis

Function, RBF) 補間を用いて、入力と各モード係数をシームレスに対応させる補間関数を作成することで、入力値に対して高速に結果を出力する POD-RBF による縮約モデルを構築することができる⁵⁾。

2-3. デジタル画像相関法

デジタル画像相関法 (Digital Image Correlation, DIC) は画像解析を用いて物体の変位やひずみを非接触で計測する技術である⁶⁾。計測対象箇所にパターン追跡のための模様を塗料やシールなどを用いて付与しておき、カメラで撮影した画像を画像解析することでパターンの変化を物理量に変換する。対象に応じてカメラやレンズ、照明を変更することで、移動体や振動する物体、大変形や破壊などの多様な現象を計測することができる。また、速度や加速度、ひずみ速度や主ひずみなど、一つの計測システムから同期した複数の物理量を同時に面的に取得することができる。DIC を利用することで、データ同化に多くの計測データを取り込むことができることから、データ同化システムの構成自由度や推定精度を向上させることができる

2-4. データ同化システムの例

構造解析の縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例を図 1 に示す。対象物の計測箇所に画像計測のためのパターンを塗布し、カメラで撮影した画像を DIC で分析することで、表面の変位およびひずみを逐次取得する。図の例ではフォースゲージで入力荷重を取得可能な状況を示しているが、目的に応じて様々なセンサデータを組み合わせる利用ができる。事前にパラメータ・入力を変化させた複数の解析結果を用いて POD-RBF による ROM を事前に構築しておき、この ROM と観測データをデータ同化に利用することで、リアルタイムに構造解析モデルのパラメータ推定と、この推定結果のパラメータを用いた予測が可能である。図 1 のシステムでは、データ同化アルゴリズムとして逐次型の EnKF、ROM の構築には POD-RBF を利用し、構造解析のデータセット作成には並列非線形 FEM 構造解析プログラム FrontISTR⁷⁾を利用した。

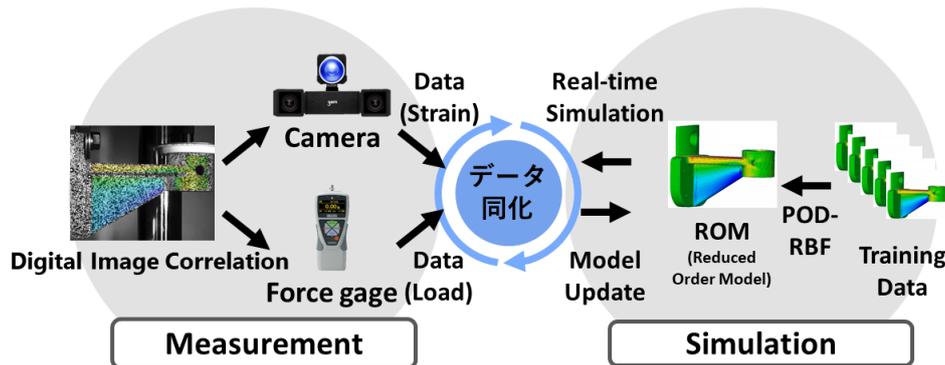


図 1 構造解析モデルの縮約モデルを用いたリアルタイムデータ同化システムの例

参考文献

- 1) Evensen, G., *The Ensemble Kalman Filter: Theoretical Formulation and Practical Implementation.*, Ocean Dynamics 53 (4), pp. 343-367., (2003).
- 2) van Leeuwen, P. J., Evensen, G., *Data assimilation and inverse methods in terms of a probabilistic formulation.*, Monthly Weather Review 124, pp. 2898-2913., (1996).
- 3) Emerick, A. A., Reynolds, A. C., *Ensemble smoother with multiple data assimilation*, Comput. Geosci Computers & Geosciences 55 (June): pp. 3-15., (2012).
- 4) Sirovich, L., *Turbulence and the Dynamics of Coherent Structures. I - Coherent Structures*, Quarterly of Applied Mathematics, Vol. 45, No. 3, pp. 561-571, (1987).
- 5) Ostrowski, Z., R. A. Bialecki, and A. J. Kassab., *Solving Inverse Heat Conduction Problems Using Trained POD-RBF Network Inverse Method.*, Inverse Problems in Science & Engineering 16 (1), pp. 39-54, (2008).
- 6) Sutton, M. A., J. J. Orteu, and H. Schreier., *Image Correlation for Shape, Motion and Deformation Measurements: Basic Concepts, Theory and Applications*, Springer, (2009).
- 7) 一般社団法人 FrontISTR Commons, “FrontISTR”, 2022 July 13, [Japanese], <https://www.frontistr.com/>, (cited 2022 August 4).

*Soma Watahiki¹ and Atsuki Oba²

¹ Kozo Keikaku Engineering Inc.

(2) 大規模核融合プラズマ乱流シミュレーションデータの主成分分析

(2) Pattern extraction from large scale plasma turbulence simulation data with Principal Component Analysis

*朝比 祐一¹¹ 日本原子力研究開発機構

磁場閉じ込め核融合装置の炉心プラズマの閉じ込め性能は乱流輸送によって支配される。高温の炉心プラズマは無衝突性を有するため、非 Maxwell 的な速度分布を示す。そのため、乱流輸送の予測には、第一原理的シミュレーションであるジャイロ運動論的シミュレーションが実験、理論解析問わず幅広く利用される。計算は空間 3 次元、速度 2 次元、時間 1 次元の合計 6 次元空間内で行われ、膨大なシミュレーションデータが生成される。従来研究では、3 次元空間の流体モーメントなどにおけるパターン形成と乱流輸送との関連性が議論されて来たが、高速粒子研究などからは位相空間内で形成されるパターンと突発的な輸送現象との関連性が示唆されている。しかし 5 次元乱流シミュレーションにおいては、データの大规模性かつ高次元性ゆえどのようなパターンが輸送へ寄与しているか調べるのは困難であった。

本研究では、主成分分析 (PCA) による次元削減によって頻出する位相空間内構造の抽出を行った。図 1 は、PCA によって空間 3 次元 (径方向 r 、ポロイダル方向 θ 、トロイダル方向 φ)、速度 2 次元 (v_{\parallel}, w) それぞれ磁力線平行方向、垂直方向速度と対応)、時間 1 次元の合計 6 次元の揺動分布関数時系列データから抽出した位相空間 ($\varphi, v_{\parallel}, w$) 3 次元の基底の $w = 0$ 断面を 16 主成分まで示す。成分 1, 2, 13, 14, 15 などは φ 方向に有限の波数を持ち、 v_{\parallel} 方向に対称なバルーニングモードと呼ばれる成分であるとわかった。これらと対応する空間係数 (空間 2 次元、時間 1 次元) は、磁場強度分布やバルーニングモードなどプラズマ物理でよく知られた構造と対応していることが明らかとなった。本手法では、可視化困難であった 5 次元の時系列データが、各主成分について 3 次元位相空間構造と 3 次元時空間 (空間 2 次元、時間 1 次元) 構造が同時に得られていることに注意されたい。

講演では、この手法により 10^{12} 程度から 3×10^9 程度まで自由度を削減しつつ、データの分散を 83% 程度表現できることを示す。また、圧縮したデータから主成分ごとの熱輸送を計算し、どの主成分 (つまり位相空間構造) が突発的な熱輸送へ寄与しているかを示す。

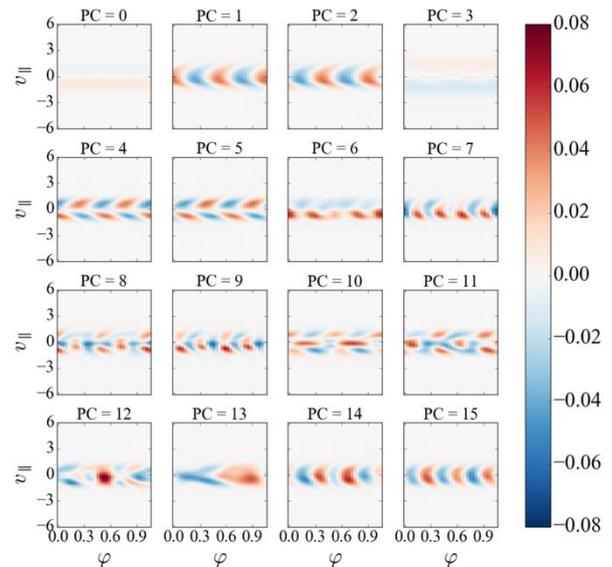


図 1 : 3 次元位相空間基底の $w = 0$ 断面。横軸はトロイダル方向 φ 、縦軸は磁力線平行速度方向 v_{\parallel} となる。図上の数字は何番目の主成分かを示す。

*Yuuichi Asahi¹¹Japan Atomic Energy Agency

デジタル技術における縮約モデル

Application of Reduced Order Model in digital technology

(3) 炉物理計算に対する ROM の適用例

(3) Application Examples of Reduced Order Model to Reactor Physics Calculation

*遠藤 知弘¹¹名古屋大学

1. 緒言

炉物理分野では、ボルツマン輸送方程式に基づくことで体系内を飛び交う中性子の集団的な挙動をモデル化し、中性子実効増倍率 k_{eff} や体系内の中性子束(核分裂反応率)の空間分布といった炉心特性を数値計算により予測する。炉物理分野における中性子輸送計算手法のうち、最も正確度の高い数値解法として「連続エネルギーモンテカルロ計算」が挙げられる。ただし、モンテカルロ計算は乱数を利用した確率論的な手法であるため、統計精度が良い数値解を得るためには、極めて多数の中性子を追跡するような高コストな計算を実施せねばならない。また、例えば、実機原子炉の数値解析を燃料ペレット単位で詳細に計算しようと試みた場合、扱うべき情報量のビッグデータ化に加え、対象領域が微細になるほど統計精度が悪化する(領域を通過/領域内で衝突する中性子の頻度が減少する)といった課題にも直面することになる。すなわち、現状の計算機性能をもってしても、実機原子炉を対象とした「連続エネルギーモンテカルロ計算」を用いた詳細な数値解析は、極めて挑戦的な計算とならざるを得ない。

さらに、炉物理計算の分野においては、(i)炉心に装荷する燃料集合体配置の最適化問題、(ii)感度解析(入力パラメータの変化が数値解析結果に与える影響の評価)、(iii)不確かさの定量評価(入力パラメータの不確かさ等に起因した数値解析結果の不確かさ評価)、(iv)データ同化(積分実験データ等の測定結果を融合させた、入力パラメータや数値解析結果の改善)といった取り組みもなされている。これらを実施する際には、高コストな数値解析を多数回実施することは実用的ではないため、低計算コストで実用的に許容される計算精度の数値解析手法の開発・実用化が強く望まれる。

炉物理分野では、その時点で利用可能な計算機性能に応じて、比較的精度良く高速に中性子輸送計算を実施するために、決定論的な数値解析手法(空間メッシュや中性子エネルギー・飛行方向を離散化、あるいは関数展開して数値解を得る手法)において、様々な工夫がなされてきた。このような過去に編み出されてきた工夫は、炉物理計算コードの開発を通じて研究者が培ってきた「工学的知見に基づいた縮約モデル(ROM)」と呼んでもよいかもしれない。本発表では、これまでに開発されてきた炉物理計算特有の「工学的知見に基づいた ROM」について概説を行う。さらに、近年、炉物理計算分野において研究開発が取り組まれている ROM として、我々の研究グループにおける研究事例について紹介を行う。

2. 工学的知見に基づいた ROM

炉物理計算で解くべきボルツマン輸送方程式は、位置 \vec{r} 、中性子エネルギー E 、中性子飛行方向 $\vec{\Omega}$ 、時刻 t を変数とした角度中性子束 $\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ に関する微積分型方程式である。炉物理計算の特徴として、(a)空間的な非均質性(燃料棒、燃料集合体、炉心)、(b)対象とする中性子エネルギー範囲の広さ($\sim 10^{-5} < E < \sim 10^6$ eV)、(c)微視的核反応断面積の入射中性子エネルギー依存性(共鳴断面積、それによる中性子束エネルギースペクトル $\phi(E)$ の歪み)、(d)角度中性子束の方向依存性(多峰性、不連続点)、(e)即発中性子寿命と遅発中性子先行核の平均寿命の時間スケールの違い、といった点が挙げられる。従って、各変数それぞれを極めて詳細に離散化(差分化)するような決定論的手法を考えた場合には、計算コストが高すぎて実用的な手法とはならない。このような難問を克服するため、偉大なる先人達は炉物理計算の特徴を巧みに捉え、以下で挙げるような「工学的知見に基づいた ROM」を編み出してきた[1]。

多段階計算：最終的に解きたい3次元炉心計算を特に工夫なく詳細に離散化した場合、その計算コストは極めて高くなる。そこで、炉心の幾何形状(燃料棒を格子状に並べた燃料集合体、複数の燃料集合体を配置した炉心)に注目し、①燃料棒単位の1次元 or 2次元セル計算→②2次元集合体計算→③3次元炉心計算といった形で、詳細条件で離散化しやすい小規模体系から、粗い条件で離散化した大規模体系へと、段階的に計算を実施する方法論が編み出された。ここで①→②、②→③の計算に移るにあたって「反応率保存」の原理に基づいて、空間均質化およびエネルギー群縮約した実効的な核反応断面積を評価することで、粗く離散化した空間メッシュ・エネルギー群でも精度良い解が得られるように工夫している。なお、②集合体計算において、③3次元炉心計算で現れ得る様々な条件下のベース条件下での核種燃焼計算・ブランチ計算(減速材温度の変化・燃料温度の変化・制御棒有無など)を実施しておき、得られた結果に基づいて「炉心解析用の集合体断面積テーブル」を作成しておく。この断面積テーブルは、3次元炉心計算において各燃料集合体の状態変化を忠実に計算する代わりに、低コストの定数テーブルで再現を試みようとするアプローチであり、炉物理分野における工学的なROMの一例となっている。

等価原理に基づく共鳴計算：①セル計算では、「等価原理」と呼ばれる方法に基づくことで、非均質体系における燃料棒内の中性子束エネルギースペクトル $\phi(E)$ を真面目に解く代わりに、その計算と等価な条件となるよう「背景断面積 σ_b 」を与えた簡易式(例： $\phi(E) \propto (\sigma_{t,r}(E) + \sigma_b)^{-1} E^{-1}$)によって、断面積の共鳴核反応による $\phi(E)$ の形状を極めて効率良く推定する方法論が編み出されている。これは計算機性能が低かった時代において、燃料棒内の核種組成や燃料棒セル配置の非均質性が $\phi(E)$ に及ぼす効果を「背景断面積 σ_b 」というパラメータを介して縮約したモデルであり、偉大な先人達が考案した「共鳴計算に対する工学的なROM」の先駆けであると言えるだろう。

拡散近似、SP₃近似：③3次元炉心計算において、角度中性子束の飛行方向依存性を考慮した「輸送計算」により数値解を得るには高い計算コストを要する。そこで炉物理計算分野では「拡散近似」が極めて効果的に活用されてきた。拡散近似は、中性子輸送方程式において角度中性子束 $\psi(\vec{\Omega}) = \psi(\theta, \varphi)$ を直交関数(球面調和関数 $Y_{lm}(\theta, \varphi)$)で展開し、 $l=1$ 次までの成分までを考慮したROM(P₁方程式、 $\psi(\vec{\Omega}) \approx (\phi + 3\vec{j} \cdot \vec{\Omega})/4\pi$)に基づいて導出することができる。直交関数展開に基づいたROMの場合、展開次数 l, m を多くすることで更なる計算精度向上が見込めるものの、計算コストは高くならざるを得ない。そこで炉物理計算分野では、計算精度と計算コストの両立を図った高度なROMとして、 $l=3$ 次までの角度中性子束展開係数のうち一部のみを考慮したSimplified P₃(SP₃)近似といった巧妙な方法も編み出されており、3次元pin-by-pin炉心計算コードにおいて活用されている。

近代ノード法：③3次元炉心計算では、計算コストを低減しつつ、粗い空間メッシュ(ノード)分割でも離散化誤差を低減できるような数値計算手法として、近代ノード法と呼ばれる一種のROMが開発され活用されている。近代ノード法では、例えば、粗い空間メッシュ内における中性子束空間分布 $\psi(\vec{r})$ を空間変数に関する多項式や解析式(例：三角関数、指数関数)の足し合わせで巧みに表現することで、離散化誤差の低減を図っている。加えて、拡散近似に基づいた中性子流計算において、集合体不連続因子と呼ばれる画期的なパラメータを導入することで、多段階計算(②2次元集合体計算→③3次元炉心計算)による近似誤差を減らす工夫も編み出されている。

一点炉動特性方程式：③3次元炉心計算において、臨界状態($k_{\text{eff}} = 1$)の炉心核特性は、 k_{eff} 固有値方程式の基本モード成分に対応した固有値・固有関数の数値解を求めることにより推定できる。一方、過渡変化時における炉心動特性についても、詳細な3次元炉心計算により予測できなくはないが、さらに多くの計算コストが必要となる。そこで炉物理計算分野では、臨界状態近傍の炉心動特性を高速に推定する手法として、「一点炉動特性方程式」と呼ばれるROMが活用されている。一点炉動特性方程式では、「中性子束の相対的な空間分布やエネルギー分布が、 k_{eff} 固有値方程式の基本モード形状(過渡変化前の臨界時)と同じである」とみなし、中性子束の大きさ(α 基本モード成分の展開係数)のみが変化する、といったROMにより炉内中性子束分布の時間変化をモデル化している。

一次摂動論に基づいた感度係数評価：入力パラメータの不確かさに起因した不確かさ定量評価やデータ同化による計算精度改善を効率良く実施するためには、感度係数評価(多数ある入力パラメータのうち、

どの入力パラメータが計算結果にどれだけ大きな影響を及ぼすのか評価すること)が重要となる。炉物理計算における入力パラメータとして、微視的核反応断面積などの「核データ」が重要な役割を果たしているが、エネルギー群数 $\sim 10^2$ で分割して感度解析を行うことを考えると、膨大な数の核データを1つずつに微小変化させて感度係数評価を行う手法(直接摂動法)はあまりに非効率である。そこで炉物理計算分野では、一次摂動論に基づくことで、例えば、 k_{eff} の感度係数評価の場合であれば、未摂動条件における k_{eff} 固有値計算および、その随伴固有値計算を2回だけ実施し、核データの変化に対して k_{eff} が線形に変化すると近似したROMにより、核データに対する感度係数を極めて効率良く評価している。

3. 近年の炉物理計算に対するROM適用例

過去の炉物理計算分野では、工学的知見に基づいたROMが活用されており、現在においても効率的かつ有効なアプローチである。計算精度の更なる向上を目指す場合には、ROMにより近似誤差を低減できるよう、より詳細な計算手法の開発・採用を目指すこととなる。ただし、計算手法の詳細化は必然的に計算コストの増加を招くため、扱う情報量や計算時間の増加を抑制しつつも高精度な数値解を得られるような打開策が強く望まれる。

近年の炉物理計算分野では、主に他分野(例：流体解析分野)で研究開発がなされているROM(例：固有直交分解)を、炉物理計算手法として応用する取り組みもなされている。ROMを応用する計算対象に応じて詳細なアルゴリズムは変わることになるが、筆者なりに整理すると、基底展開に基づくROM適用の大きな流れは以下のとおりとなる。

- (1) 解くべき対象について、過去に実施した類似の計算条件 i で得られた結果(例：中性子束分布ベクトル $\vec{\phi}_i \in \mathbb{R}^{N \times 1}$)を集約するか、あるいは比較的低コストの数値計算手法を用いて様々な条件 i で予め計算を実施することで、snapshotデータ行列 $\Phi = [\vec{\phi}_1 \ \vec{\phi}_2 \ \dots \ \vec{\phi}_I] \in \mathbb{R}^{N \times I}$ を準備する。
- (2) 解析的な直交関数系(例：三角関数、ルジャンドル多項式、球面調和関数)の代わりに、snapshotデータ行列 Φ に対するデータ駆動型アプローチにより、解くべき対象の問題を効率良く展開可能な正規直交基底ベクトル \vec{u}_k を求める($k = 1, 2, \dots$)。例えば、行列 Φ を特異値分解(SVD)および低ランク近似することで($\Phi = \mathbf{U}\Sigma\mathbf{V}^T \approx \mathbf{U}_r\Sigma_r\mathbf{V}_r^T$)、正規直交ベクトル \vec{u}_k を r 列並べた行列 \mathbf{U}_r を求める。
- (3) 解くべき対象の元々の情報量 N よりも r が十分小さければ、別の条件 j における結果 $\vec{\phi}_j$ は、 r 個の展開係数 $\vec{\varphi}_j \in \mathbb{R}^{r \times 1}$ を用いて、 $\vec{\phi}_j \approx \mathbf{U}_r\vec{\varphi}_j$ と少ないデータ数で再構成できる。
- (4) (3)で述べた基底展開に基づくことで、入力パラメータに対して展開係数 $\vec{\varphi}$ を関数化/モデル化するか、あるいは、入力パラメータの変化に応じて、縮約された展開係数 $\vec{\varphi}$ に関する方程式を解くことにより、別の条件 j における展開係数の数値解 $\vec{\varphi}_j$ を効率良く求め、 $\vec{\phi}_j$ を再構成する。

一例として、我々の研究グループにおいて取り組んできたROM研究事例について以下で紹介する。

炉定数テーブルの圧縮：pin-by-pin炉心計算で用いるような燃料棒単位の炉定数(多群微視的断面積など)テーブルに対して、SVDを適用することで基底を求め、その展開係数を状態変数(燃焼度、温度など)に対してモデル化する。これにより、炉定数テーブルのデータ量および再構成コストを削減する[2]。

共鳴計算：燃料棒内における中性子束エネルギースペクトル $\phi(E)$ について、超詳細エネルギー群の中性子輸送方程式の数値解を厳密に解く代わりに、各エネルギー g 群単位でエネルギーに関する基底 $u_{g,k}(E)$ で展開し、その展開係数に関する方程式を解くことで、求めたい $\phi(E)$ を効率良く再構成する[3], [4]。

炉心計算(固有値計算・動特性計算)：中性子束の空間分布および時間変化 $\phi(\vec{r}, t)$ について、詳細空間メッシュ分割の炉心計算を実施する代わりに、空間変数に関する基底 $u_k(\vec{r})$ で展開し、その展開係数に関する k_{eff} 固有値計算や時間微分方程式を解くことで、低計算コストで精度良く $\phi(\vec{r}, t)$ を再構成する[5], [6]。さらに、燃料棒単位で非均質な炉心計算を効率良く解く数値解法として、Global/Local反復解法(詳細空間メッシュ分割の集合体計算(Local計算)と、粗い空間メッシュの炉心計算(Global計算)を解が収束するまで繰り返す方法)に対するROMの応用について、現在研究を進めている[7]。

感度係数評価: 詳細エネルギー群で分割された g 群の微視的断面積に対する任意核特性(k_{eff} , 反応度係数, 相対出力, 燃焼後の各核種重量など)の感度係数 $S(E)$ について、膨大な入力パラメータの数だけ直接摂動法を実施する代わりに、 $S(E)$ をエネルギーに関する基底 $u_k(E)$ の和で展開した ROM で表現し、その展開係数、すなわち「基底 $u_k(E)$ 方向の感度係数」を少数回の forward 計算により効率良く推定する[8]。

参考文献

- [1] D. G. Cacuci (Ed.), *Handbook of Nuclear Engineering*, Springer US, Boston, MA (2010).
- [2] M. Yamamoto et al., “Compression of Cross-Section Data Size for High-Resolution Core Analysis Using Dimensionality Reduction Technique,” *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(1), pp.33–49 (2021).
- [3] R. Kondo et al., “A New Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Based on a Reduced Order Model,” *Nucl. Sci. Eng.*, **195**(7), pp.694–716 (2021).
- [4] R. Kondo et al., “Improvements in Computational Efficiency for Resonance Calculation Using Energy Spectrum Expansion Method,” *Nucl. Sci. Eng.*, **196**(7), pp.769–791 (2022).
- [5] K. Tsujita et al., “Fast Reproduction of Time-Dependent Diffusion Calculations Using the Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal and Singular Value Decompositions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**(2), pp. 173–183 (2021).
- [6] K. Tsujita et al., “Efficient Reduced Order Model Based on the Proper Orthogonal Decomposition for Time-Dependent MOC Calculations,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, DOI:10.1080/00223131.2022.2097963 [to be published].
- [7] M. Ito et al. “Neutron Diffusion Calculation in Heterogeneous Geometry Based on Local/Global Iteration Using Proper Orthogonal Decomposition,” *Proc. PHYSOR2022*, Pittsburgh, PA, May 15–20, 2022.
- [8] R. Katano et al., “Sensitivity Coefficient Evaluation of an Accelerator-Driven System Using ROM-Lasso Method,” *Nucl. Sci. Eng.*, DOI:10.1080/00295639.2022.2067447 (2022).

*Tomohiro Endo¹

¹Nagoya Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1H_PL] Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room H (E1 Bldg.3F No.33)

[1H_PL01] Outline of LIPAc

*Kazuo Hasegawa¹ (1. QST)

[1H_PL02] Beam Commissioning Plan

*Kai Masuda¹ (1. QST)

[1H_PL03] Injector

*Tomoya Akagi¹ (1. QST)

[1H_PL04] RFQ and RF Source

*Keitaro Kondo¹ (1. QST)

[1H_PL05] Superconducting Linac and Cryogenic System

*Takashi Ebisawa¹ (1. QST)

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状

Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

(1) LIPAc の概要

(1) Outline of LIPAc

*長谷川 和男¹, LIPAc ユニット¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

1. はじめに

「核融合炉による発電実証」を目的とした核融合炉原型炉 (DEMO) の検討が進められている。DEMO の炉心では 14MeV という非常に高いエネルギーの中性子が連続的に発生し、炉を構成する材料に照射損傷等の影響をおよぼす。したがって DEMO の実現には、14MeV の高エネルギー中性子に耐える材料の開発が課題の 1 つとなる。この課題克服のため、加速器を用いた核融合中性子源が検討された。その技術実証を目標とし、2007 年より日欧の共同事業である“幅広いアプローチ活動 (BA 活動)”の一環として、IFMIF/EVEDA (IFMIF: International Fusion Materials Irradiation Facility 国際核融合材料照射施設、EVEDA: Engineering Validation and Engineering Design Activities 工学実証・工学設計活動) 事業が開始された[1-3]。

2. IFMIF

図 1 に IFMIF の概念図を示す。図では加速器は 1 本であるが、定常 (デューティ 100%, CW) 加速を行う重陽子加速器 (電流は 125mA) 2 本を有し、それぞれの加速器は、100 keV で重陽子を引き出す入射器、5 MeV まで加速する高周波四重極加速器 (RFQ)、さらに 40 MeV まで加速する超伝導線形加速器 (SRF) から構成される。加速された 40 MeV の重陽子ビームは液体リチウムターゲットに照射されて中性子を発生し、この下流に試験材料を置き照射試験を行うものである。

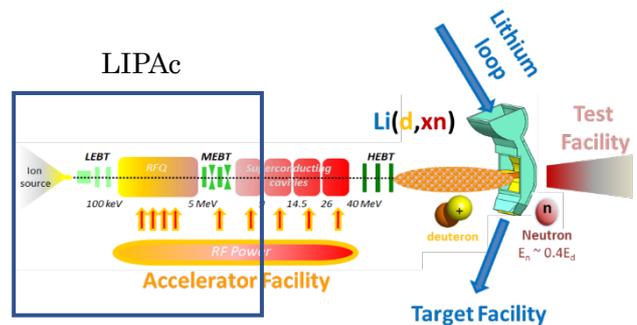


図 1 : IFMIF の概念図 (図では加速器が 1 本であるが、IFMIF としては 2 本で設計・検討が進められた)

3. LIPAc の概要と体制

125mA の定常加速は、これまでの加速器技術の達成パラメータからの技術ギャップが大きい。そのため段階的に建設・実証するとして、IFMIF 原型加速器 (Linear IFMIF Prototype Accelerator, 以下 LIPAc) と呼ばれる 9 MeV, 125 mA の技術的実証を目的とした大電流加速器の研究開発を日欧協力で行っている。

図 2 に LIPAc の機器配置と貢献国・機関を示す。LIPAc は、図 1 の IFMIF

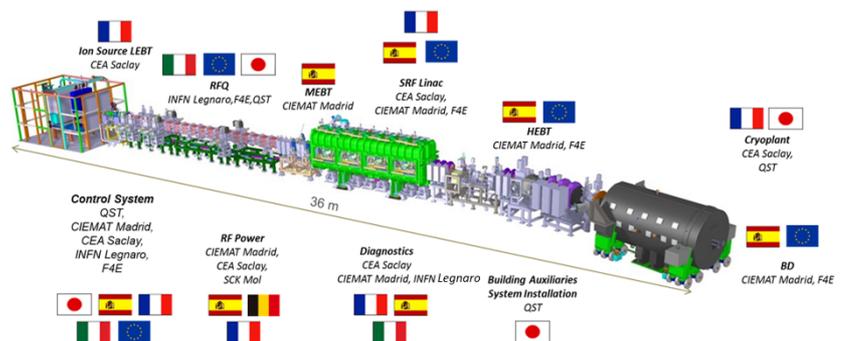


図 2 : LIPAc の機器配置と貢献国・機関

用加速器の上流部に相当し、入射器、RFQ、超伝導加速器の初段の 1 台までを実証するものである。2007 年にプロジェクトが始まって以来、具体的な体制、作業分担、R&D 項目などの協議を行ってきた。QST 六ヶ所

研究所でサイト整備を行い、実際の機器製作、製作拠点からの輸送、据付・調整試験(コミッショニング)を日欧共同で行ってきた。加速器の主な機器は欧州が担当し、日本は、中央制御系、RFQ の高周波入力カプラ、建屋などのインフラ設備の整備を行った。事業の実施にあたっては、IFMIF/EVEDA 事業チーム、および日欧のホームチームからなる統合的な実施体制が取られている。

4. LIPAc の状況

コミッショニングは段階的に行っており[4]、RFQ の下流に低電力ビームダンプを設置した体系で、2019年7月にRFQの5MeV、125mA、0.1%デューティの短パルス重陽子ビーム加速試験に成功した。その後、低電力ビームダンプを撤去し、RFQの下流にビーム輸送系、大電力ビームダンプの設置と接続などを行った。

2020年2月中旬以降、新型コロナウイルスの感染拡大に伴い、欧州研究機関から試験調整のために来所予定だった専門家等が来日できなくなるとともに、六ヶ所に滞在して統合試験を担当していた専門家が早期帰国することになった。この条件でもコミッショニングを進めるため、統合試験はリモート接続により実施した。LIPAcのコンディショニング(高電圧や大電力による調整)やビーム試験には欧州専門家の参加が不可欠であり、このために欧州への実時間データ転送システムを構築し、遠隔実験参加を可能とした(図3)。LIPAcの制御用ネットワークをインターネットに接続することはセキュリティ上の懸念があるため、複数のデータ中継用サーバを経由し、一方向のみのアクセスを許可することで、セキュアでかつ大容量・高速なデータ転送を実現した。これによって、欧州からも六ヶ所研内と同等にデータアクセスが可能となった。

ビーム試験再開に際し、各機器の設置、調整、動作試験などの機器レベルの調整・試験、単体や全体制御の試験、インターロック系の統合試験に加え、手順書の作成や教育といったソフト的なところも含めて準備を行った。

こうした準備、コミッショニング、コンディショニングを進め、長パルスビーム試験を2021年7月から開始した。ビームデューティが低い条件で全体システム確認やビーム診断機器の調整が終了した段階にあり、次にデューティを上げた試験に入る予定である。

本企画セッションでは、これまでのビーム試験の経過や今後の計画、およびLIPAc各機器の仕様や状況について報告する。



図3:欧州へのLIPAcデータの転送によるデータ共有の概念

- [1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.
- [2] P. Cara et al, "IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020", presented at FEC 2021.
- [3] 坂本慶司他, 「IFMIF 原型加速器の現状」, 100-108 「加速器」 Vol 16, No.2 (2019)
- [4] 増田開他, 「核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状 (2) ビーム試験計画」、本大会予稿集。

*Kazuo Hasegawa¹, on behalf of LIPAc Unit¹⁻⁶

¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状

Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

(2) ビーム試験計画

(2) Beam Commissioning Plan

*増田 開^{1,2}, LIPAc ユニット¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

LIPAc [1,2]のコミッショニングは図1に示すように段階的に進めている。Phase Cにおいて最終的にLIPAcは、100 keVの入射器(図中のInjector)、5 MeVまで重陽子ビームを加速する世界最長の高周波四重極加速器(RFQ、動作周波数175 MHz)、2台のバンチャ空胴を備えた中エネルギービーム輸送系(MEBT)、9 MeVまで追加速する超伝導高周波線形加速器(SRF linac)、ビーム診断器(D-Plate)、高エネルギービーム輸送系(HEBT)と、世界最大電流となる125 mA CW、9 MeVの重陽子ビームを受け取るビームダンプ(BD)とからなる。MEBTの直後にD-Plateと低電力ビームダンプ(LPBD)を配置したPhase Bにおいて、RFQによるものとしては世界最大電流となる125 mAの重陽子パルスビーム(パルス長1 msec、1 Hz)の加速実証[3-5]を2019年7月に終えて、現在はPhase B+が進行中である。9 MeV、1.125 MWまでの重陽子ビームを受け入れ可能なBDを配置したPhase B+においてRFQからの5 MeV重陽子ビームのCWまでの高デューティ試験を行った後に、このPhase B+ビーム試験のために一時的に設置されたビーム輸送系(MEBT Extension Line: MEL)の位置にSRF linacを設置してPhase C ビーム試験に移行する計画である。

Phase B+ ビーム試験の主な目的は、(1) SRFより上流のInjector、RFQ及びMEBTのCWまでの実証、(2) Phase B+に続くPhase CにおいてSRF linacに入射されるビームの特性評価、(3) D-Plateを含むビーム診断系の低デューティからCWまでの試験などである。Phase B+で初めて設置された機器の、低電流ビーム(~10 mAの陽子、及び、~20 mAの重陽子)による基本的な試験等を目的としたPhase B+/Stage 1 ビーム試験を昨年12月に終えて、現在は、Injector 単体でのCW ビーム試験[6]とRFQのRFコンディショニング[7]を進めている。これらの各サブシステムのCWビーム試験に向けたコミッショニングが完了した後に、125 mA重陽子ビームによるPhase B+/Stage 2及びStage 3 ビーム試験に移行する。まずStage 2において、多くのビーム診断機器が使用可能な5%以下のデューティにおいてビーム特性の評価を行った後に、最終Stage 3において、主に非破壊型のビーム診断機器を用いてCWまでの高デューティを目指す計画である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.

[2] 長谷川和男他、「核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状 (1) LIPAc の概要」、本大会予稿集。

[3] K. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 153 (2020) 111503.

[4] K. Kondo et al., Nucl. Fusion 61 (2021) 116002.

[5] L. Bellan et al., Proc. ICFA HB 2021 (2021); doi:10.18429/JACoW-HB2021-WEDC2.

[6] 赤木智哉他、「核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状 (3) 入射器」、本大会予稿集

[7] 近藤恵太郎他、「核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状 (4) RFQとRF源」、本大会予稿集

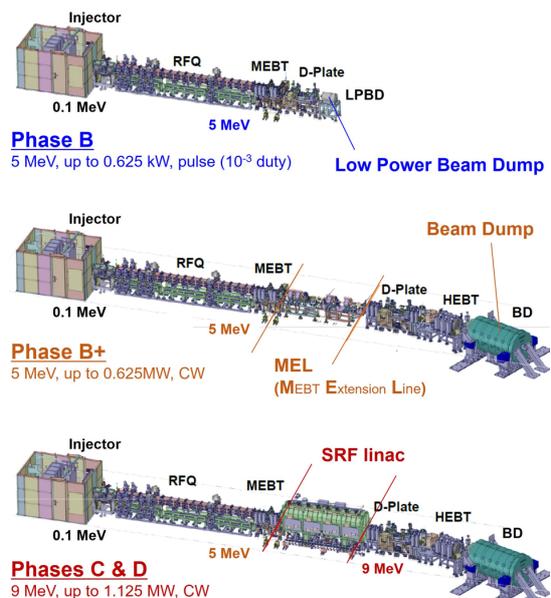


図1 LIPAcの段階的コミッショニングの各Phaseにおける器機配置

*Kai Masuda^{1,2} on behalf of LIPAc Unit¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状

Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

(3) 入射器

(3) Injector

*赤木 智哉¹, LIPAc ユニット¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

原型加速器 (LIPAc, Linear IFMIF Prototype Accelerator) [1]の入射器は ECR イオン源と低エネルギービーム輸送系 (LEBT) で構成される。CEA-Saclay が設計、製作及び性能確認試験を行った後、QST 六ヶ所研究所に搬入され、2017 年 8 月までに入射器単体での試験 (Phase-A 試験) を完了した。入射器に求められる仕様は、RFQ で 125 mA、CW の重陽子ビーム加速を達成するため、100 keV、140 mA の重陽子ビームを安定に供給することである。それに加えて低エミッタンスビームであることも必要で、これらの要件を同時に満たす運転条件を確立する必要がある。また、ビーム加速試験の初期段階におけるビーム損失による装置の放射化を防ぐため、重陽子ビーム試験を開始する前に予め LIPAc の各機器を調整することができるように、50 keV、70 mA の陽子ビームを供給することも求められる。2019 年 7 月に完了した Phase-B 試験 (RFQ 実証試験) において、RFQ による 125 mA の重陽子パルスビームの加速 (1 ms、1 Hz) に成功し、低デューティでは、入射器が目標のビーム電流加速を達成できるビーム条件で、重陽子ビームを RFQ に供給できることを実証した[2]。

イオン源のビーム引き出しシステムは 5 枚の電極 (プラズマ電極、中間電極、第一接地電極、リペラー電極、第二接地電極) で構成される。プラズマ電極は、陽子ビーム加速やビーム電流の小さな試験を行う場合に、引き出し口径の小さなものに交換して運転することが可能である。中間電極は印加する高電圧を調整することでビームの発散角を最適化するために使用する。プラズマ電極-中間電極間ギャップはスペーサーを用いて数 mm 程度調整できる。LEBT では 2 つのソレノイド電磁石でビームを収束させつつ、RFQ の入射条件に合うようにビーム輸送する。各ソレノイドには X-Y ステアリング電磁石が組み込まれている。イオン源から引き出されたビームの特性評価については、主に 2 つのソレノイド電磁石の間に設置されたアリソンスキャナー型エミッタンスメータを使用する。また、イオン種の成分比測定のためのドップラーシフト分光計やビームプロファイル観察用のカメラ、空間電荷中和率測定用 4 グリッド分析計も使用できる。

現在は Phase-B+試験 (125 mA 長パルス重陽子ビーム加速試験) の準備のため、入射器の大電流、CW 運転の実証試験を進めている。大電流と低エミッタンス (目標 $0.25 \pi \text{ mm-mrad}$) という要件を満たし、放電頻度が低い安定動作可能な領域を理論的に予測することは一般に困難であるため、引き出し口径の異なる複数のプラズマ電極を予め製作しておき、口径の小さな電極から順次大きな電極に変えながら、総ビーム電流とエミッタンスの関係について実験的に最適な条件を探索してきた。これまでに引き出し口径 $\phi 9$ 、 $\phi 10$ 、 $\phi 11 \text{ mm}$ の電極を用いた入射器長パルス試験を完了しており、 $\phi 11 \text{ mm}$ の電極を使用した試験で総電流 150 mA、重陽子割合 91% (137 mA)、低エミッタンスビームの生成に成功した。また、このビーム条件で約 11 時間の CW 運転を達成した。これにより LIPAc の入射器として CW 運転においても要求性能をほぼ満足することを実証した。さらに、これまで実験的に得られた結果の系統的な分析と経験から、口径 $\phi 12 \text{ mm}$ の電極を用いれば更に低エミッタンスの大電流重陽子ビームを安定的に供給できる見通しを得ることができたため、この電極を用いた試験についても現在進めているところである。既に総電流 160 mA で CW 運転を達成したが、ビーム安定性の改善が必要で、今後も RFQ 長パルス加速試験に向けて最適化を継続する予定である。

[1] H. Dzitko et al., Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112621.

[2] T. Akagi et al., Rev. Sci. Instrum. 91 (2020) 023321.

*Tomoya Akagi¹, on behalf of LIPAc Unit¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状

Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

(4) RFQ および RF 源

(4) RFQ and RF Source

*近藤 恵太郎¹, LIPAc ユニット¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

LIPAc では入射器で生成し 100 keV まで加速した重陽子ビームを、高周波四重極加速器 (RFQ) により 5 MeV まで加速する。本 RFQ は、動作周波数 175MHz の 4 ベーン型で、イタリア INFN レニャーロ研が設計・製作したもので、全長 9.8 m と世界最長である。大電流 125 mA の重陽子定常 (CW) ビームを放射化を抑えながら加速するために、低エネルギー部での加速とパンチングを丁寧に行い、高エネルギー部でのビーム損失を極力抑えるように設計され、極めて高い工作精度で製作されている[1, 2]。この RFQ は 12 個のモジュールからなる高周波空洞であるが、壁損失は重陽子加速時の定格ベーン間最大電圧 132 kV で 560 kW、ビーム負荷は定格電流 125 mA で 625 kW にも達する。合計 1.2 MW 以上の大電力の高周波は、計 8 台の高周波カップラーと同軸導波管によって入射する、世界唯一の設計であり、位相と振幅の厳密な同期制御が必要となる。このため、フルデジタル制御の LLRF (Low Level RF) を用い、マスタースレーブ方式の同期とフィードバック/フィードフォワード制御を行っている。高周波電力を供給する RF 源システムは、スペイン CIEMAT 研により調達された。四極管で 2 段増幅を行い、各カップラー1 系統あたり最大 200 kW、CW を出力する[3]。RFQ は 2016 年から六ヶ所研において据付調整が開始され、RFQ 空洞の RF コンディショニングを 2017 年 10 月から開始した。これまで RF 源の不安定性や 8 系統同期入射に起因する様々な問題に直面し、四極管やダミーロードの破損、RF カップラーの過熱による真空リーク・同真空窓の破損などのトラブルを経験した。これらの問題を解決し、また RF 源の様々な改良を実施した結果、安定性が大きく向上し、現在では効率的に RF コンディショニングを進めることが可能となった。2019 年夏までには重陽子ビーム加速に必要な定格電圧 132 kV でパルス長 5 ms での RF 入射が可能となった。また、2021 年末には、105 kV で CW での RF 入射を達成した。現在も定格電圧における CW 入射に向けた試験を継続中である。RFQ によるビーム加速試験は、RF コンディショニングの進展と共に、段階的に実施してきた。2018 年 6 月に陽子ビーム、2019 年 3 月に重陽子ビームの加速に初めて成功し、2019 年 7 月にはピーク電流 125 mA、パルス幅 1 ms の重陽子ビームの加速に世界で初めて成功し、プロジェクトの初期目標の 1 つを達成した [4]。その後、さらにパルス幅を伸長するため、CW ビームを受けることができる大電力ビームダンプと RFQ を接続するビーム輸送系が整備された。2021 年 7 月に初めて加速した重陽子ビームを大電力ビームダンプに入射することに成功し、同年末までにパルスビームを用いた特性評価試験を完了した。今後、RF コンディショニングの進捗を見ながら、RFQ による長パルスビームの加速試験を実施する計画となっている。

[1] A. Pisent et al., “IFMIF-EVEDA RFQ Design”, Proc. of EPAC08, Genoa, Italy (2008).

[2] E. Fagotti et al., “Installation and Low Power Test of IFMIF-EVEDA RFQ at Rokkasho Site”, Proceedings of IPAC2017, Copenhagen, Denmark, THPIK032 (2017).

[3] M. Weber et al., “Functional Overview of the RF Power System for the LIPAc RFQ”, IEEE Transactions on Plasma Science, 49, 9, 2987 – 2996 (2021).

[4] K. Kondo et al., “Validation of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) in Rokkasho”, Fusion Engineering and Design, 153, 111503 (2020).

*Keitaro Kondo¹, on behalf of LIPAc Unit¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

核融合工学部会セッション

核融合中性子源用加速器開発 (LIPAc) の現状

Current Status of Accelerator Development for Fusion Neutron Source (LIPAc)

(5) 超伝導リニアックおよび冷凍機システム

(5) Superconducting Linac and Cryogenic System

* 蛭沢貴¹, LIPAc ユニット¹⁻⁶¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

LIPAc は、100 keV の入射器(Injector)、重陽子ビームを 5 MeV まで加速する高周波四重極加速器(RFQ)、中エネルギービーム輸送系(MEBT)、9 MeV まで加速する超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)、ビーム診断器系(D-Plate)、高エネルギービーム輸送系(HEBT)と、125 mA(CW)/9 MeV の重陽子ビームを受けるビームダンプ(Beam Dump)で構成される[1]。図 1 に示すように、LIPAc の SRF クライオモジュールは、ビームを加速するために 8 式のニオブ製の半波長共振器 (HWR: Half-Wave Resonator, 共振周波数: 175 Hz, 定格加速電場: 4.5 MV/m) 型空洞(図 2)、8 式の高周波(RF)カップラー、ビームを収束するため 8 式の超伝導ソレノイドコイルパッケージ(中心磁場: 6 T)が HWR と交互に周期的に配置され、ビーム加速・収束を繰り返す構造としている[2]。クライオスタットは、輻射熱を抑制する断熱シールド、地磁気を遮蔽する磁気シールドで構成される。HWR とソレノイドコイルパッケージは、多段クロードサイクル方式を用いたヘリウム(He)冷凍機システムによって生成される液体 He で、4.5 K まで冷却される。LIPAc の冷凍機システムとクライオモジュールはクロードループを構成し、高圧ガス保安法冷凍則の規制を受け、特にニオブから構成される空洞は例示基準が適用できないため事前認可が必要である。超伝導加速空洞は、微粒子の混入により電界放出現象を誘発し、加速電場の劣化・クエンチを引き起こすので、組立作業は半導体工場レベルのクリーンルーム内で実施される。

SRF クライオモジュールを構成する各機器は、欧州の研究機関で製作・性能試験が完了した後、QST 六ヶ所研究所に搬入された。冷凍機システムは、2017 年に施工が完了し、2018 年に QST 主体の液化運転のトレーニングを実施した。クライオモジュールは 2019 年より、六ヶ所研究所内に整備された ISO-class5 のクリーンルーム内で欧州実施機関(F4E)により組立作業が開始され、一部の HWR と RF カプラーの接続作業などが実施された。ところがその後、新型コロナウイルス拡大による入国規制等で欧州の技術者が来日できず、組立作業が中断し、作業は延期されてきたが、2022 年夏より組立作業が再開される。クライオモジュールの組立作業は 2023 年春頃に完了する見通しであり、その後、加速器室への搬入、据付作業、冷凍機システムとの接続・液化運転、コミッショニングを開始する計画である。



図 1. LIPAc の SRF クライオモジュール(左)と冷凍機システム(右). 図 2. LIPAc の HWR 空洞.

[1] H. Ditzko *et al.*, “Status and future developments of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc)”, Fusion Engineering and Design, 168-112621 (2021).

[2] N. Bazin, *et al.*, “Status of the IFMIF-EVEDA superconducting linac”, Proc. SRF2019, Dresden, Germany, 735-741 (2019).

*Ebisawa Takashi¹ on behalf of LIPAc Unit¹⁻⁶

¹QST, ²IFMIF/EVEDA Project Team, ³F4E, ⁴CIEMAT, ⁵CEA, ⁶INFN

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

[1I_PL] Progression and issues of emergency radiation monitoring

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[1I_PL01] Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*Jun Sasaki¹ (1. NRA)

[1I_PL02] Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[1I_PL03] Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*Masahiro Munakata¹ (1. JAEA)

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題

Progression and issues of emergency radiation monitoring

(1) 緊急時モニタリングの現状と学術界への期待

(1) Current Situation of Emergency Monitoring and Expectations for Academia

*佐々木潤¹¹原子力規制委員会原子力規制庁

1. はじめに

原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）に基づき、原子力事業者、指定行政機関、地方公共団体及びその他の者が原子力災害対策を円滑に実施することを目的として、原子力規制委員会が「原子力災害対策指針」（以下「原災指針」という。）を平成 24 年に定めている。原災指針では、空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル（Operational Intervention Level。以下「OIL」という。）を設定し、観測可能な指標に基づき緊急防護措置を迅速に実行できるような意思決定の枠組みを構築するなど、緊急時モニタリングについても新たな考え方が示されたものとなっている。

また、原災指針の考え方の下、緊急時モニタリングの実施に資するよう、緊急時モニタリングの目的、各機関の役割及び実施内容等、原災指針の緊急時モニタリングに係る記載を補足することを目的に、原子力規制庁監視情報課が「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）」を平成 26 年に取りまとめている。

2. 原子力災害における緊急時モニタリング

原子力施設災害に起因する、緊急時モニタリングの目的を大別すると 3 点挙げられる。1 点目は原子力災害による環境放射線の状況に関する情報収集である。2 点目は OIL に基づく防護措置の実施判断材料の提供。3 点目は原子力災害に伴う住民等と環境への放射線影響評価（被ばく評価）材料の提供となる。上記 3 点に係る情報を迅速かつ正確に得るためには、時間的・空間的に連続した放射線状況を把握する必要があり、その実現にあたっては緊急時モニタリングに関する資機材の事前配備（例：モニタリングポストの設置等）と測定手段の多様化（例：移動体によるモニタリング等）が求められている。

緊急時モニタリングの実施にあたっては、緊急事態における事態の進展に応じて、関係者が共通の認識に基づき意思決定を行うことが重要であるが、現状の原災指針においては初期対応段階における初期モニタリングのみが定められている。

3. 学術界への期待

緊急時モニタリングは、様々な手法によって確立されているところであるが、より迅速かつ確実な緊急時モニタリングの実施に向け、技術面の高度化や多角的なアプローチが求められている状況である。特に、初期段階における内部被ばく・外部被ばく状況のリアルタイムな確認については、これまでに無い新たな測定手法の検討・確立等が必要となっている。大学等の研究教育機関及び JAEA や QST のような研究開発法人等におかれては、測定器及び測定方法の研究・開発等を通じた緊急時モニタリングの技術面の高度化についての提案を期待したい。

*Jun Sasaki¹¹Nuclear Regulation Authority

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題

Progression and issues of emergency radiation monitoring

(2) 福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓

(2) Experiences and Lessons Learned from Environmental Radiation Monitoring in Fukushima

*眞田幸尚¹¹原子力機構福島

1. はじめに

東京電力ホールディングス福島第1原子力発電所(以下、1F)事故後、政府、地方自治体、研究機関及び大学などにより様々な環境放射線モニタリングが行われてきた。事故後10年以上が経過し、線量率の低下に伴って、1F周辺地域における環境放射線モニタリングのニーズは低下しているものの、このような事故を経験した我が国として、培った技術の将来の原子力防災ツールとしての継承が必要である。本講演では、事故後開発された放射線測定技術のレビューを中心として、福島での環境放射線モニタリングの経験と教訓をまとめるとともに、将来の原子力防災ツール整備の取組について紹介する。

2. 福島での環境放射線モニタリングの経験

事故前から確立していたサーベイメータやモニタリングポストのような定点でのγ線測定技術やダストサンプリングに加えて、広範囲を効率的に測定するためのGPSによる位置情報とリンクした有人のヘリコプターを用いた航空機サーベイや車両サーベイなどの技術が現場に投入されている。また、1F周辺や帰還困難区域内で用いられている国産の無人機(以下、UAV)を用いた放射線測定システムが日常的に用いられている。上空からの放射線計測時には、距離による補正が必要であるが、様々なシチュエーションにおける地上値との比較から精度が検証されているとともに、過去の経験を教師データとして機械学習からより高度な補正が可能となっている。これらの測定結果はGISを用いてマップ化・可視化することが一般的となっている。

事故後10年蓄積された環境モニタリングのデータは原子力規制庁の受託事業の一環でJAEAが運用する「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト(EMDB)」でデータのダウンロードやマップの閲覧可能である。また、被ばく評価のシミュレーション技術も向上している。特定復興再生拠点の解除にあたっては、住民帰還後の被ばく評価のため、上記の高精細なモニタリングデータを元に位置情報や滞在時間を入力することにより積算の被ばく量を簡便に計算できるシステムが開発されている。また、そのシミュレーションの精度は、個人被ばく線量計による実測データと比較されその精度が検証されている。

3. 原子力防災ツールとしての新技術開発の動向

今後の原子力防災には特に事故初期において、UAVの活用は意思決定者への速やかな情報提供をもたらすと考えられる。福島の対応で、環境放射線モニタリングを目的としたUAVのフライト時間は、年間150時間を超えており、運用の体制整備や運用手法の最適化がなされている。これらの技術ベースを元に、長時間(20時間以上)・長距離(遠隔操縦距離30km以上)のフライトが可能な固定翼型UAVを用いた放射線モニタリングシステムの開発を行っている。本機器はふくしまロボットテストフィールドを中心に年間10回(最大6時間連続)のフライト試験を2019年から重ねている。

今後の事故対応を考えると意思決定者を支援するインテリジェンス情報の集約は住民避難やモニタリングの最適化に効果があると考えられる。環境モニタリングのプランを検討するには、事故後の汚染の拡散情報や既存のモニタリングポストからの情報だけでなく、住民数、地域の土地利用、幹線道路の渋滞情報、モニタリングのため物的・人的リソース、天候の情報など様々な情報が必要となる。JAEAでは、そのような多種多様な情報を可視化し集約するシステムの基礎設計を進めている。このような原子力防災ツールに関する取り組みは、実際のユーザとなる政府関係者や地方自治体関係者の意見を取り込みつつ、運用コストや体制の最適化が求められる。

*Yukihisa Sanada¹¹JAEA Fukushima

保健物理・環境科学部会セッション

緊急時放射線モニタリングの現状と課題

Progression and issues of emergency radiation monitoring

(3) 原子力緊急時支援・研修センターの活動

(3) Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center (NEAT)

*宗像雅広¹¹原子力機構 NEAT

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(JAEA)は「災害対策基本法」及び「武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律」に基づき、指定公共機関（国や地方公共団体と協力して緊急事態などに対処する機関）として国及び地方公共団体等に対し、原子力災害または放射線災害への対処において、技術支援を行う責務を有している。本講演では、原子力緊急時支援・研修センター(NEAT)における、緊急時対応の現在の体制と平時及び緊急時の活動について紹介する。

2. 原子力緊急時支援体制

NEAT は、原子力施設における緊急事態等に 24 時間対応するための窓口部署であり、当直体制で国等からの原子力緊急時の通報連絡、支援要請等を受ける体制を構築している。当直長が通報等を受信した場合、通報内容を支援体制に基づく連絡系統に従って速やかに JAEA 内関係部署に展開（電話、ファクシミリ、電子メール等）するとともに、緊急招集システムによる専任者及び指名専門家の招集、緊急時支援システム（テレビ会議システム、支援可視化情報データベース、防災業務情報共有システム等）の立上げなど一連の作業を行い、人的・技術的支援活動体制を迅速に整えることが可能である。NEAT は、総括班、運営班、福井支所等から成る原子力防災・緊急時対応の専任者約 60 名で構成され、加えて原子力緊急時対応のために理事長が指名する指名専門家約 130 名の協力を得る体制としている。指名専門家は環境モニタリング、環境影響評価、放射線管理等の原子力分野の専門家であり、平常時はそれぞれの研究所等で研究開発、技術開発に従事している。緊急時には専門的知識を活かし国等への情報提供や助言を行うとともに、現地オフサイトセンター等においてモニタリング活動や避難退域時検査等の活動に協力する。

3. 緊急時及び平常時の活動

JAEA は国、地方公共団体、消防、警察等とともに緊急時対応にあたり、放射線モニタリングや住避難退域時検査等の活動を行うとともに、自衛隊等との協力のもとで航空機モニタリングを実施する。IF 事故時の対応事例としては、JAEA 各拠点と協力して①緊急時モニタリング及び身体サーベイ、②モニタリング車、ホールボディカウンタ車、体表面測定車等の特殊車両の展開、③サーベイメータや個人被ばく測定器等の資機材の提供、④「健康相談ホットライン」による住民問い合わせ窓口対応等の様々な支援活動を行った。これらの緊急時対応活動には延べ約 4.5 万人・日を要した（2011 年 3 月 11 日～2012 年 3 月 31 日）。

平常時には、緊急時の環境モニタリングに関わる調査・研究及び航空機モニタリング実施体制の整備を進めている。特に、緊急時の航空機モニタリングを万全に実施するため、原子力発電所立地地域でのバックグラウンド測定、規制庁や防衛省と連携した航空機モニタリング訓練等によって実施体制の強化を進めている。また、緊急時対応力の向上及び危機管理体制の維持を目的として、JAEA の専任者・指名専門家等に対する研修（緊急時対応要領確認、初期対応要員訓練、緊急時通報連絡訓練等）を継続的に行っている。加えて、国・地方公共団体等の依頼等に応じて各地域の原子力防災訓練への参加、緊急時通報訓練協力、緊急時モニタリングセンター(EMC)訓練への専任者・指名専門家の派遣、避難退域時検査要員研修への参加、防災支援システム操作習熟訓練等に積極的に参加している（令和 3 年度の訓練等参加者総数は延べ 1,051 人）。

*Masahiro Munakata¹¹JAEA NEAT

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

[1J_PL] Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

安全評価技術の継続的向上の視点から

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[1J_PL01] Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel

*Keisuke Yamauchi¹ (1. TEPCO HD)

[1J_PL02] Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*Yoshiro Kudo¹ (1. Statistical Safety Evaluation Subcommittee , System Safety Technical Committee , AESJ Standards Committee)

[1J_PL03] Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*Fumihisa Nagase¹ (1. NRA)

[1J_PL04] Discussion

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

(1) 10×10 燃料を導入する際の課題とその解消に向けた道筋

(1) Roadmap towards the introduction of 10x10 fuel - issues and solutions -

*山内 景介¹

¹東京電力 HD

1. はじめに

新型燃料を導入する際には、燃料の健全性評価、安全性評価、許認可取得、実炉照射後の確認等、様々な確認を実施する必要がある。BWR プラントへの 10×10 燃料を導入する際の課題と、その解消に向けた道筋について報告する。

2. 10×10 燃料の導入

国内 BWR では、1990 年代に 9×9 燃料を導入以降、大幅な燃料の改良は実施していない状況である。一方、海外では、表 1 に示すとおり、1990 年代から 10×10 燃料（図 1 参考）を採用しており、現在、主力となっている燃料である。10×10 燃料は、燃料棒一本当たりの熱出力が低減され、またスペーサ形状の改良に伴い伝熱性能の向上がはかられており、安全性の向上が見込める燃料である。併せて、取出平均燃焼度を 45GWd/t から 50GWd/t に増加させること、及びウラン重量を増加させることにより、使用済燃料の発生体数の低減にも寄与するものであり、できるだけ早い国内での導入が望まれる状況にある。

一方で、新型燃料の導入に当たっては、燃料の健全性を確認するためのデータの取得、安全性評価、地元了解、許認可取得まで考えると、非常に長い期間を要するものになる。また、新型燃料を導入する際には、その燃料の特性にあった解析コードが必要になる。

そこで、国内に 10×10 燃料を導入するにあたり、海外での豊富な実績を活用するとともに、燃料の型式証明制度の活用により 10×10 燃料の安全審査に係る共通的な内容の審査を開始し、BWR 電力が再稼働後、速やかに、10×10 燃料の導入の調整が開始できる環境を整備していく計画である（図 2 参照）。

表 1 10×10 燃料装荷状況

型式	装荷開始年
GE12	1993
GE14	1998
GNF2	2005
GNF3	2015

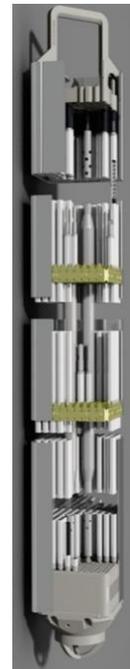


図 1 10×10 燃料 (GNF 製)



図 2 10×10 燃料の導入計画

3. 解析コード

10×10 燃料の導入に合わせて、炉心及び燃料の核特性解析コード、並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードを、高度化する計画である。

炉心及び燃料の核特性解析コードでは、長期間の停止による特有な核種の影響の評価、並びに 10×10 燃料の導入などに伴い非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的な評価が可能になり、説明性の向上、実運転時の効率的な運用につながることを期待できる。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードでは、炉心、原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入を計画している。過去には様々な解析コードを使用していたが、TRAC 系コードの導入により、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等に適用する解析コードの一本化が可能になる。また、TRAC 系コードは、最適評価コードとして整備していることから、不確かさが減少し、事象の進展を忠実に再現できることから、理解の向上、説明性の向上につながることを期待できる。

一方で、TRAC 系コードの導入に伴い、事象、条件、燃料などに依存して評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデルを適切に取り扱う必要が生じている。これまで使用していた解析コードでは、結果が最も厳しくなるように解析条件を設定していたが、このような解析条件設定が難しくなっていること、及び設定できた場合でも、非常に大きな保守性を確保することになり、取替炉心の安全性を評価する段階で、設計が困難になることが想定される。

そこで、統計的安全評価手法を導入する計画である。ただし、現行の審査の指標となっている結果が最も厳しくなるように解析条件を定めることに、合致しているものではない。今後の対応としては、統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されていることから、これを活用し、関係者と統計的安全手法導入の妥当性について理解を深めていく計画である。

* Keisuke Yamauchi¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated (TEPCO HD)

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

(2) 炉心燃料分野の評価コードの高度化と学会標準の整備状況

(2) Preparation status of computer programs and AESJ standards in the core and fuel areas

*工藤 義朗¹

¹ 標準委員会 システム安全専門部会 統計的安全評価手法分科会

1. はじめに

BWR プラントへの 10×10 燃料の導入と関連して重要となる炉心燃料分野の解析コードの高度化、関連する評価手法の高度化に関わる学会標準の整備状況について報告する。

2. 炉心燃料分野の解析コードの高度化

2-1. 炉心及び燃料の核特性解析コード

BWR では長期間の停止による特有な核種の影響の評価、並びに非均質性の増す燃料及び炉心の核熱設計への対応のために、燃料集合体内の核特性及び炉心内の核熱結合特性をより正確かつ現実的に評価する高度な解析コードへの移行が始まっている。

2-2. 炉心及びプラントの安全評価、並びに炉心損傷防止策の有効性評価に適用する解析コードの高度化

従来は、運転時の異常な過渡変化に対しては炉心 1 点のプラント動特性解析コードなど、設計基準事故に対しては炉心 1 次元の LOCA 解析コード、炉心 2 次元の制御棒系過渡・事故解析コードなどの簡易な解析コードが安全評価に適用されていた。一方、10×10 燃料の導入に伴って炉心内の 3 次元特性の過渡的な変化、主蒸気管の圧力挙動などに対する現実的で信頼性の高い評価の重要性、並びに解析コードに対する適格性評価の高度化及びその追加評価の必要性が高まった。このような状況から、10×10 燃料の導入に合わせて、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価、並びに炉心損傷防止対策の有効性評価に適用する解析コードを、炉心などを 3 次元で評価でき、プラント全体を現実的に模擬できる TRAC 系の解析コードにほぼ一本化する形で解析コードを高度化することが予定されている。これによって、簡易な解析コードの使用に起因して生じる認識論的不確かさが解消され解析結果の説明性が向上するとともに、解析コード及び適格性評価に係るニーズに対しても解決を図ることができると考えられる。

この報告では、TRAC 系コードを中心に解析コードの高度化の背景、目的、必要性、効果などを説明する。

3. 評価手法の高度化

3-1. 統計的安全評価手法及びその導入

炉心、原子炉圧力容器などを 3 次元で取り扱う TRAC 系コードの導入に伴って、対象とする事象、炉心及びプラントの条件、燃料などに依存して安全評価パラメータへの影響度が異なる多くの計算モデル及び解析の初期条件を適切に取り扱う必要が生じている。これらの計算モデルは試験などとの比較によって個々に不確かさが決定されるが、実事象への適用に当たっては、事象、条件、燃料などに応じてその不確かさ及び初期条件の不確かさを的確かつ合理的に計算結果に反映して安全評価パラメータを適切に決定する評価手法が必要となる。このために国内外で整備された評価手法が統計的安全評価手法である。

TRAC 系コードの導入によって従来コードの簡易さに付随した認識論的不確かさが解消されたことに加え、さらに統計的安全評価を導入して不確かさを的確な反映を図ることによって、適切な保守性をもった安全評価が実現されることが期待される。

3-2. 統計的安全評価手法標準の整備状況

統計的安全評価手法に対しては原子力学会標準が整備されている。まず、米国 NRC の CSAU 法¹⁾をベースに使用する解析コードの適格性評価に係る規定、BWR 及び PWR の安全評価への適用例、保守性の取扱い

方法などに関する説明を加えて 2008 年にその初版^[2] が発行された。これに対し旧原子力安全委員会においても指針への取込みの考え方などが検討された。その後、同原子力学会標準の改定版^[3]（以下、“改定標準”という。）が 2022 年 4 月に発行された。改定に当たっては、表 1 に示すように、米国などで使用実績が豊富な評価方法に係る規定部分は基本的に変更せず、米国の申請及び規制の動向、欧州の国際プロジェクトなどに関わる最新知見、新たな評価技術、解決した技術的課題などを網羅して附属書に説明するとともに、統計的安全評価の実施時に留意すべき点を数多く附属書に取り込んで、標準の実用性を高めた。また、適格性評価については上位のガイドラインである“シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン：2015”^[4] との整合性を強化した。さらに、BWR 及び PWR への適用例についても、例示する事象を見直した上で（BWR のみ）最新の解析コードで評価した結果に刷新するとともに、改定標準に加えた変更点を反映させたものとしている。

表 1 統計的安全評価手法の実施基準：2021 における初版からの変更点

表 1 統計的安全評価手法の実施基準：2021 における初版からの変更点				
規定	1 適用範囲	参考	E1 重要度ランクテーブルの作成に関する補足	
	2 引用規格		E2 附属書Bの位置付け	
	3 用語及び定義		E.2.1 PIRT作成手順	
	4 統計的安全評価の手順及び実施内容		E.2.2 主要ステップ及びその背景	
			E.2.3 システムの階層化（附属書 E.2.3 参照）	
			E.2.4 安全評価時に使用するPIRTと最適評価コード適格性評価時に使用するPIRTとの関係	
			E.2.5 PIRT作成の具体的な手順	
			E.2.6 PIRT作成チーム	
			E.2.7 PIRT作成チーム	
			E.2.8 既存PIRTの利用	
附属書A	最適評価コードの要件及び管理		最適評価コードの適格性評価の考え方	
	A.1 序文	G1 はじめに	G2 推定誤差の推定の考え方と保守性の評価との関係	
	A.2 適用範囲	G3 最適評価コードの数値計算性能に関する要求事項	G4 試験のスケールアップ性限及びスケールアップの範囲	
	A.3 最適評価コードの要件及び管理	G5 適格性評価の最適評価コードのスケールアップ性限の範囲	G6 最適評価コード中に重要な現象に対応する計算モデルがない場合の取扱い	
	A.4 最適評価コードの適格性評価	G7 最適評価コード改訂時の適格性評価方法の適用		
	A.5 最適評価コード改良時の適格性の評価方法の適用			
	A.6 統計的安全評価に適用する最適評価コード			
	附属書B	重要度ランクテーブル（PIRT）の作成		
		B.1 序文	H1 はじめに	
		B.2 PIRT作成手順	H2 統計的安全評価において取り扱われるランダムな不確かさ及び推定誤差の分類	
附属書C	統計的安全評価の適用事例			
	C.1 序文	H3 予測における不確かさの拡大に関する取扱い		
	C.2 PWR大破断LOCAへの適用例	H4 統計的安全評価における保守的な設定の方法		
附属書D	統計的安全評価の具体的な手順の説明			
	D.1 最適評価コードの適用性評価	H5 統計的安全評価における知見の拡充に応じた不確かさ設定の考え方		
	D.1.1 解析事象の選定（ステップ1）での留意点	H6 不確かさの分類と保守的な設定の具体例		
	D.1.2 最適評価コードの適用性評価（ステップ6）での留意点	H7 シナリオ保守性の取扱いについて		
	D.2 パラメータの不確かさの定量化			
	D.2.1 評価マトリックスの作成（ステップ7）			
	D.2.2 評価に用いるノード分割の定義（ステップ8）			
	D.2.3 最適評価コード又は計算モデルの不確かさ評価（ステップ9）			
	D.3 感度解析及び不確かさ評価			
	D.3.1 感度解析（ステップ10）			
附属書E	最適評価コードの要件及び管理に関する補足			
	E.1 概要	I.1 確信度に関する一般的な考え方		
	E.2 最適評価コードの要件及び管理に対する考え方	I.2 原子力施設的安全評価における確信度の取扱いに関する背景及び現状		
	E.2.1 はじめに			
	E.2.2 最適評価コードが対象とする事象の取扱い			
	E.2.3 現象及び計算モデルの階層的分類法			
	E.2.4 階層分解に基づく方法論中で扱われる手順の共通性			
	E.2.5 スケール則について			
	E.2.6 HZTSにかかわる無次元数及びスケール歪みについて			
	E.2.7 他のスケール分析手法			
E.2.8 試験に対するスケール分析に関する留意点				
解説	安全評価の実施目的についての考え方			
	J.1 安全評価の実施目的を明確化することの必要性			
	J.2 安全評価の実施目的の考え方			
	K.1 序文			
	K.2 制定及び改定の趣旨			
	K.3 制定及び改定の経緯			
	K.4 審議中に問題となった事項など			
	K.5 BWRの方法論に関する補足			
	K.6 最適評価コード及びMVIに関する補足			
	K.7 請求事項			
K.8 その他の事項				
K.9 解説の参考文献				

変更点:

- ・ 本体、附属書の規定部分は基本的に変更なし
- ・ 附属書(参考)を、最新知見を反映して拡充
 - ・ 新しい評価技術、解決した課題
 - ・ 実施時の課題 → 留意点として整理
- ・ 上位標準^{*)}との整合性強化、関係の明確化、用語の統一

*シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン:2015

4. 参考文献

[1] B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith et al., “Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident,” NUREG/CR-5249, USNRC (1989).

[2] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2008”, AESJ-SC-S001:2008, 日本原子力学会 (2009).

[3] 日本原子力学会, “統計的安全評価の実施基準: 2021”, AESJ-SC-S001:2021, 日本原子力学会 (2022).

[4] 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン: 2015”, AESJ-SC-A008:2015, 日本原子力学会 (2016).

*Yoshiro Kudo¹

¹ Statistical Safety Evaluation Subcommittee, System Safety Technical Committee, AESJ Standards Committee

原子力安全部会セッション

新型燃料の導入に向けた道筋／安全評価技術の継続的向上の視点から

Roadmap towards the introduction of new design fuels as well as the continuous improvement of safety evaluation

(3) 新型燃料に関する規制対応上の技術的課題

(3) Technical issues in the regulatory review of new design fuels

*永瀬 文久¹

¹原子力規制庁

1. 緒言

海外 BWR ではすでに実用化され標準燃料となっている 10×10 燃料を新たに国内に導入するにあたり、規制対応上の技術的課題について、私見を以下にまとめる。

2. 新型燃料導入において確認する項目

2-1. 燃料の安全設計の考え方

新型燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制基準及びその解釈^[1]、並びに、日本原子力学会（標準委員会システム安全専門部会）発行の報告書「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」^[2]に基づけば、通常運転時の燃料棒内圧や被覆管外面腐食、水素吸収、運転時の異常な過渡変化時の被覆管歪や被覆管応力、ペレット中心温度、限界熱流束比、限界出力比、事故時の被覆管高温膨れ破裂、被覆管最高温度（PCT）、被覆管の化学量論的酸化量、長期冷却性維持等が、安全設計の妥当性を確認する際の評価項目として挙げられる。

事業者は、10×10 燃料の申請に向けて整理が必要な事項として、燃料棒内圧基準への対応、沸騰遷移相関式の見直し、統計的安全評価手法の導入、反応度事故解析手法の高度化を挙げている^[3]が、これらは規制対応のポイントとなると考えられる。

2-2. 統計的安全評価手法の導入にあたり確認すべき技術的課題

上記の評価項目に係る安全評価については、米国等において、従来の保守的な評価に代わり統計的安全評価手法（BEPU）の導入が進められている^[4]。BEPU の導入により、事故時の事象進展や複雑な現象を現実的に予測するとともに、その不確かさを統計的に評価することで、原子炉の安全余裕の定量的な評価が期待できる。

日本原子力学会発行の「統計的安全評価の実施基準」^[5]では、BEPU 適用において必要な3つの要素と14のステップから構成される具体的な評価手順が示されている。BEPU を用いた安全評価の審査では、これらの各ステップにおける技術的課題を確認することが重要である。確認すべき重要な技術的課題は図1のとおりまとめられ、最適評価コードの適用性、統計評価で考慮する入力パラメータ（モデルや入力データ等）とその不確かさ、統計評価の方法等が重要な技術的課題の例として挙げられる。

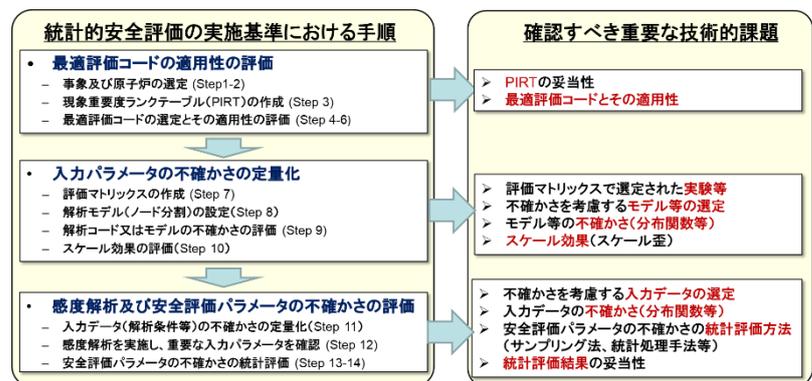


図1 統計的安全評価の各手順について確認すべき技術的課題

2-3. 技術的課題に対応した規制庁の安全研究

規制庁では、安全研究の一環として、BEPU に関する研究を実施してきた。最適評価コード TRACE を用いた PWR の大破断冷却材喪失事故 (LOCA) の解析^[6] は、その一例である。BEPU 評価では、不確かさを考慮すべきモデルや入力データ等の選定が重要な技術的課題であるが、ここでは、感度解析を実施して、安全評価項目の一つである PCT に影響するモデルや入力データを確認した。

(図 2)。

この他、高燃焼度 10×10 燃料の設計基準事故時挙動に関する知見を取得するために、JAEA において事故模擬試験等を実施している^[7]。

3. まとめ

10×10 燃料の導入にあたっては、燃料を含む原子炉施設の安全設計の妥当性を確認する必要がある。規制庁では、その安全評価に関し、BEPU を適用した場合に確認すべき技術的課題をまとめるとともに、各課題に対応した安全研究を実施してきている。

4. 参考文献

- [1] 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，原子力規制委員会，平成 25 年 6 月 19 日制定。
- [2] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-TR009-1:2021，2021 年 9 月。
- [3] 電気事業連合会，10×10 燃料の導入及びトピカルレポート制度の活用について，2019 年 4 月 4 日，<https://www.da.nsr.go.jp/file/NR000121147/000267340.pdf>。
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.203, Transient and Accident Analysis Methods, Regulatory Guide, December 2005 等。
- [5] 統計的安全評価の実施基準：2021，一般財団法人日本原子力学会，AESJ-SC-S001:2021，2022 年 3 月。
- [6] 江口ら，安全研究成果報告 詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備 (Phase-2)，原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2019-1002，平成 31 年 3 月。
- [7] M. Amaya, et al., Behaviors of High-burnup LWR Fuels with Improved Materials under Design-basis Accident Conditions, Proc. Top Fuel 2018: 2018 Sept. 30 – Oct. 04; Prague (Czech Republic)。

* Fumihisa Nagase¹

¹ Nuclear Regulation Authority (NRA)

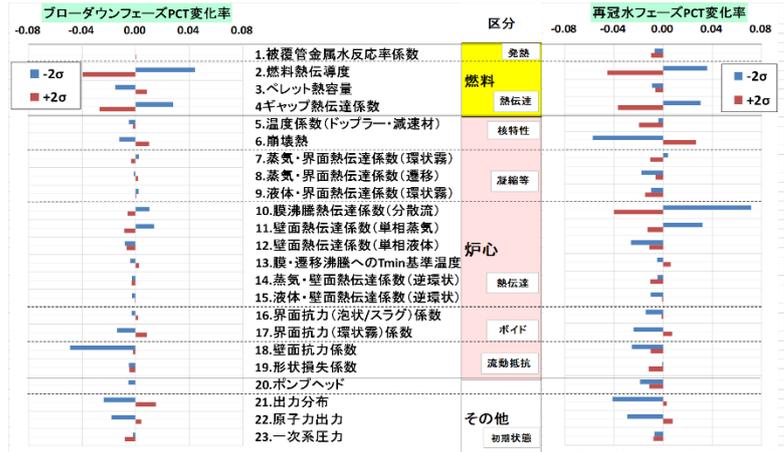


図 2 PWR の大破断 LOCA における重要パラメータの感度^[6]

(Wed. Sep 7, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[1J_PL04] Discussion

- ・新技術を原子力発電所で採用する際には、技術的な課題の解決だけでなく、規制上の課題がどこにありどのように解決していくかが重要である。
- ・燃料の改良は継続的かつ効率的な安全性向上策である。これまで、安全性の向上とコストダウンを両立させつつ、燃料の改良を継続的に実施している。ただし、BWRでは、9×9の導入（1990年代）以降、大幅な改良となる新型燃料の導入はなされていない。
- ・海外で既に実用化されている技術を日本に持ち込む場合、短い期間で、安全性向上に貢献可能である。
- ・そこで海外BWRでは標準である10×10燃料導入を一つの例題として、国内への導入に向け、燃料領域に関連した技術課題を俯瞰し、評価技術や原子力安全への取り組みを含め、新型燃料の導入に向けた課題を抽出する。