

Fri. Sep 13, 2019

Room C

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

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Common Education Bldg. 1F C13)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Syunichi Onitsuka¹ (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto¹ (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Health Physics and Environment Science

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science

Chair:Imoto Takeshi(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bldg. 1F D12)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

*Satoshi Yoshida¹ (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

*Yasuhiro Uezu¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D

and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato¹ (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta¹ (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato¹ (1. MHI)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[3L_PL] Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bldg. 2F E22)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda¹ (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano¹ (1. Univ. of Toyama)

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Atomic Power Division

[3O_PL] Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bldg. 3F A34)

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for
Introduction of Nuclear Regulation
Inspection

*Shinji Masumoto¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power
Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear
Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari¹ (1. TEPCO HD)

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

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Common Education Bldg. 1F C13)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant
decommissioning

*Syunichi Onitsuka¹ (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station

*Hajime Asama¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto¹ (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the
Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

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」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

* 鬼束 俊一¹¹ 東京電力ホールディング株式会社

1. はじめに

2011年3月11日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後30～40年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版2011年12月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに4回改訂がなされ、最新の第4回改訂版は、2017年9月26日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

- ① 安全確保の最優先・リスク低減の姿勢を重視
- ② 廃炉全体作業の最適化
- ③ 地域・社会とのコミュニケーションを重視・一層の強化

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の3つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の62核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等の設備により、汚染水（RO濃縮塩水）の浄化を進め、2015年5月27日には、RO濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、敷地境界での追加的な実効線量を1mSv/年未満に維持している。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で2014年5月21日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを2015年9月3日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月14日より排水を開始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるように、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の2系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化に加え、大雨時に一時的に雨水流入する箇所の流入防止対策を行っている。

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の94%が完了しており、今後は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施する予定である。

1～4号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約1,500m）については、2016年3月31日から海側の全面閉合を開始、同年10月に凍結を完了した。山側については、2016年6月から段階的に閉合を開始し、2018年9月には全ての凍結が完了した。現在は凍土の過度な成長を抑制するための維持管理運転に移行している。

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015年度）の490m³/日に対して、陸側遮水壁閉合後（2018年度）は170m³/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位/建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1号タービン建屋については、2017年3月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、1・2号機連通部の切り離し、3・4号機連通部の切り離しを経て、2020年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013年11月18日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始した後、順調に作業を進め、2014年12月22日に全ての燃料取り出しを完了した。

1号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015年7月から10月に屋根カバーの撤去、2016年9月から11月に壁パネル撤去、2017年3月から5月に柱・梁の取り外しを完了し、2017年12月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。現在、北側のガレキ撤去を進めるとともに、南側にある使用済み燃料プールを保護するための準備作業を進めている。また、2019年7月からウェルプラグ調査を実施している。

2号機は、2015年9月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年11月、早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減、作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。その後、2018年11月～2019年2月に実施したオペレーティングフロア内調査（建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用）では、2012年と比べて放射線量が低減していることを確認したことから、ダスト飛散防止や被ばく低減、雨水の建屋流入抑制を図るため、上部建屋を解体しない方法についても検討を実施している。

3号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015年11月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016年12月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017年1月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018年2月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019年4月15日より燃料取り出し作業を開始、約2年後の燃料取り出し完了に向けて、引き続き安

全最優先で作業を進めていく。

5. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られたこと、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

(1) 原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1号機格納容器内の調査は、2012年10月、2015年4月、2017年3月に実施した。2015年4月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内1階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017年3月の調査では、地下1階面のペデスタル外の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けたアクセスルートを構築中である。

2号機については、2012年1月、2012年3月、2013年8月、2017年1～2月、2018年1月、2019年2月に調査を実施した。2018年1月の調査では、ペデスタル内ブラットホーム下の調査を実施し、取得した画像の分析をした結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がペデスタル底部に堆積している状況を確認した。また、堆積物の状況から、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定している。2019年2月の調査では、ペデスタル底部の6箇所では堆積物に初めて接触することができ、そのうち5箇所では小石状の堆積物が動くことを確認した。さらに、前回の調査よりも堆積物に接近した状態で、映像・線量・温度データを取得することができた。

3号機については、2015年10～12月、2017年7月に実施した。2017年7月の調査では、水中を遊泳するロボット(ROV)により、原子炉格納容器内ペデスタル内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷やCRDハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペデスタル内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、ブラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1号機～3号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン(素粒子の一種)を用いた測定を行っている。

1号機は、2015年2月～5月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2号機は、2016年3月～7月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3号機は、2017年5月から測定を行い、7月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するた

めの設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第 3 次改訂 2019 年 6 月）。

発生する廃棄物は、既施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等および 2020 年度に運用開始する予定の増設雑固体廃棄物焼却設備、2022 年度に運用開始する予定の減容処理設備により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

* Syunichi Onitsuka¹

¹ 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

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術

(2) Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*浅間 一¹¹ 東京大学

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故からすでに8年が経過した。事故直後における緊急対応や、その後の廃止措置において、高放射線環境下での様々な調査や作業が必要となる中、人が行うことが困難・不可能・危険な環境が多々存在するため、遠隔技術の活用が必須となっている。1Fの事故直後は、事故現場の情報収集、原子炉の冷却、冷温停止が緊急のミッションであった。その後、汚染物質の封じ込め、システムの再構築、余震対策などの取り組みも行われている。現在では、廃炉に向け、使用済み燃料プールからの燃料の取り出し、さらには燃料デブリ（溶融し、冷えて固まった原子力燃料）の取り出しへと移行している。

これまでに50種類以上の遠隔技術が現場に投入され、調査・計測（状況調査、空間線量・線量分布計測、3次元データ取得など）、瓦礫除去（敷地内瓦礫除去、オペレーションフロア瓦礫除去、建屋内瓦礫除去、使用済み燃料プール内瓦礫除去など）、サンプリング（ダスト、汚染水、コンクリートコア）については順調に達成できている一方で、除染、止水などへの貢献はまだ限定的である。また、燃料デブリのサンプリングや除去なども、今後の課題として残されている。

今後、1Fの廃炉には長期の時間を要することから、世代を超えた取り組み、そのための人材育成も極めて重要である。分野を超えた学際的な知識を有し、ソリューションを導出できるような人材の育成が求められる。また、原子力施設の事故後の廃炉やクリーンアップなどの課題を抱えているのは日本でだけではない。原子力施設の事故は滅多に起こるものではないが、米国、英国をはじめ、同様な課題を抱え、様々な取り組みを行っている国も多く、それぞれが独自の技術や知見を有している、これらの国とも連携することで、国内外の希少な英知を結集し、今後の研究開発と人材育成を行いながら、廃炉に立ち向かうことが重要である。

* Hajime Asama¹¹ The University of Tokyo

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」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(3) 英知事業・国際協力の取り組み

(3) Decommissioning Project and International Collaboration

* 岡本孝司¹²

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 東京大学

1. はじめに

日本原子力研究開発機構、廃炉国際共同研究センター(CLADS)は、福島第一原子力発電所の廃炉を目的とした基礎・基盤研究を推進する活動を進めている。大量に存在する核燃料物質や放射性物質の閉じ込めを確実に確保しつつ、核燃料物質及び放射性物質を安全に管理するとともに、最終的に処理処分を行うためには、極めて高度な科学技術を駆使していくことが必要となる。既存の技術だけではなく、全く新しい概念に基づく技術開発が必須であり、日本国内だけではなく世界中の英知を結集して、廃炉を進める必要がある。CLADSは、国内および世界の研究開発のハブとして、廃炉研究を進めてきている。

2. 基礎・基盤研究マップ

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めて幅広い課題が山積している。NDFによる戦略が公開され、これらの戦略に基づいて廃炉が進められていくが、この戦略の背後にある、さまざまなニーズを解決していくことが求められる。一方で、研究開発を進める大学や研究機関が保持している、先端的な技術、シーズを廃炉にどのように適用していくかは、戦略の背後にあるニーズを的確にとらえなくてはならない。現在、さまざまな研究開発が進められているが、このニーズとシーズのマッチングが効果的に進められているとは必ずしもいいがたい。このため、CLADSにおいては、どのようなニーズが存在しており、現在どのような研究が進められているか、もしくはどのような研究が必要かを俯瞰的に示すため、廃炉基礎・基盤研究に関する技術マップを作成している。図1に全体図を示すが、詳細版については、ホームページを参照されたい。

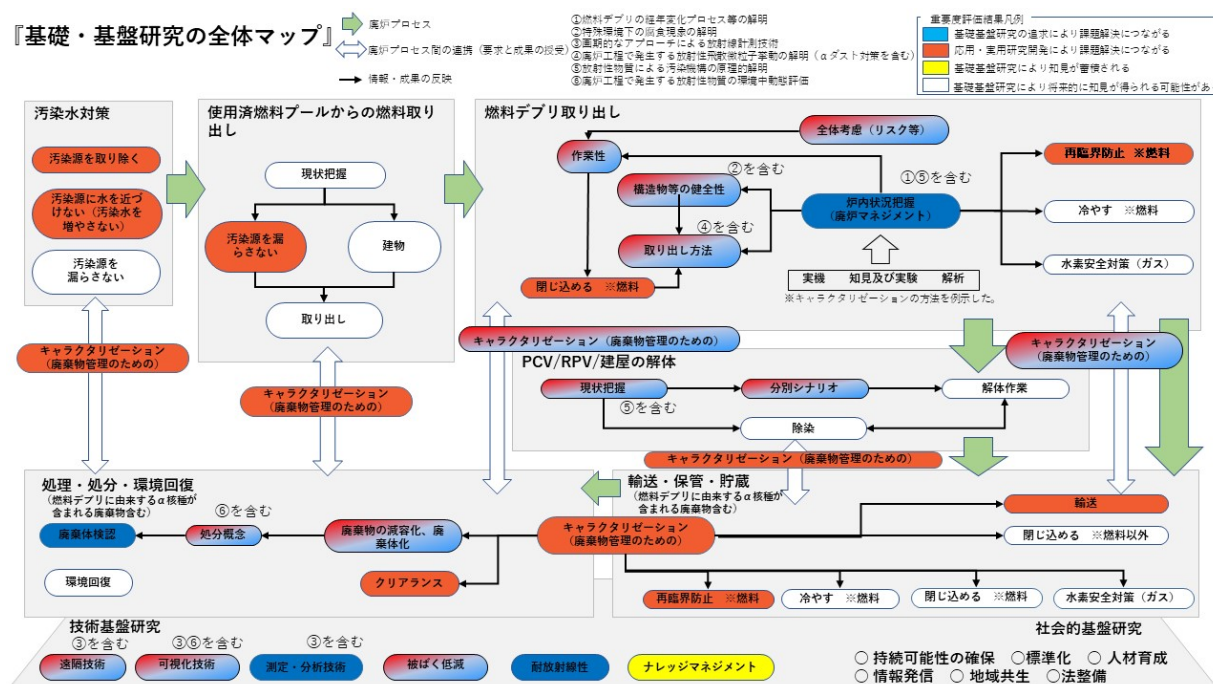


図 1 基礎・基盤研究の全体マップ（2019 年版） https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html

本マップを用いることで、廃炉に関する研究ニーズの全体像を俯瞰するとともに、基盤研究として必要な研究を推進していくことができる。なお、重要度分類においては、これらのニーズの中で、基礎基盤研究として推進すべき研究について、評価を行い青地もしくは赤地で示している。青地の方がより基盤研究として推進すべき研究であり、赤地は基盤というよりは応用研究に近いテーマであり、東京電力や IRID などにより推進されるべき研究となる。なお、領域によっては、青地と赤地の両方のテーマを含むものもある。また、黄地は、基盤的な研究であるが、少し時間をかけて進めていくべき研究となる。白地は既にある程度技術開発が進められているものも含まれている。技術的な研究開発項目以外にも、社会的に必要となる視点についても記述をしているが、重要度分類については実施していない。

本マップは 2019 年版と記載されているように、継続的に改善を進めていく。本マップに終わりではなく、新知見を踏まえて評価を進めるだけではなく、マップとしても、よりよいものに改善を進めることが必要である。

3. 英知事業・国際協力

2018 年度より、文部科学省が実施してきた英知事業を、日本原子力研究開発機構が引き継ぎ、CLADS が公募を実施することとなった。これは、廃炉に関する基盤研究を CLADS がハブとして推進する方針とも、方向性を一にしている。CLADS が引き継いだ英知事業では、今年度から、前述の基礎・基盤研究マップに記載されているニーズに対して、基盤的な研究を提案いただくこととしている。公募研究も、廃炉のニーズに直結した、課題解決型研究を中心として構築している。このほかには、廃炉を含む原子力学の基盤を推進するための共通基盤研究と、日英・日露などの二国間共同研究である国際共同研究、さらには、CLADS と大学等との連携ラボを構築して研究者育成を推進する研究者育成研究の 4 種類がある。共通基盤研究以外については、いずれも、上記の基礎・基盤研究マップとのリンク、つまり廃炉ニーズが重要視される。

将来的には、国内で実施している廃炉研究についても、基礎・基盤研究は本マップをベースとして再構築することも視野に入れている。大学の役割と JAEA 等研究機関の役割をしっかりと認識したうえで、連携を強化し、日本国全体の廃炉研究を構築していくことが必要である。

なお、日本国内では困難な研究や、海外が進んでいる研究分野については、国際協力が必須である。英知事業においても、日英・日露の国際共同研究を公募しているが、CLADS としての国際共同研究も幅広く推進している。特に核燃料を扱う研究は、JAEA においても研究が進められているが、JAEA では実施が困難な核燃料に関する研究は、フランス CEA などとの協力によって推進する必要もある。また、OECD/NEA や IAEA といった国際組織における、多国間研究プロジェクトについても、海外の知見を廃炉に取り込む視点が重要となる。

国内外の研究を俯瞰し、より重要性の高い研究に研究資源を配分していくことが、これからの廃炉研究において重要であると考えている。

4. おわりに

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めてチャレンジングな研究領域である。

先日、ハヤブサ 2 がリュウグウに着陸してサンプル採取に成功した。福島第一原子力発電所の燃料デブリのサンプルは、ハヤブサ 2 のサンプル採取よりも、より困難である。さらに、福島第一原子力発電所で今後実施すべき作業は、リュウグウ全体を分割して地球に持って帰る位のプロジェクトになる。ハヤブサ 2 よりもさらに困難な事業を進めようとしている。日本はハヤブサ 2 の技術を持っている。日本、そして世界の英知を結集して、安全に燃料デブリの回収、処分を進めていく必要がある。

今後とも、基礎・基盤研究マップをより充実させ、英知事業、国際協力を含めて、国内外の廃炉研究を推進していきたい。

* Koji Okamoto¹²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²The University of Tokyo

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」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(4) 廃炉検討委員会の取り組み

(4) Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*宮野 廣¹¹ 廃炉委委員長, 法政大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うため、平成 26 年度に廃炉検討委員会が設置された。

5 年目となった平成 30 年度は、個別検討課題に取り組む分科会の活動は下記の通り進展した。

- ・リスク評価分科会は 3 号機使用済み燃料取り出しを例に廃炉作業のリスク評価手法を検討した成果報告書を取りまとめ活動を終了。廃炉作業のリスク評価については、NDF からの依頼もあり、新たに燃料デブリ取り出しのリスク評価結果のレビューを行なう「廃炉リスク評価分科会分科会」を平成 30 年 8 月に設け、活動を進めた。
- ・「建屋の構造性能検討分科会」は 3 号機原子炉建屋の耐震性を評価した中間報告書を取りまとめ、発刊した。
- ・「ロボット分科会」は廃炉に貢献できるロボット技術開発のあり方を検討した中間報告書を取りまとめた。
- ・「廃棄物検討分科会」は廃棄物処分の最終的なプラント・サイトの状況（フューチャープラン：「エンドステート」に変えての呼称）を見据えた検討を進めた。

廃炉委の情報発信、コミュニケーションのための活動が拡がり、学会内では秋の大会、春の年会、春の一般向けシンポジウムにおいて活動報告を行うとともに、新たな取り組みとして、JAEA の協力を得て、日本機械学会の動エネ部門およびロボメカ部門と連携して本年 5 月に J ビレッジにおいて、第 1 回の廃炉国際シンポジウム FDR2019（International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research）を開催した。また、福島第一での廃炉作業が本格化する中で、支援を強化していかなければならない。廃炉委では、新たな検討グループを設定して、さらなる活動の展開を図っていく。

2. 廃炉委の活動

2-1. 廃炉委員会の体制

「廃炉リスク評価分科会」を新たに設け、図 1（次頁に掲載）の体制で検討を進めている。

2-2. 情報発信・コミュニケーション

秋の大会、春の年会に加え、原子力学会を軸に 2016 年 5 月に設立された「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会(ANFURD)」を情報発信・コミュニケーションの場として活用している。なお、

- ・秋の大会では 福島第一の廃炉に関連する各組織の研究成果報告と意見交換
- ・春の年会では 廃炉委の活動状況・成果報告および検討の方向性に関する議論を主に行うこととしている。

廃炉委としての社会への発信は、毎年春にシンポジウムを開催して、その時の最もホットな話題を取り上げ、議論している。

1) 秋の大会、春の年会

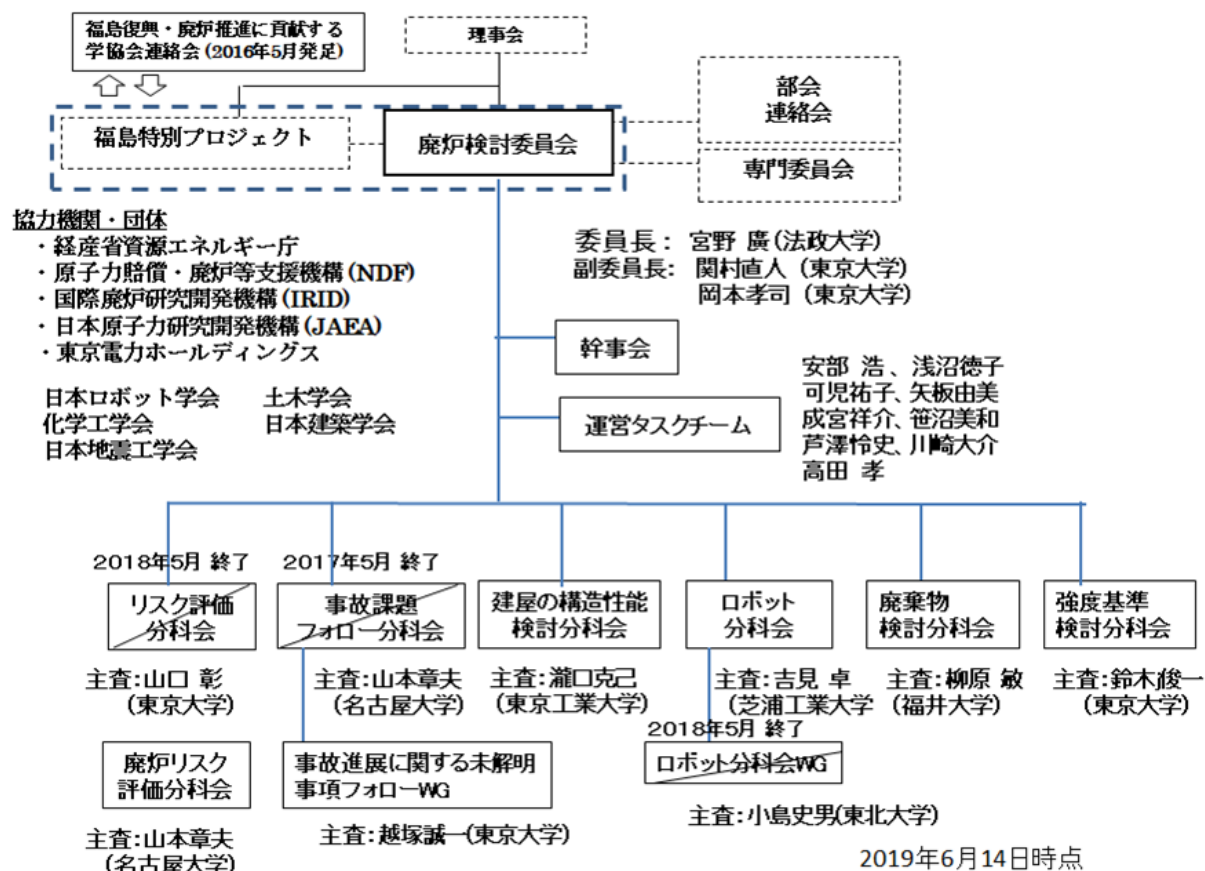
- ・秋の大会中の 2018 年 9 月 7 日午後、廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現状および活動報告－」を実施した。

- ・春の年会中の2018年3月28日午後、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－」を実施した。

図1 廃炉検討委員会の体制



2) 春のシンポジウム

福島第一事故後ほぼ8年が経過した3月9日に、機械振興会館にて、一般向けのシンポジウムを以下の内容で開催した。

テーマ:「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉-第4回: 確実な廃炉のために今すべきこと-」

講演1: 事故炉の廃炉の全工程とホールドポイント (宮野 廣 委員長・法政大)

講演2: 事故炉の安全確保と管理目標 (山本章夫 WS主査・名大)

講演3: 廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い (柳原 敏 WS主査・福井大)

講演4: 自然現象に対する事故炉の安全性評価 (糸井達哉 WS主査・東大)

講演5: 新技術への挑戦－国の補助事業による研究開発 (松本昌昭 廃炉・汚染水対策事業事務局・MRI)

講演6: 国際協力への提案 (岡本孝司 JAEA/CLADS 長・東大)

(結果) 約120名の参加を得て活発な議論が行われた。現状のロードマップは不十分であり、十分な議論ができていない。原子力学会はこの充実に協力し、確実に廃炉を進めていくため貢献していく。

3) 部会、連絡会等との連携

本年度は廃炉委にて、燃料デブリ専門委員会および福島第一廃炉に関連する部会等のうち「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会から、活動状況を説明いただき、意見交換を行った。

4) 福島第一原子力発電所の廃炉に係る国際研究者会議

「International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research FDR2019: May24-26, 2019, J-Village, Naraha, Fukushima, JAPAN

(概要)

40年にも及ぶとされる東京電力福島第一原子力発電所の廃炉について、国内外の技術者や研究者が最新の研究成果などを報告する国際会議を福島のJヴィレッジで開催した。委員長に日本機械学会(JSME)のロボ・メカ部門から高橋隆行教授(福島大)、副委員長にはJSMEの動エネ部門から岡本孝司教授(東大)、日本原子力学会(AESJ)からは廃炉委委員長の宮野廣客員教授(法政大)以下、日本原子力研究開発機構(JAEA)をはじめとする関係機関、学会から多くのボランティアによる支援を受け運営された。

この会議は、日本機械学会(JSME)と日本原子力学会(AESJ)が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、各国の技術者や研究者など180人余りが参加した。特に海外からの論文の投稿も多く(40%超)、各会場で常時50人程度が参加する有意義なものとなった。

会議の冒頭のプレナリーで、NDF(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)の山名理事長から、福島第一原発の廃炉の現状を説明し、世界中の研究成果と技術の結集が重要であるが訴えられ、資源エネルギー庁の新川審議官からは、福島第一の廃炉は福島の復興につながるものでなければならないと訴えられた。

三日間の会議では、遠隔操作の技術や廃棄物管理、過酷事故解析の高度化、デブリの特性、放射線計測など5つの分野に分かれて発表と議論がなされた。合計104件の論文が発表され、熱心な議論が行われた。廃炉の現状は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」などが共有された。

国内外多くの専門家が結集した国際会議であり、意見交換は、発表の場だけではなくバンケットの場や引き続き親睦会で熱く行われ、今後の人のつながりを介した技術のつながりが期待される。

(3) ワークショップ開催

廃炉委として、全体をカバーする課題について、特に自由に意見交換、議論する場として、「廃炉委ワークショップ」を始めた。毎回、多くの外部団体の方、専門家の参加を得て、下記のテーマで活発な議論を行った。

- ・第1回テーマ：廃炉のロードマップ
- ・第2回テーマ：廃炉の安全に関わる管理目標とは
- ・第3回、5回テーマ：廃炉の“廃棄物の取り扱い”について
- ・第4回テーマ：事故炉廃炉における放射性物質/放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方について
- ・第6回テーマ：事故炉廃炉における自然事象(外的事象)に対する備えを議論する上での前提条件
- ・第7回テーマ：宇宙・衛星の信頼性技術と事故炉廃炉向けロボットへの展開

各会約20人の参加で議論を進めている。報告は、それぞれのテーマの報告書に反映するとともに、国、NDF、東電に情報を提供する。

2-3. 今後の活動

今後の活動の概要を以下に示す。

(1) 廃炉委の活動

○福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。

○2021年の10年目に向けた”廃炉委“の提言のフォローの活動を始める。

- (例) ・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析
- ・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

○課題解決型のWSの開催を継続する。

- (例) トリチウム水への対応、風評被害、計量管理、弁別の考え方、クリアランスの評価法など

「風評被害」への対応は、最大の課題となりつつある。学会としてどのように対応すべきか、議論を進

め、社会に発信していかなければならない。

(2) 分科会の活動

- ・「廃炉リスク評価分科会」・・・リスク評価法の確立
- ・「建屋の構造性能検討分科会」・・・廃炉の構造評価法の提案(構造劣化の問題)
- ・「ロボット分科会」・・・炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
- ・「廃棄物検討分科会」・・・“目指す姿”(フューチャープラン)の提言
- ・「強度基準検討分科会」を新設し、事故炉の強度基準の検討

(3) 国際会議

JASMiRT (国際原子力構造工学会議) と連携して 8 月に SMiRT25 (米シャーロット) で廃炉国際セッションを共催する。SMiRT27 (2023 年開催) の日本開催を予定している。

8 月開催の N D F 第 4 回福島第一廃炉国際フォーラムに協力する。

(4) 廃炉委のシンポジウム、セッション等

学会の年会、秋の大会、廃炉委企画セッションを計画・実施する。

毎年開催の春のシンポジウムでは (2020 年 3 月)、特に一般向け廃炉シンポジウムについて

「市民目線」の内容で計画・実施する。

(5) ワークショップの開催

福島の廃炉への取り組みを、今後の原子力発電の安全確保にどのように生かしていくべきなのか。その視点での議論が抜けている。

- ・福島第一の事故の反省の再考。
- ・安全確保への本質的な議論と実行に生かす。
- ・行き過ぎの審査基準の問題への適切な助言

例： 厳しすぎる竜巻の風速

津波高さの一律適用と最大予想値を基準とすることの問題

- ・「新知見」の問題への対応として、何を「新知見」とするのか、十分に検証されたものを「新知見」とすべきなのか、規格基準への取り込みを論文ベースか、査読論文ベースか

等を検討する。

3. おわりに

福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。学术界の支援へのニーズは高い。各組織での活動、連携、さらに廃炉委でのワークショップでの議論を踏まえて、実効的な支援につなげて行きたい。

*Hiroshi Miyano¹

¹Chair of 1F Decommissioning Committee AESJ, Hosei Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Health Physics and Environment Science

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science

Exploration of new interdisciplinary collaboration

Chair: Imoto Takeshi (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bldg. 1F D12)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

*Satoshi Yoshida¹ (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

*Yasuhiro Uezu¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 - 新たな学術連携の模索 -

A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

量研（QST）の放射線影響・被ばく医療研究

- 機構誕生から3年目の再改革（QST ver.2）を経て目指すもの -

Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

- Based on reorganization (QST ver.2) after three years from establishment -

*吉田 聡¹

¹ 量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

量子科学技術研究開発機構（量研／QST）は、2016年4月1日に、放射線医学総合研究所（放医研）と日本原子力研究開発機構（原子力機構）の一部（量子ビーム部門と核融合部門）が統合することによって誕生し、その後の3年間に様々な改革と新たな取り組みを実施してきた。そして、2019年4月1日に改めて内部の組織改革を行い、QST ver.2として次の一步を踏み出した。これにより、放射線影響や被ばく医療に関する研究や緊急時対応のための体制も大きく変わった。ここでは、量研（QST）における組織改革とその狙いを中心に紹介することで、今後の保健物理・環境科学研究の方向性を議論するための一助としたい。

2. 量研の誕生から3年間の取り組み

量研の誕生にあたり、分野の異なる組織の統合であることを考慮して、元の組織を活かしつつ3つの研究部門とし、全体をカバーする傘となる本部組織を作ることによって機構としての機能を発揮させることにした。研究部門の1つは、従来の放医研であり、その名称を変えずにそのまま部門の位置付けとした。放射線影響や被ばく医療に関する研究もそのまま引き継いだ。その他は量子ビーム科学研究部門と核融合エネルギー研究開発部門である。

放医研は5年間の中期計画が終了したところであったため、統合に合わせて内部の組織を改変した。すなわち、放医研病院をはじめとして臨床研究に直接関わる研究部を臨床研究クラスタとして1つにまとめ、そのほかの研究部を並列した。多くの研究部に階層をつけなかったのは、フラットな構造にすることで専門性を活かした機動的な連携と人材育成が可能になることを期待したためである。例えば、計測・線量評価部は、ここに足場を置きながら、放射線治療から緊急被ばく、そして福島の実民までの線量評価を幅広くカバーした。

一方で、フラットな組織構造は、研究プロジェクトや事業の実施体制がわかりにくくなる傾向があり、例えば、緊急被ばく体制については外から窓口が見えにくいという指摘を受けることがあった。

3. 新たな組織改革

設立から2年を迎えた量研では、それまでの業務運営の課題等を洗い出した上で、研究成果を最大化するための組織改革についての検討を開始した。そして、「QST 未来戦略検討委員会」とそのワーキンググループによる1年間の議論を経て、2019年4月に新たな体制（QST ver.2）をスタートした。目玉の一つは、量研が主導して新たな学問分野の確立を目指す「量子生命科学」について、3研究部門から独立した組織（領域）を新設したことである。そして、最大のポイントが放医研の改革である。

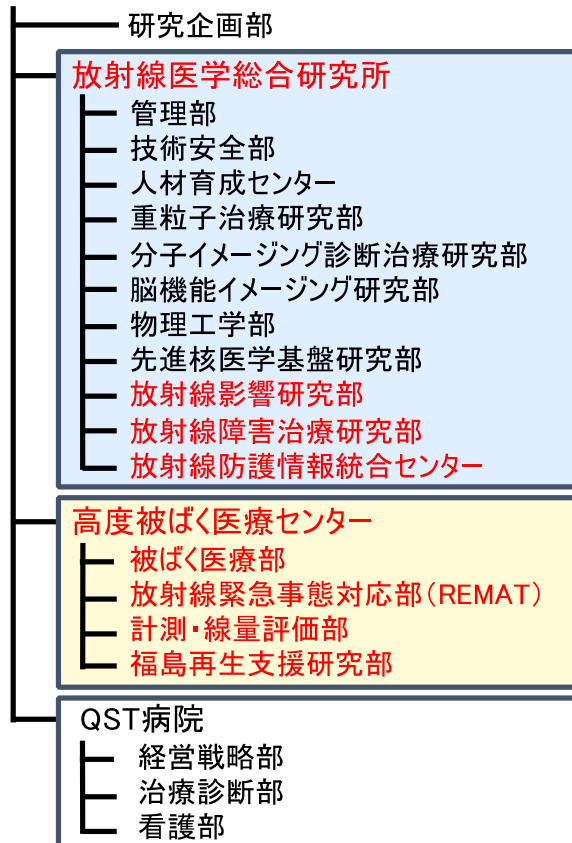
3-1. 量子医学・医療部門の設立

これまで主として放医研が担ってきた研究と事業をより強力に進めるために「量子医学・医療部門」を新設した。そして、この部門の下に「放医研」「高度被ばく医療センター」「QST 病院」の3つを並列に設置した。これには、放射線被ばく医療と病院を独立させて独自性を持った最適なマネジメントを行うとともに、外部からその活動を見やすくする狙いがある。

3-2. 放射線医学総合研究所（放医研）

放射線被ばく医療と病院の機能が分離された放医研はより研究開発に特化したものとなった。保健物理・環境科学研究に関連する組織としては、「放射線影響研究部」が放射線影響に関する基礎研究を、「放射線障害治療研究部」が放射線事故や放射線治療に伴う正常組織障害の治療及びリスクの低減化に関する先端的な研究を行う。また、「放射線防護情報統合センター」は放射線防護に関する科学的知見の収集及び活用並びにリスク評価や医療被ばく評価研究を行うとともに、収集した国内のデータを整理・解析し、国際原子力機関（IAEA）などの国際機関等へ情報提供する役割も担う。

《量子医学・医療部門》



図：新設された量子医学・医療部門の組織
(赤字：保健物理・環境科学研究に関連する組織)

3-3. 高度被ばく医療センター

東電福島第一原発事故の後の2015年に、原子力規制委員会は被ばく医療体制を抜本的に見直し、高度被ばく医療支援センター5ヶ所と原子力災害医療・総合支援センター4ヶ所を指定した。それ以来、量研（統合前は放医研）は高度被ばく医療支援センターとしての役割を果たしてきた。そしてさらに、指定後3年が経過した状況等を踏まえ、原子力規制委員会は2019年4月付で制度改革を実施し、両支援センターの役割を強化するとともに、量研を基幹高度被ばく医療支援センターと位置付けて、全体をリードする役割を明確に付すこととした。

この国の拠点として我が国の被ばく医療を牽引する大きな役割を果たすため、量研に新設された組織が「高度被ばく医療センター」である。センターは4つの部から構成される。すなわち、被ばく患者の治療のための「被ばく医療部」、災害時に量研の外に専門家を派遣するための「放射線緊急事態対応部（REMAT）」、放射線・放射能の計測と線量評価のための「計測・線量評価部」、そして被災地再生支援に向けた放射線の人や環境への影響に関する調査研究のための「福島再生支援研究部」である。また、センター内に運営企画室が設置されており、基幹高度被ばく医療支援センターの事務局もここが担う。

これらの組織によって基幹高度被ばく医療支援センターの役割に加えて、原子力規制委員会の技術支援機関及び国の指定公共機関としての役割も果たしていく。

基幹高度被ばく医療支援センターとして、これまでと最も異なるのは、他の4センター（弘前大、福島県立医大、広島大、長崎大）と連携しつつ、これらを取りまとめてリードする役割を持つことである。従って、センター間での協定締結や連絡会議開催を主導するとともに、原子力規制委員会と連携して、他センターを含めた基礎から高度専門レベルまでの研修の体系化と効果的な人材育成を進めるための人材データベースの

管理・運用などを実施する。

被ばく医療に必須で量研がリードすべき事項の一つが被ばく線量評価である。とりわけ、核燃料物質による内部被ばく線量評価とそのためのバイオアッセイについては、高度被ばく医療支援センターの中では唯一緊急被ばく時の実働経験を有する。2017年6月に発生した原子力機構大洗研究開発センターでのプルトニウムによる内部被ばく事故の際には、5人の患者に対して排泄物を用いたバイオアッセイを実施し、我が国では初めてキレート剤であるDTPA(ジエチレントリアミン5酢酸)を用いた治療を行った。バイオアッセイを含めた線量評価については、新施設を建設中であり、線量評価手法の高度化を進めるとともに研修にも利用する予定である。

「福島再生支援研究部」は、東電福島第一原発事故の後に放医研が行ってきた福島復興再生支援に向けた包括的な調査・研究を他機関とも連携して行うものである。特に放射性物質の環境中の動態とそれによる人や生態系への影響などについては、福島県立医科大学内に設置した福島研究分室を活用した調査・研究を実施している。東電福島第一原発事故に関連した多くの事業では、事故後10年を見据えて終了や見直しをむかえており、量研の事業についても今後の長期的な観点での議論が必要となっている。

4. おわりに

東電福島第一原発事故から10年が経過しようとしている状況の中、量研自身の研究や事業の内容も大きな転換期を迎えている。2019年4月の組織改革(QST ver.2)を基盤に、今後は関連機関との連携をより強めつつ、社会から求められる国立研究開発法人としての役割をより強く意識した研究開発と事業を進めることとなる。

*Satoshi Yoshida¹

¹National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 - 新たな学術連携の模索 -

A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割

-福島事故を経験して-

The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science
-Based on experiences of the Fukushima accident-

*植頭康裕¹

¹ 日本原子力研究開発機構 福島研究開発拠点

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力機構は日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合し、2005年10月に日本で唯一の原子力に関する総合的研究開発機関として発足した。2015年4月、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称が変更された。

その後、2016年4月、量子ビーム部門の一部及び核融合研究部門が、国立研究開発法人放射線医学総合研究所と統合し、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構が発足した。

この間に2011年3月11日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所の事故対応を行うべく、同日に理事長名で対策本部が設置され、2011年5月には福島支援本部が設置され、保健物理分野においては、環境モニタリング（遠隔モニタリング技術開発を含む）、住民の被ばく線量評価、リスクコミュニケーション（国際放射線防護委員会以下、「ICRP」と共同で開催しているダイアログを含む）、国、自治体への協力等を行ってきた。

今般、「保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割」というタイトルで企画セッションにおける講演をする機会を得たこともあり、東京電力福島原子力発電所の事故の経験を踏まえ、国立研究開発法人として求められている姿について報告する。

2. 原子力機構の現状

2-1. 東京電力福島第一原子力発電所事故対応

2011年3月11日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所における事故が発生し、放射性ヨウ素や放射性セシウム等が環境中に放出された。原子力機構は国の指定公共機関として、茨城県ひたちなか市にあるNEAT（原子力緊急時支援研修センター）を窓口し、モニタリング要員の派遣等を行ってきた。5月には福島支援本部を設置することにより、機構の業務として事故の終息に向けた取り組みを本格化した。

同年7月から放医研とともに県民健康管理調査のうちの内部被ばく評価方法を策定し、先行調査を経て本格調査に入った。2012年2月1日には、吸入による急性摂取シナリオから飲食物の取り込みによる日常的摂取にシナリオを変更して、対応に当たってきた。現在においては、約340,000人の県民の方々が受診された（そのうち、機構では93,000人を測定・評価）。

福島県、とりわけ阿武隈山地は1,000メートル級の山々が南北に連なっており、環境放射線モニタリングについては、サーベイメータを持って測定する従来の方法が困難を極めた。そのため、ヘリコプターや無人ヘリコプター等を用いた遠隔環境モニタリングを開発し、それらを用いた線量を地図上に落とし込み線量マップを作成してきた。

2018年からはICRPとともにダイアログミーティングを開催している。本ダイアログミーティングでは、

この事故からの教訓をどのように残していくべきなのか、県民の方々や見学の方々に事故がどのように伝わり、それがどのような意味を有しているかを紐解くきっかけにしたいと思っている。

事故後、もうすぐ 10 年が経過しようとしているが、復興予算の終了とともに、福島におけるこれらの活動についても、オフサイト研究からオンサイト（廃炉）へ、また、オフサイト研究から軽水炉への応用へと軸足を変えることを検討する時期に差し掛かっていると言えよう。

2-2. 大洗燃研棟における汚染事故、プルトニウム第二開発室における汚染への対応

2017年6月6日11時15分頃、大洗研究開発センター（現、大洗研究所）燃料研究棟108号室のフードにおいて、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検等作業中、貯蔵容器内にある核燃料物質が入った容器を封入した樹脂製の袋が破裂した。

作業員5名のうち4名に皮膚汚染を、うち3名から鼻腔内の汚染を確認した。作業員3名が補助線量計であるポケット線量計を装着しており、その読み取り値は2 μSv （作業員B）、3 μSv （作業員D）、60 μSv （作業員E）であった。除染、身体サーベイ後、作業員5名を核燃料サイクル工学研究所へ搬送し、肺モニタ測定、キレート剤投与を行った。6月7日、作業員5名を量研 放医研に搬送し、肺モニタ測定等を含む医療処置を受けさせた。

上記の事故を踏まえ、機構内のすべての施設の運転を取りやめ、保有する核燃料物質等の保管状況を確認した。また、「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」等の策定、全拠点を対象に水平展開として、原子力施設のうち、放射性物質等で汚染された物のバッグイン、バッグアウト作業を行う施設での再発防止、各拠点における是正措置プログラム（CAP）の導入等が求められた。

2019年1月30日、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室粉末調整室（A-103）において、核燃料物質を収納している金属製の貯蔵容器2本（アルミニウム製の物とステンレス鋼製のもの（以下「ステンレス缶」という。））をそれぞれ二重に梱包している樹脂製の袋の交換作業中にステンレス缶を梱包している二重目の樹脂製の袋表面等から汚染が検出され、設置された α 線用空気モニタ警報が吹鳴した。

上記の事故を踏まえ、全拠点を対象に水平展開として、プルトニウムを貯蔵する容器であって容器の外側を樹脂製の袋で梱包した状態で保管されているものの内容物等の調査、容器の外側が汚染したことに対する対策、一重目の袋の梱包物に穴が開いていたことに対する対策、汚染を拡大させたことに対する対策、事例研究、作業手順書等の見直し改善、緊急時対応の機能向上のための訓練、「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」等の見直し、作業責任者認定制度の「制定」又は「見直し」、職員による現場巡視のルール化が求められた。

3. 国立研究開発法人として今後の役割

原子力機構は、東京電力福島第一原子力発電所の事故への対応において、環境回復を含むオフサイト研究から廃炉に係るオンサイトへの転換期を迎えており、これまでの事故時のファーストレスポンスとしての対応からの脱却が求められるとともに、環境放射能の研究として、継続してデータを取得する必要があるもの及び今回の事故の教訓を含めたポストアクシデントへの対応として実施が必要な研究を選択していく必要がある。

また、国の政策判断に資するデータの取得が重要なミッションのひとつに挙げられることから、国立研究開発法人としての国や国民からの負託に応えられるよう、先を見据えた目標に向かい、常に研究開発を計画通りに着実に実施していく必要がある。

現在、原子力機構では、「構造改革」という名のもとに「機構の位置づけの明確化」、「研究の質の向上、イノベーション」、「出口戦略」等、大小様々な問題点を抽出し、それぞれにアクションプランを作成して、対応を図っているところである。これまで原子力機構は国の政策を見据え、それに必要な研究を実施してきた側面があるが、これからは 20 年先、30 年先を見据え、自らが国策をリードするような「目玉となるプロジェクト」を打ち出す必要があり、このような観点での検討も今後進むこととなる。

加えて、機構は、災害対策基本法、武力攻撃事態対処法に基づく指定公共機関である。そのため、東京電

力福島第一原子力発電所の事故のような大規模原子力災害時には国の指定公共機関として、情報提供、環境モニタリング、線量評価、事故収束等の専門家や特殊車両の派遣及び防護活動を行うこととなっており、原子力機構の規模（専門家の質や量、特殊車両、装備）が期待されている。そのため、原子力機構は国内外の情勢をしっかりと把握し、国際的な危機管理の状況、国内の法体系と国、自治体が求められている緊急時の対応、そして、消防、自衛隊、警察等との連携、そして、国内の原子力災害に備えた実効性のある訓練も求められているところである。

しかし、原子力機構は、核燃料物質を取り扱う施設を有することから、自らの研究所において、ひとたび法令報告規模の汚染事故等を引き起こすと、一切の管理区域内の作業を中断し、全拠点に本部から「水平展開」が指示される。原子力機構内の保健物理・環境科学の研究者や技術者はその対応に注力を注ぐこととなる。そのため、常に安全確保を研究開発の基本と据え、安全が確保されないと自らの研究・技術開発が進まなくなるという認識を常に持つ必要がある。

これら原子力機構の今後の役割、取り組み等について、講演する。

*Yasuhiro UEZU¹

¹Japan Atomic Energy Agency

(Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL03] Discussion

東京電力福島第一原子力発電所の原子力災害から8年が経過し、保健物理・環境科学分野をとりまく環境は変わりつつある。基礎研究を含む継続的で地に足のついた研究には、国立研究開発法人をはじめとする大規模研究所の役割は重要で期待も高い。福島災害以前から保健物理・環境科学分野を牽引してきたQST、JAEAから、当分野に焦点を絞った研究の現状、組織体制および中長期の研究計画を共有することによって、相互連携のさらなる強化の可能性や、その他の組織団体が積極的に取り組むべき課題などの抽出を目指す。

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato¹ (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta¹ (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato¹ (1. MHI)

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D
and human resource development

(1) 本委員会の設立趣旨と目的

(1) Purpose of Establishment and aim of this committee

*佐藤 勇¹, 井上 正²¹東京都市大学, 研究専門委員会主査, ²電力中央研究所, 研究専門委員会前主査

1. 原子力(核燃料サイクルを中心に)の現状について

原子力業界は、2000年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っていると考えられる。その背景には、当該事故を踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、福島第一原子力発電所の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは、地域及び社会からの強い求めであるが、今後の核燃料サイクルはどのような路線に向かうのか、福島第一原子力発電所や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

このような背景において、本研究専門委員会では、今後の原子力発電利用に伴う核燃料サイクル等のバックエンドがどのような姿になるのか、将来の発電量を変数として検討し、廃棄物処分場への負担なども考慮して、議論を開始している。ここではその経緯やこれまでの検討状況を報告する。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と実施内容

上述のように、現状のウランの埋蔵量やコスト、使用済み燃料の発生量、処分のオプションや課題など、これまでのシナリオや路線に囚われることなく、目指すべき姿を見据えて幅広く検討することが必要である。そこで、これまでの状況を調査し、情報を整理すると共に今後のシナリオについて幅広く討議し、複数の核燃料サイクルシナリオ、例えば、軽水炉のみのシナリオ、従来シナリオを含めた軽水炉－高速炉シナリオ、高速炉＋先進炉シナリオなどを示すと共に、これまで検討してきた調査資料と合わせて整理、およびデータベース化し、それに基づき核燃料サイクルのあり方を検討することを目的として、本研究専門委員会を立ち上げた。以下の項目で調査を行い、核燃料サイクルに関わる研究のあり方について検討している。

- ・フロントエンド(ウラン資源など、海水も含め)の現状と課題
- ・燃料サイクル(コスト、資源論その他)の候補シナリオと課題
- ・再処理(既存、先進的)の現状と課題
- ・高速炉の可能性と整理、現状と課題

3. 高速炉及び再処理開発の現状

核燃料サイクルの枢要要素として、高速炉事業と再処理事業の状況を示す。

(1) 高速炉開発の現状

核燃料サイクルにおいて、Puの効率的な利用、長半減期核種やAm、Np及びCmなどのマイナーアクチノイドの消滅処理を進める上で、高速炉は枢要な役割が付与されてきている。ところが、高速炉開発の要とされてきた高速増殖原型炉「もんじゅ」は、2016年12月をもって廃止措置への移行が決定した。高速炉開発に

*Isamu Sato¹, Tadashi Inoue²¹Tokyo City Univ., Chairman, ²Central Research Institute of Electric Power Industry, Former Chairman

においては、高燃焼度のため多くの長半減期核種が含まれる、軽水炉から発生する使用済燃料の処理、およびリサイクルする技術の開発が不可欠である。長半減期核種やマイナーアクチニドの消滅処理は加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術も研究されているが、Pu の効率的な利用も考慮に入れ、軽水炉の稼働(あるいは、軽水炉で発生する Pu)も範疇にいた核燃料サイクル全体としての高速炉の役割と位置付けを明確にすることは重要であると考えられる。

(2) 再処理事業の現状

原子力機構・核燃料サイクル工学研究所の再処理施設は、2007年5月で操業を停止し、その後廃止措置に移行したため、国内の再処理施設は六ヶ所再処理工場(日本原燃株式会社)のみとなる。2006年にアクティブ試験を開始したが、様々な原因及び2011年の福島第一原子力発電所事故後の「新規制基準」への対応などで本格稼働は未だになされていない。これまでの全量再処理から直接処分も選択肢とした議論もある。本専門委員会では、原子力利用のシナリオに応じてどのようなオプションがありうるかの検討を進めている。

上記では高速炉及び再処理の方向性を簡単に紹介したが、その他の核燃料サイクルの工程も含めて、技術的な観点、社会的な観点、経済的な観点、環境負荷の観点などの多面的に原子力に携わる我々が自ら、立場の垣根を越えて、検討を行うことに重要性があると考ええる。

4. 核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」

2017～2018年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表1に示す)。

表1 核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は? FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は?	原子力v.s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル+Puサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル+Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界(2050年断面での電源比率)が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か? 必要だとしたらいつ頃どの程度必要か?	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点: 直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か? 軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということではできないと思います(反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです)。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲(金儲け?)から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性すらもそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネジメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機)の処理の行方 これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

これらの論点には、原子力産業において以前から指摘されてきた課題も含まれているが、核燃料サイクルの各分野に横断的なものもある。また、原子力産業のシナリオに関しては、将来の国内外の様々な「状態」に依存することもあり、不確かさが大きく、多くの委員が懸念を抱いていることが分かった。さらには、核燃料サイクルに関する研究を工学レベルで進めていくためのインフラの老朽化に対する論点も指摘されている。このように論点は、様々なベクトルを示しているうえ、提案者と読み手の間での認識の差があるため、委員の間で高いレベルでの認識の一致を経た提言としていくためには、更なる作業が必要であると考えている。

5. 各分野におけるグループ活動と提案発想のための手法と全体のまとめの見通し

「論点」は、50以上にのぼるうえ、単なる「まとめ」を追求するだけでは説得力のある提言とならないと考えられる。効率的かつ説得力のあるものにしていくには、ある程度の「議論の発散」、汗をかくための「実務的な作業」、及びこの後に「委員間の合意形成」が必須であると考えた。こうすることで、委員の皆の合意の上での提案となると考えられる。重要なポイントとしては、多方面からの議論を行うこと、実務的な作業(実態調査と評価)を行うこと及び委員間の合意形成を行うこととし、「論点」を以下の5グループに分け、グループ討論を実施している。

- (1) シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定）
- (2) シナリオ検討（同、上振れ）
- (3) シナリオ検討（同、下振れ）
- (4) 研究・開発
- (5) 人材育成

なお、(1)～(3)のグループが用いる原子力発電の諸量評価は、JAEAが実施したものを用いて行った。

現在、グループ員が定期的に集まり活動を実施しているが、現在のところ、論点を拙速にまとめていくことを期待しておらず、まず委員での相互理解を深める活動(または、意見の発散)を行っている状態である。本グループ活動を経て、本研究専門委員会第二期末(2021年3月)までに、核燃料サイクルの成立性に対する網羅的な「提言」を得ることができるよう活動を進めていく。

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D
and human resource development

(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価

(2) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*西原 健司¹¹ 日本原子力研究開発機構

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。諸量解析では、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済み燃料再処理量等を設定し、ウラン消費量、使用済み燃料蓄積量、プルトニウム蓄積量、ガラス固化体発生量等を見積もった。

キーワード： 諸量評価、発電シナリオ、NMB コード

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故を境に、国による原子力発電の将来利用計画は大きく下方修正された。事故以前 50GWe の発電容量を擁した我が国は、2020年にはさらに 58GWe へ増大する計画¹⁾を進めるとともに、ウラン資源の節約や放射性廃棄物の削減のために、使用済み燃料再処理、プルサーマル利用、高速増殖炉への移行することが標準的な将来予測とされていた。しかし、事故以降、核燃料再処理路線の堅持と最低限必要な原子力発電の維持は示されているものの、2030以降の原子力発電に対する計画は示されていない。

このような状況下で、今後の発電・核燃料サイクルについて幅広く討議し、どのような原子炉および核燃料サイクルの技術開発・人材育成が必要か検討するために、日本原子力学会において「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会が2017年に立ち上げられた。本評価はこの委員会での現実的な検討に資するために行われたものである。

将来シナリオとして、大胆な原子力発電の利用幅を以下のように想定した。A：最も大きい場合、事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大する。B：現状維持の場合、国の計画値である 33GWe 程度を維持し続ける。C：最も利用が小さい場合、将来の新設・リプレースを想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェーズアウトする。

2. 解析手法

諸量評価では、日本原子力研究開発機構が開発している NMB(Nuclear Material Balance)コード^{2,3)}を用いた。このコードでは、入力された各年の商業炉発電量や再処理容量等から、使用済み燃料、Pu 在庫、廃棄物などに移行するアクチノイド核種のマスフローを計算する。

本コードは以下の特徴を有する。①半減期が数日よりも長い 26 のアクチノイド核種と 2 つの核分裂生成核種に対して、燃焼及び貯蔵期間中の組成変化を計算する。計算精度は、ORIGEN コード⁴⁾等の燃焼コードと同等である。②初期の ²³⁵U 濃縮度や Pu 富化度を、無限実効増倍率を用いて決定する。それにより Pu 富化度の Pu 組成への依存性を考慮できる。③軽水炉、CANDU 炉、ガス炉、ナトリウム冷却 FBR、ADS が利用可能である。それぞれの炉心は、UO₂、MOX、窒化物燃料等と組み合わせることが出来る。④核分裂生成物を幾つかのグループに分けて評価し、廃棄体発生量を評価可能である。その際には、温度制限を考慮して地層処分場の専有面積も評価する。⑤Microsoft Excel 上で動作する。

3. シナリオ

3.1 2018 年の状況

本研究では 2018 年時点の国の方針、原発の運転状況を考慮して、将来シナリオを設定した。2015 年 7 月の長期エネルギー需給見通し⁵⁾によると、2030 年の電力需要は 9808 億 kWh と予測され、そのうちの 20～22%、すなわち、1962～2158 億 kWh を原子力発電が担うとされている。原子力発電所の設備利用率は 75%が想定されているため、発電容量は 29.8～32.8 GWe が 2030 年の目標と設定されている。

一方、2018 年 7 月時点における国内の原子力発電所の状況から予測される発電容量を図 1 に示す。ただし、現在建設中の原子力炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機は含め、小さい東通は除いた。

運転終了日が決まっていない原子炉については、2つの場合を想定した。一つは、すでに 60 年の延長申請を実施したものは合格すると仮定し、それ以外のものは 40 年とした場合(図中「延長申請済みのみ」)、他方は全基 60 年の延長申請を実施した場合(図中「全基延長」)である。

前者の場合、2030 年の発電容量は 25 GWe であり、前述の目標に達しない。一方、全基延長した後者の場合は 2044 年まで前述の目標以上を維持可能であることがわかる。2044 年以降も 20～22%の発電容量を維持しようとする、新設または 60 年以上の(2 度目の)運転延長が必要となる。

3.2 将来シナリオ

将来シナリオとして、表 1～3 に示すように、まず原子力発電の占める割合で 3 つのシナリオに大分類した。その後、発電容量の時間推移でのおおの 2 つに分類し、更に、核燃料サイクルのサブケースに分化した。なお、図 2 に各シナリオの発電容量推移を一覧した。

上振れシナリオ

上振れシナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量の 2 倍、すなわち、国内発電の 44% を原発が担うと設定した。これは 66GWe の発電容量に相当し、2011 年以前に考えられていた 58GWe の発電容量に近いものである。

発電容量を 44%に維持する期間によって、二つのシナリオ(A、A')を設定した(表 1)。シナリオ A では、2050 年に 44%に到達し維持されるように建設を進める。シナリオ A'では、2040 年から緩やかに建設を行い、2100 年に 44%に到達し維持される。前者のシナリオでは、軽水炉の新設が 2040 年代に集中し、高速増殖炉への移行を考えた場合には合理的ではないため、A'のシナリオを設定した。また、現在稼働中の軽水炉はすべて 60 年に寿命延長するものとし、また、新たに建設するもの寿命は 60 年とした。

二つのシナリオに対して、各々 4 つのサブケースを設定した。A1 および A'1 は、軽水炉を継続し、ここからの使用済み燃料を直接処分する、いわゆるワンスルーシナリオである。軽水炉のリプレースでは軽水冷却の SMR(スモールモジュラー炉)を想定するが、十分な設計情報が利用できないため、燃料設計・燃焼度など、従来軽水炉(ただし、高燃焼)と同じになると仮定した。これらのシナリオでは六ヶ所再処理工場を稼働しない。

A2 および A'2 では、A1 と同様に軽水炉を軽水冷却 SMR でリプレースする。ウラン使用済み燃料の

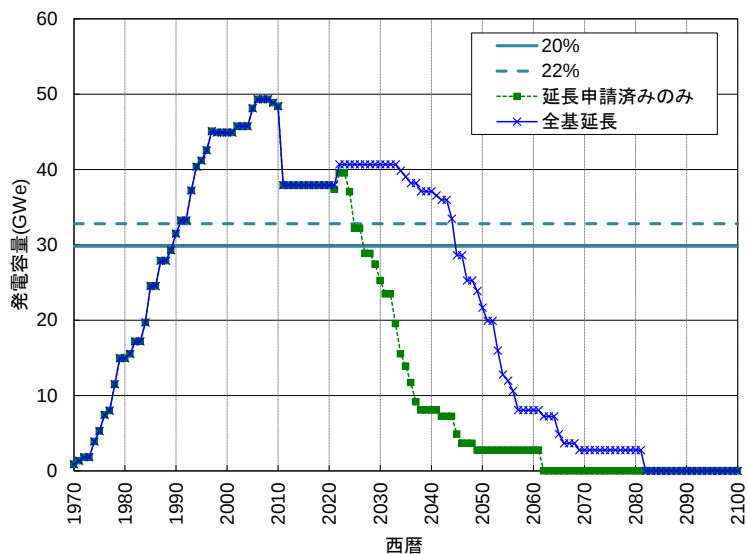


図 1 2018 年 7 月の状況から予測した発電容量

全量を六ヶ所再処理工場および、続く第二再処理工場で再処理し、プルトニウムを回収し、軽水冷却 SMR でプルサーマル燃料として利用する。

A3 および A'3 では 2055 年または 2060 年から高速炉系の SMR で軽水炉をリプレースする。高速 SMR も十分な設計情報がないため、大型ナトリウム冷却炉と同じ燃料設計が用いられると仮定した。A3 では、2040 年代に多数の軽水 SMR が建設され、2100 年付近にそのリプレースとして多数の高速 SMR が建設されるため、2100 年時点の高速 SMR 建設時に十分な量の Pu 在庫が存在する。そのため、高速 SMR の導入時期を 2055 年、BR(増殖比)を 1.1 として Pu 需給を満たすこととした。一方、A'3 では、軽水 SMR からの Pu 供給が不足するため、高速 SMR の導入を 2060 年に遅らせ、また、BR を 1.2 とする必要がある。

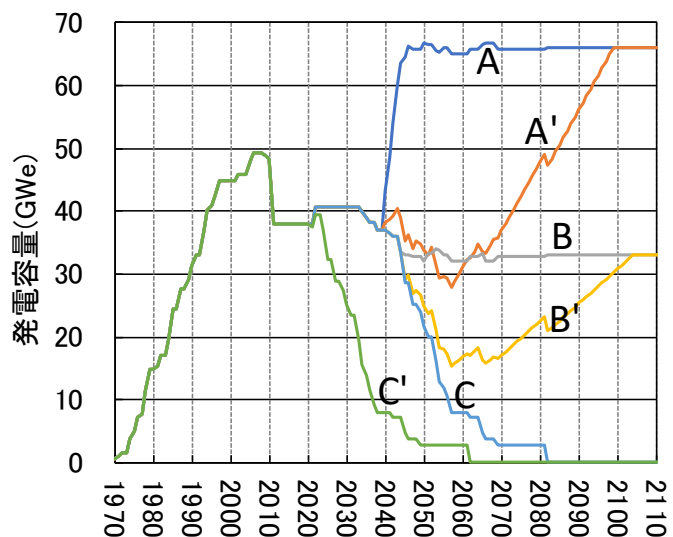


図 2 各シナリオの原子力発電容量

現状シナリオ

現状シナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量、すなわち、国内発電の 22%を原発が担うと設定した。これは 33GWe の発電容量に相当する。

B シナリオおよび B'シナリオは、A シナリオおよび A'シナリオと同様に、2040 年以降の新設の速さが異なる。また、4 つのサブケースについても、A シナリオと同様に設定した。

下振れシナリオ

下振れシナリオでは、現在建設中の原子炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機を最後とし、以降の新設およびリプレースを行わない。従って、現在稼働中および建設中の原子炉の運転の終了とともに、原子力発電を終了する。

下振れシナリオとして、現在稼働中の原子炉の運転期間を全て 60 年に延長したシナリオ C と、運転延長認可取得済みの原子炉のみ 60 年に延長したシナリオ C'を想定した。

サブケースとして、六ヶ所再処理工場を稼働しない C1 および C'1、六ヶ所再処理工場の稼働を制限し、余剰 Pu を生じさせない C1.5 および C'1.5、そして、六ヶ所再処理工場を稼働し、軽水炉使用済み燃料を全量再処理する C2 および C'2 を想定した。

C2 では、40 年間の六ヶ所再処理工場稼働で計画されている再処理量では、全量を再処理できないので、その場合は必要なだけ運転期間を延長するものとした。

2019年秋の大会

表 1 上振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
A (上振れ)	44%を 2050 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	A1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		A2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		A3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.1)全量再処理
		A4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
A' (上振れ)	2040 年から年間 1.1GWe で緩やかに容量を増やし、44%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	A'1	A1 と同じ。
		A'2	A2 と同じ。
		A'3	A3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。
		A'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。

表 2 現状シナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
B (現状)	22%を 2030 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	B1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		B2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		B3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.03) 全量再処理
		B4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
B' (現状)	2040 年 から 年 間 1.1GWe で穏やかに容量を加え、22%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	B'1	B1 と同じ。
		B'2	B2 と同じ。
		B'3	B3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。
		B'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。

表 3 下振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
C (下振れ)	新設/リプレースなし(フェードアウト) 全基 60 年延長する。	C1	ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		C1.5	一部再処理(余剰 Pu を生じさせない)
		C2	全量再処理(必要なら六カ所延長)
C' (下振れ)	新設/リプレースなし 運転延長認可取得済み のみ 60 年延長	C'1	C1 と同じ
		C'1.5	C2 と同じ
		C'2	C3 と同じ

3. 解析結果

解析結果の一例として、B4 シナリオ(発電容量 22%、高速炉移行、MA リサイクル)を図 3 に示す。左上から、各炉心の発電容量、各年度の原子炉運転開始量、プルスーマル割合、累積の天然ウラン需要、使用済み燃料貯蔵量、年間再処理量、プルトニウム蓄積量、マイナーアクチノイド蓄積量、ガラス固化体蓄積量が一覧されている。

4. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。今回の諸量評価の目的は、上記の 3 つの発電シナリオに対して優劣・得失をつけることではない。現時点において重要なことは、将来想定される様々なシナリオに対して、いずれにも対応しうるように必要な技術開発課題、開発段階、実用化時期、必要な開発資源を検討することである。このような検討に本結果が利用されることを期待する。

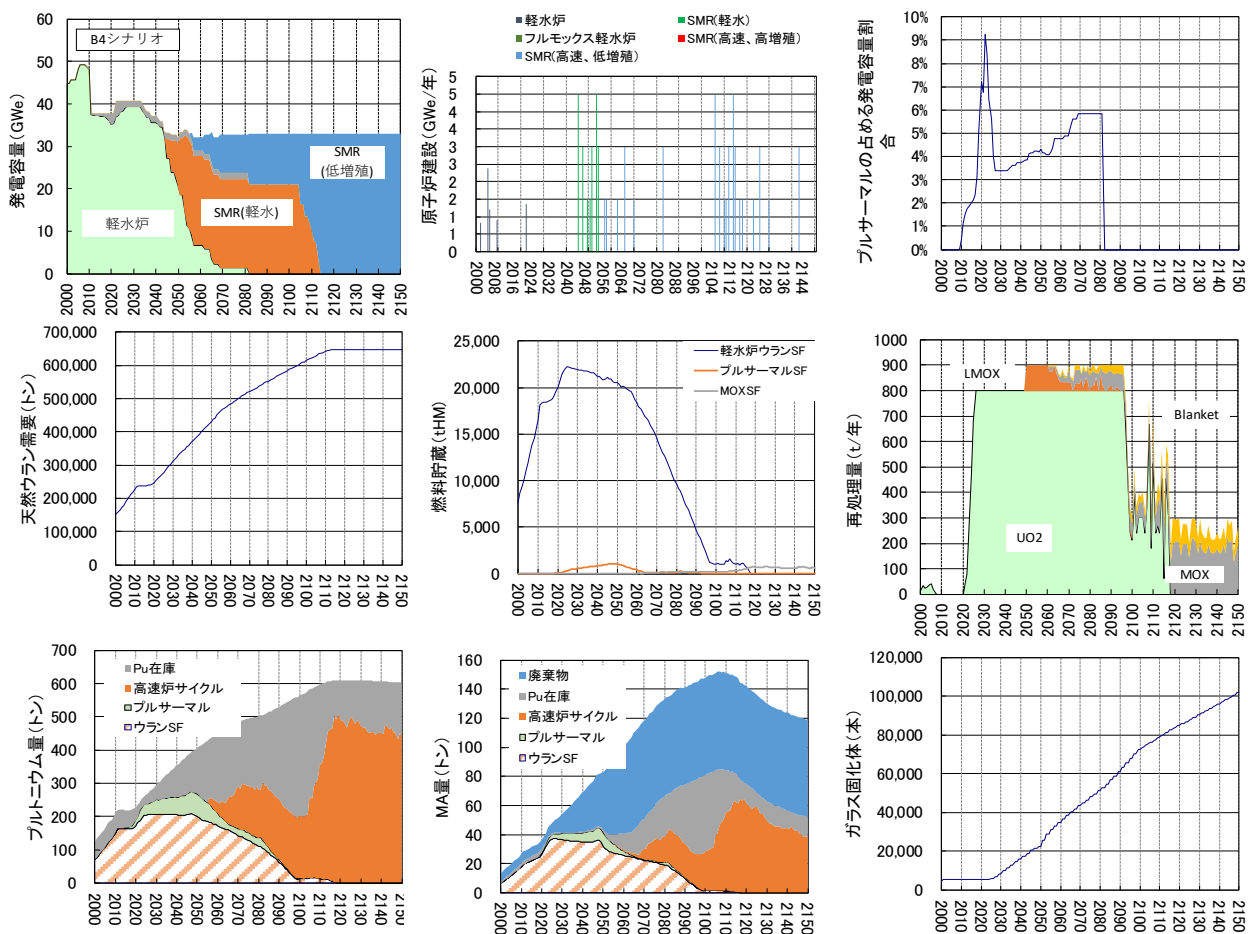


図 3 B4 シナリオ(現状、高速炉移行、MA リサイクル)

参考文献

- 1) 総合資源エネルギー調査会、"2030 年のエネルギー需給展望(中間取りまとめ)"、(2004).
- 2) K. Nishihara, H. Akie, N. Shirasu and T. Iwamura, "Utilization of rock-like oxide fuel in the phase-out scenario," J. Nucl. Sci. Technol., 51(2), pp. 150-165 (2014)
- 3) 西原 健司 大井川 宏之、"アクチニド核種のマスバランス解析に基づく群分離-核変換サイクルの導入シナリオと効果の検討"、JAEA-Research 2006081(2006).
- 4) OECD Nuclear Energy Agency, ZZ ORIGEN2.2-UPJ, A complete package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3, <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1642/>, (2006).
- 5) エネルギー基本計画(平成 30 年 7 月) https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
- 6) 経済産業省、長期エネルギー需給見通し(平成 27 年 7 月) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/pdf/report_01.pdf
- 7) 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会, 第 28 回原子力委員会 核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】(2009) <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2009/siryo28/siryo1-1.pdf>

*Kenji Nishihara¹¹JAEA

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle

by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価

(3) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*太田 宏一¹、川島 正俊²、三倉 通孝³、松村 達郎⁴、津幡 靖宏⁴、島田 隆⁵、
駒 義和⁴、飯塚 政利¹、兼平 憲男⁶、佐々木 良一⁷、千田 太詩⁸、中原 将海⁴

¹電力中央研究所、²東芝テクニカルサービス、³東芝、⁴日本原子力研究開発機構、
⁵三菱重工、⁶日本原燃、⁷三菱マテリアル、⁸東北大学

1. 緒言

核燃料サイクルの成立性を検討するうえで、将来の原子力発電の需要に関する様々なシナリオに対し、予測される影響を評価しておく必要がある。本研究専門委員会では、以下の3ケースのシナリオについて諸量評価を行っている。

- ① 長期エネルギー需給見通しで示された発電量の2倍(66 GWe)程度に拡大する。(上振れシナリオ)
- ② 長期エネルギー需給見通しで示された発電量33 GWe程度を維持し続ける。(現状シナリオ)
- ③ 将来の新設を想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェードアウトする。(下振れシナリオ)

本報告では、原子力発電の利用が長期にわたって維持される、①および②のシナリオにおける今世紀末時点での諸量評価の結果について整理する。なお、下振れシナリオに関する考察は本シリーズ発表の「(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価」で詳報される。

2. 諸量評価の結果

上振れシナリオ

本シリーズ発表の前報「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」で設定した上振れシナリオにおいて、2050年以降66 GWeの原子力発電容量を維持するケースA1～A4の、2100年時点における諸量解析の結果を表1に示す。上振れシナリオの場合、2100年までの天然ウラン需要量はリサイクルの有無によらず膨大となる。今世紀半ばから高速炉が導入されるA3およびA4ケースにおいても、2060年前後には34.7万t(=U₃O₈ 45.1万s.t)のウラン購入契約(契約ウラン)が終了することから、長期的なウラン資源の確保が必要となる。なお、A3およびA4ケースでは、2100年頃から高速炉の導入が本格化するため、その後の天然ウラン需要の増加は抑えられるのに対し、A1、A2ケースでは単調に増加を続ける。

使用済燃料の貯蔵量は、再処理を稼動することでワンスルーに比べ2100年時点で10-20%に低減できる。また、最大貯蔵量も大幅に低減され、高速炉を導入するA3、A4シナリオでは、2018年時点の管理容量(2.1万t)に対し、約5600t分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となり、現在計画されている6000t程度²⁾の追加対策で対応可能となる。

高速炉が導入されるケースでは、2100年時点でおおよそ500tのプルトニウム(Pu)をリサイクル在庫として蓄積する必要がある。これは、2010年頃から始まる急激な高速炉の導入に備えるためであり、炉の導入ペースを平坦化することで抑制される傾向にある。ただし、A'3またはA'4ケースで評価されているように、2040年以降一定ペースで軽水炉や高速炉を導入する場合も、おおよそ100tのPuが蓄積する結果となっており、Pu蓄積量を減らすための工夫や回収Puの管理法の構築が必要と考えられる。また、高速炉燃料としてマイナーアクチニド(MA)をリサイクルする場合もおおよそ67tのMAは廃棄物に移行

2019年秋の大会

表 1 上振れシナリオ (A1~A4) における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	A1 軽水炉 ワンススルー	A2 プルサーマル導入	A3 高速炉導入	A3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量*	76.5 万 t	69.0 万 t	67.0 万 t	68.1 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	9.52 万 t 単調増加	1.94 万 t 2.84 万 t (2063 年)	1.10 万 t 2.66 万 t (2063 年)	1.19 万 t 2.66 万 t (2063 年)
Pu 保有量	990t	735t	871t	906t
使用済 U 燃料	953t	153t	141t	152t
使用済 MOX 燃料	37t	541t	0t	0t
FBR サイクル			245t	259t
リサイクル在庫		41t	485t	494t
MA 量	226t	265t	229t	214t
使用済 U 燃料	211t	23t	21t	23t
使用済 MOX 燃料	9t	85t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	10t	40t
リサイクル在庫	0t	0.4t	10t	83t
廃棄物	6.2t	157t	189t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	9.23 万本	11.0 万本	9.18 万本

*: 2014 年-2100 年の需要量

表 2 現状シナリオ (B1~B4) における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	B1 軽水炉 ワンススルー	B2 プルサーマル導入	B3 高速炉導入	B3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量	45.5 万 t	39.5 万 t	37.7 万 t	37.7 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	6.84 万 t 単調増加	0.79 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)
Pu 保有量	677t	474t	553t	565t
使用済 U 燃料	640t	18t	14t	14t
使用済 MOX 燃料	37t	407t	0t	1t
FBR サイクル	0t	0t	164t	188t
リサイクル在庫	0t	48t	375t	362t
MA 量	159t	192t	167t	148t
使用済 U 燃料	144t	2t	2t	2t
使用済 MOX 燃料	9t	69t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	6t	27t
リサイクル在庫	0t	1t	7t	52t
廃棄物	6t	119t	153t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	7.27 万本	8.85 万本	7.36 万本

*: 2014 年-2100 年の需要量

する。一方、ガラス固化体発生数は 10.8 万本からおおよそ 15%低減される結果となった。

現状シナリオ

同様に、本研究専門委員会で設定した現状シナリオにおいて、2030 年以降おおよそ 33 GWe の原子力発電容量を維持するケース B1~B4 の 2100 年までの諸量解析の結果を表 2 に示す。上振れシナリオに比べ、天然ウラン需要量は 40%以上低減されるものの、2080 年頃 (B1 ケース) ~2090 年頃 (B2、B3、B4 ケース) までに購入契約済のウランが底をつく結果となった。

上振れシナリオ同様、再処理を稼動することで 2100 年時点における使用済燃料の貯蔵量は大幅に削減される。また、使用済燃料の最大貯蔵量も大幅に低減され、2018 年時点の管理容量 (約 2.1 万 t) に対し、約 2000t 分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となる。ただし、高速炉が導入されない B2 シナリオでは使用済プルサーマル燃料が増加を続け、2090 年頃からは蓄積量の大半を使用済プルサーマル燃料が占めることに注意を払う必要がある。

その他、現状シナリオの場合、上振れシナリオに比べ原子力発電容量が抑えられることによって Pu や MA の蓄積量、ガラス固化体の数はそれぞれ低減するが、各ケースによる変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオに、本質的な相違は見られないことが分かった。

3. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成について議論するために、将来の原子力発電の利用規模に関する幅広いシナリオに対する諸量解析を行っている。そのなかで、今後も原子力需要が長期に維持し続ける 2 通りのシナリオについて特徴を整理した。2030 年時点で 33 GWe の設備容量が整備されている条件を基準に、その後 66 GWe まで上振れするシナリオでは、使用済燃料のリサイクルによらず 2060 年前後までの天然ウラン需要量が契約済のウラン量を上回ることから、長期的なウラン資源の確保が必要といえる。また、上振れシナリオと現状シナリオともに、使用済燃料をリサイクルすることによって、その蓄積量を大幅に低減でき、現在計画されている使用済燃料貯蔵容量の追加対策で対応可能となることが明らかとなった。

その他、原子力発電容量が異なることによって、上振れシナリオと現状シナリオで、Pu や MA の蓄積量、ガラス固化体の数は変化するが、リサイクル導入の有無に関するケースごとの変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオにおいて、核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成の観点から本質的な相違は見られないことが分かった。

参考文献

- 1) OECD・IAEA「Uranium 2018」
- 2) 電気事業連合会「使用済燃料貯蔵対策の取組強化について」2018 年 11 月 20 日

*Hirokazu Ohta¹, Masatoshi Kawashima², Michitaka Sasou³, Tatsuro Matsumura⁴, Yasuhiro Tsubata⁴, Takashi Shimada⁵, Yoshikazu Koma⁴, Masatoshi Iizuka¹, Norio Kanehira⁶, Ryoichi Sasaki⁷, Taiji Chida⁸, Masaumi Nakahara⁴

¹CRIEPI, ²Toshiba Tech. Services, ³Toshiba, ⁴JAEA, ⁵MHI, ⁶JNFL, ⁷Mitsumishi Material. ⁸Tohoku Univ.

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価

(4) Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*齊藤 拓巳¹、西原 健司²、長谷川 秀一¹、本間 俊司³、村上 朋子⁴

¹ 東京大学、² 日本原子力研究開発機構、³ 埼玉大学、⁴ 日本エネルギー経済研究所

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている¹⁾。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時にCO₂排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が40年の運転期間を迎え、高経年化対策や追加の安全対策への費用が電力会社の経営に大きな負担となっている²⁾。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために2017年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来、原子炉の再稼働や新設が進まず、原子力の発電容量が減少するシナリオも含めて評価対象に含めることとした。本発表では、「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」における原子力需要の減少シナリオに対する諸量評価結果に基づき、そのようなシナリオ下で顕在化するであろう核燃料サイクル上の技術的、社会・制度的な課題の抽出を行った結果を紹介する。

原子力発電は、他の発電方式、特に火力発電と比べて、使用済み燃料も含めた燃料の管理期間が長く、発電所の運転における燃料サイクルの重要性が高いことが特徴である。この点は、原子力発電の需要が減少する状況、あるいは、完全に需要が無くなり、発電が行われない状況においても、使用済み燃料や高レベル放射性廃棄物の管理、処分を含む多様な核燃料サイクル上の技術開発や施設の運転を長期間維持していく必要があるという点で重要である。

2. 評価手法

原子力需要の減少シナリオでは、まずシナリオ全体を廃止措置に入っている、あるいは、廃止措置を表明している原子炉を除く全ての原子炉が20年の運転期間の延長申請を行い、60年間の運転期間終了後、停止するとしたシナリオ（シナリオC）と、現在、運転期間の延長申請が認可されている炉のみ60年間の運転期間とするシナリオ（シナリオC'）に大別した。さらに、各シナリオにおいて、(1) 再処理無しのシナリオ（ワンスルー、シナリオC-1、および、C'-1）、(2) 国内での軽水炉MOX燃料の利用によるPu消費量とバランスさせるように使用済み燃料の一部を再処理するシナリオ（シナリオC-1.5、および、C'-1.5）、(3) 使用済み燃料の全量を再処理するとしたシナリオ（シナリオC-2、および、C'-2）を考え、それぞれ、ウラン需要や燃料貯蔵、Pu量、ガラス固化体本数などの諸量評価を行った。そのようにして得られた諸量評価結果を元に、各シナリオにおいて、主に、発生する使用済み燃料やガラス固化体、分離Puへの対策の点での核燃料サイクル上の技術的課題と社会・制度的な課題を抽出し、それらをまとめて、原子力需要の減少シナリオ下で、核燃料サイクルに求められる技術開発・人材育成を議論した。

3. 結果と考察

本シリーズ発表の「(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価」と比較した、原子力需要の減少シナリオの特徴は、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期が明確に定まり、また、それらの発生量も限定されることが挙げられる。例えば、将来的な再処理を仮定しないシナリオC-1、C'-1では、全ての原

子炉の運転が終わる 2080 年、あるいは、2060 年に、それぞれ、48,000、34,000 tHM の軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料が発生する (図 1)。また、使用済み燃料の一部の再処理を仮定するシナリオ (C、C'-1.5) や全量再処理を仮定するシナリオ (C、C'-2) では、軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料の一部がプルサーマル由来の使用済み MOX 燃料に置き換わる。なお、ここで、原子力需要の減少シナリオでは、経済的、および、U 資源上のメリットが小さいことから、使用済み MOX 燃料の再処理は想定しなかった。さらに、発生するガラス固化体の本数は、シナリオ C-1.5、2 では、2080 年時点で、それぞれ、45,000、54,900 本となり、シナリオ C'-1.5、2 では 2060 年時点で、それぞれ、21,600、37,100 本となる。

このような各子シナリオにおいて抽出された個別の課題を整理した結果を以下にまとめる。なお、シナリオ C 群と C' 群では、運転期間を延長する原子炉の基数が異なることで、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期と発生量が異なるのみであり、抽出される課題は共通であることから、ここでは、全基 20 年間の運転延長を行うとしたシナリオ C 群に対する検討の結果の一例を紹介する。

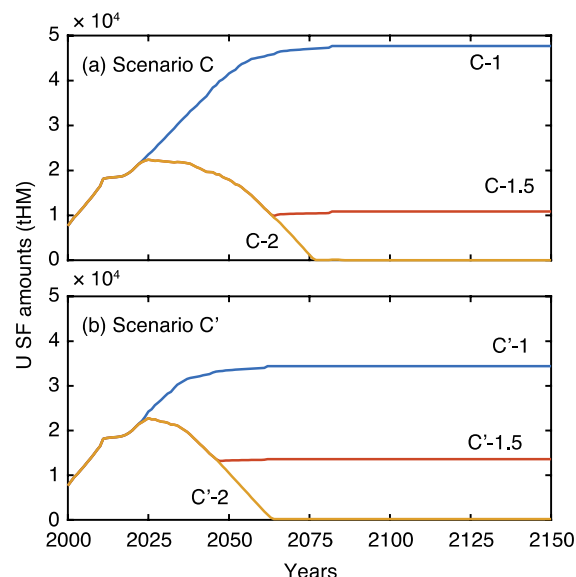


図 1. シナリオ C (a)、C' (b)における使用済みウラン燃料貯蔵量の推移。要差し替え

(A) 使用済み燃料の管理・処分

原子力需要の減少シナリオでは、高速炉サイクルへの移行がないために、想定した 3 つの子シナリオいずれの場合も、量の大小の違いはあるものの、使用済みウラン燃料、使用済み MOX 燃料、ガラス固化体の管理、処分が求められることになる。特に、使用済み燃料の直接処分は、我が国では技術的な成熟度がガラス固化体の地層処分と比べて遅れていることから、先行しているスウェーデン、フィンランドなどの例を参考に、処分概念の確立や安全評価手法のための技術開発を進める必要がある。また、処分場の立地、建設は数十年以上の長期間を要することから、再処理工場から返却分も含めた使用済み燃料の長期保管の場所、方法に加えて、社会的合意を原子炉自体の廃止措置との関係から検討する必要がある。

(B) 分離 Pu 対策

シナリオ C-2 では、限られたプルサーマル容量の中で、使用済み燃料の全量再処理を行うことから、余剰の分離 Pu が発生する。また、Pu の分離と消費をバランスさせるシナリオ C-1.5 でも、プルサーマル対応の発電所の計画外の停止等により、Pu 消費のバランスが崩れ、分離 Pu が発生することも想定される。そのような分離 Pu への対策として、将来的な Pu 専焼炉とそれに付随した燃料サイクルの導入、あるいは、保管や直接処分、さらには、海外への譲渡に向けた技術開発や制度設計が求められる。また、そのような分離 Pu 対策に対する保障措置、国際政治上の懸念や社会による受容も課題である。

(C) 再処理工場の高経年化対策

シナリオ C-2 では、全量再処理を行うために再処理工場を 60 年以上操業する必要がある、原子力プラントと化学プラントの両方の性質を有する再処理工場の高経年化の評価と対策、そして、社会の合意が求められる。

冒頭でも述べたように、原子力需要の減少シナリオでは、関連産業が縮小する中、さらには、完全に原子炉の運転がなくなった状況下で、使用済み燃料やガラス固化体の管理、処分のための技術開発、事業の推進、人材の維持が求められるという全体的な特徴がある。企画セッションにおける発表では、各子シナリオの特徴を諸量評価の詳細な結果を交えて説明すると共に、そこでの技術的、社会・制度的な課題を具体的に紹介

する。

参考文献

- 1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

- 2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

*Takumi Saito¹, Kenji Nishihara², Shuuichi Hasegawa¹, Shunji Honma³, Tomoko Murakami⁴

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Saitama University, ⁴IEE Japan

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(5) 原子力需要のシナリオとその研究・開発項目

(5) Nuclear demand scenario and the R&D items

*佐藤 聡¹、大井川 宏之²、可児 祐子³、塚原 剛彦⁴、山村 朝雄⁵、村上 毅⁶¹三菱重工、²日本原子力研究開発機構、³日立製作所、⁴東京工業大学、⁵京都大学、⁶電力中央研究所

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている¹⁾。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時にCO₂排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が40年の運転期間を迎えることから、高経年化対策や追加の安全対策が必要であり、その費用が電力会社の経営に大きな負担となっている²⁾。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために2017年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、2017～2018年度の第一期にて各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有するとともに、これらをもとにどのような「論点」で検討していくべきかについて「委員各個人として」の考えを抽出し、核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための51件の「論点」を得た。その後、取得した論点を、電源比率の考え方、それを踏まえて描かれるシナリオ、その実現に必要な研究・開発要素、それを支える人材の育成といった全体の流れを意識して分類し、グループ活動により各論点で提起された課題の具体化とその解を紐解くための検討を進めている。本発表では、研究・開発に分類された論点を対象に、確認・整理の進め方とその途中経過を紹介する。

2. 確認・整理の進め方

研究・開発に分類された論点の確認・整理は、先ず担当委員によるディスカッションを行い、各論点で課題としている事項とその解がどのようなものになるのかを整理した。次に、この整理結果が各論点の提言者が意図した内容からずれていないかを確認するため、イメージ共有するための具体的な提言と対象とする具体的な研究・開発対象技術の再調査を実施した。さらに、選択するシナリオがどのように研究開発に影響するのかを確認するために、各論点の提言者の協力のもと、シナリオA～Cとの関係性として、どのシナリオに強く紐付くのか、もしくは全く関連しないのかを整理した。

3. 結果と考察

研究・開発に分類された各論点とシナリオとの関係を整理した結果、A（成長シナリオ）、B（ゼロ成長シナリオ）、C（減少シナリオ）の各々において、論点との関連付けの強弱に差異がみられた。一方、各シナリオに紐付く論点の数は、特定のシナリオに偏ることなくほぼ均等にばらついていることを確認した。

今後は、各論点の提言者を加えたディスカッションによる深掘りを進めるとともに、シナリオ検討側、人材育成側の各検討グループから抽出された研究・開発要素に係る課題の取り込み、グループ間での総合討議を経て、論点分類で意識した流れに沿って描かれる核燃料サイクルの成立性を示す全体像を見出していく予定である。

参考文献

- 1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

- 2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

*Akira Sato¹, Hiroyuki Oigawa², Yuko Kani³, Takehiko Tsukahara⁴, Tomoo Yamamura⁵, Tsuyoshi Murakami⁵

¹MHI, ²JAEA, ³Hitachi, ⁴Tokyo Tech, ⁵Kyoto Univ., ⁶CRIEPI

[3L_PL] Accomplishments of Japan- US Joint Research Project PHENIX

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bldg. 2F E22)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda¹ (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano¹ (1. Univ. of Toyama)

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(1) PHENIX 計画の概要

(1) Overview of PHENIX project

*上田良夫¹, 波多野雄治², 横峯健彦³, 檜木達也³, 長谷川晃⁴, 大矢恭久⁵,

D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹, D. Buchenauer¹⁰

¹大阪大学, ²富山大学, ³京都大学, ⁴東北大学, ⁵静岡大学, ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

1. 本プロジェクトの背景

原型炉実現のためには、高熱流束・粒子負荷に耐え、原型炉概念と整合性のあるプラズマ対向機器 (PFC) 概念を構築する必要がある。しかしながら、現状では、照射材の熱機械特性研究、およびトリチウム挙動研究、およびこれらに基づく PFC システム評価は不十分であり、原型炉実現に不可欠な PFC 概念構築のために、早急に研究を進めなければならない。上記の研究背景を鑑み、2013 年度から 2018 年度まで、日米共同研究プロジェクト PHENIX を進めてきた。本講演はその 6 年間の活動の総括を発表する。

2. 本プロジェクトの目的

本プロジェクトでは、3 つのタスクを構成して、以下の課題について研究を行った。

1. He ガス冷却系における熱流現象の解明、ダイバータ設計に資する熱伝達係数の取得、及びそれに基づく冷却性能の改善 (タスク 1)
2. タングステン系材料 (合金、組織制御材、接合材含む) の熱負荷環境下での健全性評価 (タスク 1, タスク 2)
3. ダイバータ高温条件を含む温度領域 (500°C~1200°C) における、タングステン系材料の中性子照射影響 (熱伝導特性、機械的特性) の解明と、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 2)
4. 上記温度条件における中性子照射 タングステン系材料中のトリチウム挙動の解明とプラズマ照射影響の評価、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 3)
5. 核融合炉環境下におけるプラズマ対向機器の健全性評価 (除熱性能 10 MW/m² を目安) と、安全性評価 (トリチウム滞留・透過評価)、並びに高い信頼性を有する原型炉ダイバータを実現するための課題の明確化 (タスク 1、タスク 2、タスク 3)

3. 本プロジェクトの主な成果

ジョージア工科大学 (GIT) の高圧 He ガスループを用いてマルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱機構を調べた。これらの研究を通して、マルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱特性の温度および流速依存性等に関する詳細なデータベースを構築すると共に、数値シミュレーション技術を確認した。オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR を用いて大規模な中性子照射試験を行った。照射キャプセル内に Gd 被覆を施し熱中性子を遮へいして元素変換と損傷の比率を核融合炉と同等なレベルに保った上で、500°C、800°C、1100°C において 1000 を超える W および W 合金試験片を最大 1dpa (displacement per atom) 程度まで照射した。純 W は中性子照射により著しい脆化を示すものの、W に K および Re を添加した上で適切に微細組織を制御すると照射脆化を著しく抑制できることを見出した。加えて、アイダホ国立研究所 (INL) でのプラズマ照射実験において、中性子照射により W 中に導入される格子欠陥はトリチウムの吸蔵量を著しく増大させるが、プラズマ中に He を添加すると、He の表面改質効果により吸蔵量を大きく低減できることを明らかにした。

*Yoshio Ueda¹, Y. Hatano², T. Yokomine³, T. Hinoki³, A. Hasegawa⁴, Y. Oya⁵, D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹ and D. Buchenauer¹⁰

¹Osaka Univ., ²Univ. Toyama, ³Kyoto Univ., ⁴Tohoku Univ., ⁵Shizuoka Univ., ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(2) 中性子照射タングステンの熱・機械的特性

(2) Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*檜木 達也¹, 長谷川 晃², Y. Katoh³, L. Garrison³¹京都大学, ²東北大学, ³ORNL

1. 諸言

PHENIX 計画の目的の一つに、タングステン系材料の各種特性に及ぼす中性子照射効果を明らかにすることがある。しかしながらタングステンの場合、熱中性子によるレニウム (Re) の生成等核変換の効果が大きく、特に比較的高い損傷量での中性子照射において影響が顕著となる。核変換効果を考慮した比較的高い線量領域でのタングステンの照射効果はこれまで得られていない。また、これまでに得られているタングステン系材料の中性子照射データは、800℃程度までが中心であるが、ダイバータでは、最高 1500℃程度までの温度が想定されている。純タングステンでは、1000℃以上での再結晶が生じるが、1000℃以上での中性子照射は非常に限られている。本研究では、タングステンの核変換効果を抑制するための熱中性子遮蔽を行い、1000℃を超える照射温度も含めて、中性子照射を現状候補とされる各種タングステン系材料に対して行うことにより、核融合ダイバータ用タングステン系材料に対する中性子照射効果の基本的な理解を目指した。

2. 中性子照射試験

米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) にある High Flux Isotope Reactor (HFIR) において、現在候補となっている各種タングステン系材料に対して中性子照射試験を行った。ガドリニウムにより熱中性子遮蔽を行った RB*カプセルでは、約 550℃、約 850℃、約 1050℃で 0.2~0.7dpa 程度の照射を行った。熱中性子遮蔽無し rabbit カプセルを用いた中性子照射も、800℃、1100℃で 0.4~0.5dpa 程度まで行った。強度や熱拡散等の基本的物性、耐熱負荷特性、トリチウム透過等多様な特性を系統的に評価できるように、日米で 550℃の温度領域で 406 個、850℃の温度領域で 389 個、1050℃の温度領域で 359 個の試料 (図) を RB*で照射した。rabbit 照射では、800℃、1100℃のカプセルでそれぞれ 27 個の試料が照射された。



図 RB*カプセルの試料とホルダー

3. 照射効果

熱中性子遮蔽の無い rabbit 照射では、ほとんどの試料において核変換で形成された Re と、形成された Re 付近にオスミウム (Os) が観察され、比較的大きな硬さの変化が見られた。熱中性子遮蔽を行った RB*カプセル照射において、550℃の照射では、照射硬化は見られたものの、W-3%Re 合金と K-doped W-3%Re においては延性挙動が認められた。850℃の照射では、K-doped W と K-doped W-3%Re は照射前と同様の伸びと延性挙動を示した。RB*カプセルでの 550℃で照射した Pure W、K-doped W-3%Re とともに、熱拡散率の低下が確認された。室温では Pure W の方が K-doped W-3%Re に比べ 50%以上高い値を示したが、照射温度付近の高温では Pure W の低下が大きいと、差は 20%程度であった。

*Tatsuya Hinoki¹, Akira Hasegawa², Yutai Katoh³ and Lauren Garrison³¹Kyoto Univ., ²Tohoku Univ., ³ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(3) 中性子照射タングステン中の水素同位体挙動

(3) Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*大矢 恭久¹, 波多野 雄治², M. Shimada³, D. Buchenauer⁴¹静岡大学, ²富山大学, ³INL, ⁴SNL

1. はじめに

原型炉プラズマ対向材料は極めて高いフラックスの D/T プラズマに高温で長時間曝露されることから、大量のトリチウムが材料中に蓄積するとともに、冷却材へ透過することが懸念される。PHENIX 計画タスク 3 では原型炉を想定した高温下における中性子照射タングステン (W) のトリチウム滞留と透過挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 研究の進め方

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR にて 633 K、963 K および 1073 K で 0.1 dpa まで中性子照射した単結晶 W 試料をアイダホ国立研究所 (INL) の STAR 施設に輸送した。その後、トリチウムプラズマ実験装置 (TPE) を用いて重水素 (D) プラズマを中性子照射時とほぼ同じ温度で照射フルエンス 5.0×10^{25} D m⁻² まで照射し、昇温脱離法 (TDS) にて重水素放出挙動を調べた。また、別の試料はサンディア国立研究所 (SNL) にて核反応分析法 (NRA) で重水素の深さ分布を最大 3 μm まで調べた。その後、HIDT (Hydrogen Isotope Diffusion and Trapping) コードを用いて実験結果を解析した。また、1073 K および 1373 K にて 0.3 dpa まで中性子照射した W 試料を用いて D と He の混合プラズマ照射を行い、He 混合による重水素滞留挙動の変化についても検討した。

3. 主要な成果

図に中性子照射試料 (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K) における重水素 TDS スペクトルを示す。照射温度が高温になると滞留量が減少するとともに、脱離温度が高温側にシフトしている。NRA では表面近傍における D と W の原子比 D/W は W53 で 1.7×10^{-3} であったが、高温の W26 では 4.9×10^{-5} と 2 桁近く減少するとともに、非照射 W と比較して高温中性子照射 W では内部の濃度も増大していた。HIDT シミュレーション結果から照射欠陥と D の結合エネルギーを評価したところ、高温照射になるにつれ 1.43 eV から 2.07 eV に増大していることがわかった。これはアニーリング効果により結合エネルギーが大きい欠陥集合体が形成されたか、高温照射により低エネルギー捕捉サイトから D が脱離し高エネルギー捕捉サイトの寄与が明確化したことによると考えられる。

また、重水素と He のガス流量を 15:10 sccm または 24:1 sccm として TPE にて D+He 混合プラズマ照射し、重水素滞留量を調べた。その結果、He を混合させることにより中性子照射 W においても重水素滞留量が大きく減少することが示された。今後、微細組織観察を行い He バブル等の挙動を明らかにするとともに、HIDT シミュレーションによる He 滞留影響について明らかにする予定である。

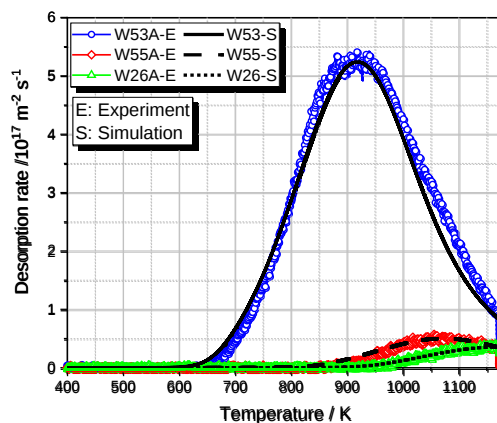


図 高温中性子照射した W における重水素 TDS スペクトル (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K)

*Yasuhisa Oya¹, Yuji Hatano², Masashi Shimada³ and Dean Buchenauer⁴¹Shizuoka Univ., ²Univ. of Toyama, ³INL, ⁴SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(4) He ガス冷却タングステンダイバータの総括熱流応答

(4) Overall heat flow response in helium gas-cooled divertor made of tungsten

*横峯 健彦¹, 上田良夫², 結城 和久³, M. Yoda⁴, A. Sabau⁵¹京都大学, ²大阪大学, ³山口東京理科大学, ⁴GIT, ⁵ORNL

1. 本タスクの目的

本タスクの目的は、“安全”と“長期健全性”という観点から第一義的現象であるプラズマ対向機器 (PFC) における総括熱流現象を高熱負荷・高温・高圧伝熱実験および照射タングステン熱負荷実験によりモデル化することにある。また、他のタスクで得られる照射材特性変化ならびにトリチウム挙動に関するデータに基づき構造解析を含む PFC の総括熱流応答解析を行い、対向材料の使用限界を把握し、安全な PFC 構築の評価基準を与えることを最終目的とする。

2. 伝熱実験

伝熱実験は、ジョージア工科大学 (GIT) のヘリウムループを用いて行った。試験対象をマルチノズル衝突噴流とし、より原型炉設計に近い条件にするために、高熱負荷 (10MW/m^2) での高温 ($\sim 700^\circ\text{C}$)、高圧 (100 気圧) ヘリウムガスを用いた伝熱実験を目標とした。高熱負荷かつ衝突噴流といった流れ体系の場合、ヘリウムガス流の層流化が危惧される。層流化にはガス物性が大きく影響するため、ヘリウムガスループを使用する必要があった。上記条件を実現するために既存ループを大幅に改良し、またタングステン合金によるダイバータ冷却素子 (試験部) を設計製作した。伝熱実験の結果から、熱伝達整理式 (冷却性能) とポンプ動力の関係を求め、合理的に冷却可能であることを示した。ただし、ヘリウムガス温度が 200°C を超えたところから加熱および加速層流化による伝熱性能 (熱伝達率) の劣化が見られた。実験結果に基づき、ダイバータ冷却素子の最適形状 (フラット型) を見出した。

3. 熱負荷実験

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の Plasma Arc Lamp (PAL) を使用して熱負荷実験を行った。タスク 2 から提供された中性子照射材を試験片とするため、照射材熱負荷試験用に新たに遮蔽、試料ホルダー、計測システムを整備した。800 サイクル以上の入射熱流束約 10MW/m^2 での非照射材試験片および中性子照射材試験片 (ITER W および K ドープ W-3%Re) を用い、熱拡散率の照射影響を詳細に調べた。高温では、照射された純 W の熱拡散率は、未照射の値に近づいた。また K ドープ W-3%Re 試料への照射効果は極めて限られており、照射された試料は、温度が上昇してもほぼ同じ熱拡散率を示した。

4. システム検討

He 冷却ダイバータの総括熱流解析を行うために必要な情報を整理し、上述で提案したフラット型ダイバータ冷却素子設計を基に、本タスクの熱負荷試験からの熱伝導率情報および、タスク 2 からの中性子照射による材料特性変化のデータ、タスク 3 からのトリチウム挙動モデルをもって、PFC システム設計における総括熱流応答解析を行い、PFC の設計ウィンドをより明確に示す。

*Takehiko Yokomine¹, Yoshio Ueda², Kazuhisa Yuki³, Minami Yoda⁴ and Adrian Sabau⁵¹Kyoto Univ., ²Osaka Univ., ³Sanyo-Onoda City Univ., ⁴GIT, ⁵ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(5) 今後の日米協力プロジェクト研究の展開

(5) Next Japan-US joint research project: FRONTIER

*波多野雄治¹, 横峯健彦², 檜木達也², 橋本直幸³, 大矢恭久⁴, 大塚哲平⁵, 近藤正聡⁶, 宮澤順一⁷,
D. Clark⁸, Y. Katoh⁹, L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹
¹富山大学, ²京都大学, ³北海道大学, ⁴静岡大学, ⁵近畿大学, ⁶東京工業大学, ⁷核融合研,
⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL

1. プロジェクトの目的

プラズマ対向材料、構造材料、冷却材等から構成されるプラズマ対向機器（PFC）中には、必然的に異種材料間および異相間に界面が存在する。中性子照射下では、原子のはじき出しや電子の励起により界面反応が大きく促進されると共に、核変換で生成される不純物元素の界面への偏析等により材料特性が大きく変化する可能性があるが、界面現象に焦点をあてた照射研究はほとんどなされていない。

そこで我々は、W 被覆 PFC および先進液体ダイバータにおける界面現象と、それに及ぼす中性子照射効果を明らかにするため、日米プロジェクト研究「原型炉ダイバータにおける界面反応ダイナミクスと中性子照射効果」（2019 年度～2024 年度）を提案し、採択された。本発表では、計画の概要と進捗状況を報告する。

PHENIX 計画において W のバルク特性に及ぼす中性子照射効果およびヘリウムガス冷却システムでの熱伝達に関するデータベースが構築されており、本研究を遂行し界面に関する知見を加えることで、機器全体としての評価が可能となる。なお、本プロジェクト研究の呼称は FRONTIER（Fusion Research Oriented to Neutron irradiation effects and Tritium behavior at material InterFaces）計画とした。

2. 実施体制

上記の目標を達成するため、表 1 に示すように 4 つのタスクを構成した。中性子照射には PHENIX 計画と同様にオークリッジ国立研究所（ORNL）の HFIR を用いる。現在、タングステン材料と低放射化フェライト鋼の接合材や、液体金属との共存性を高めるため酸化被膜を形成したフェライト鋼など、界面を有する照射用試料の作製を進めている。

表 1 FRONTIER 計画の実施体制

代表：波多野雄治, D. Clark

コーディネーター：横峯健彦, Y. Katoh

タスク	課題	実施責任者	主要施設・設備
タスク 1	プラズマ対向材料/構造材料界面の反応ダイナミクスと照射効果	檜木達也, 橋本直幸, L. Garrison, X. Hu, W. Geringer	HFIR, LAMDA
タスク 2	界面を跨ぐトリチウム移行挙動と事故時の反応ダイナミクス	大矢恭久, 大塚哲平, M. Shimada, R. Kolasinski	TPE, STAR
タスク 3	液体ダイバータ概念成立のための中性子照射下固液界面腐食反応ダイナミクス	近藤正聡, 宮澤順一, B. Pint, Y. Katoh	HFIR, LAMDA
タスク 4	工学モデリング	横峯健彦, C. Kessel	

HFIR: High Flux Isotope Reactor (ORNL), LAMDA: Low Activation Materials Development and Analysis laboratory (ORNL)

TPE: Tritium Plasma Experiment (INL), STAR: Safety and Tritium Applied Research facility (INL)

*Y. Hatano¹, T. Yokomine², T. Hinoki², N. Hashimoto³, Y. Oya⁴, T. Otsuka⁵, M. Kondo⁶, J. Miyazawa⁷, D. Clark⁸, Y. Katoh⁹,
L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹

¹U. Toyama, ²Kyoto U., ³Hokkaido U., ⁴Shizuoka U., ⁵Kindai U., ⁶Tokyo Inst. Technol., ⁷NIFS, ⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL

[3O_PL] Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bldg. 3F A34)

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Shinji Masumoto¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari¹ (1. TEPCO HD)

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について

Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

(1) 新検査制度の本格運用に向けた関西電力・大飯発電所における

対応状況について

(1) Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*榎本 晋嗣¹¹関西電力株式会社 原子力事業本部

1. はじめに

2020年4月から本格運用が開始される原子力規制検査に向けて、2018年10月から試運用が各発電所において実施されている。本稿では当社での試運用を踏まえた現状の課題認識として、特に「パフォーマンス」をキーワードとした事業者のマインドチェンジに関する状況を紹介する。

2. 試運用フェーズ1, 2に関する当面の課題

2-1. パフォーマンススペースの検査の試運用状況（大飯発電所）

新検査制度の特徴として、リスク情報を活用したパフォーマンススペースの検査を志向されており、規制庁検査官がフリーアクセス（事業者に頼らずに事業者図書を確認し、事業者エスコートなしで現場を観察）の仕組みにより、実際の事業者活動に原子力安全上の問題がないかどうか（パフォーマンス）を効果的に検査できるよう、試運用が実施されている[1][2]。

リスク情報活用の試運用の現状としては、図書や現場観察の検査対象選定において、事業者のPRAモデルを活用して原子力安全の観点からリスクが高いものを抽出する計画とされているが、現状は事業者側でPRAモデルの整備途上のプラントが多く、また、提供済みの大飯発電所のモデルについても規制庁で内容確認中であることから、検査対象の選定は定性的な判断によって安全系機器や系統が選定されている。

パフォーマンススペースの観点としては事業者のパフォーマンスとして安全実績指標（パフォーマンス指標、PI）を確認するとともに、PIでは確認できない範囲の事業者活動を対象に、検査により安全上の問題の有無を確認される。本格運用後はフリーアクセスの運用により検査官の活動（どの機器を検査しているか等）をその時点では基本的には事業者は感知しない状況で検査が遂行される状況となる。現在までの試運用では、そのフリーアクセスの成立性確認（特に事業者図書の確認方法）に注力されている。その成立性の確認も必要ではあるものの、一方で、実際の安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンススペースの検査の成立性や運用性も確認すべきである。現時点では、規制側と事業者の双方同席の月例の振り返り会議（面談）において、試運用の結果が共有され、意見交換が実施されているものの、安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンススペースの観点からは、検査指摘となる新たな気づきなしという簡潔な内容となっており、事業者意見としてもフリーアクセスの運用に対する意見提示に留まることが多い[3]。本来、制度設計の観点からは、制度の変更点を網羅的に確認することで本格運用が円滑に進むように試運用期間を活用することが求められる。試運用期間では、事業者側は自身が保証すべき原子力安全上のパフォーマンスが何であるのかを明確化（見える化）し、検査官はそれをどう確認したのか（確認できる見通しが得られたのか）を共有することが理想的である。その際、事業者活動を従来からのコンプライアンススペースの視点のみの確認に留まったのか、あるいはパフォーマンススペースの検査として事業者活動を確認し安全に影響を与えるようなパフォーマンスが十分に確認できたのか、換言すれば、安全上の観点から事業者活動に不足がなかったのかを確認し、本格運用の円滑な開始に向けた共通認識を醸成することが

出来れば、有益な試運用になると考える。現時点においては事業者側からの意見提示（パフォーマンスの明確化の一助となる設計ベースの提示や確認の質疑）が不十分のため、共通認識の醸成には至っていない。現在、設計ベースを明確化するための図書(DBD)を作成している途上であるが、今後、事業者から仮の事例等を題材として試運用の現場でも提示して議論することで、検査指摘の重要度判断の相場観および検査対象とすべき事業者活動が何かという共通認識を醸成することで有益な試運用になると考える。

2-2. 試運用で醸成すべき事業者のマインドチェンジ

事業者としては検査制度見直しの有無に関わらず、従来から事故時に必要となる活動を含めてプラントの安定・安全運転（パフォーマンス）を維持および向上させるために継続的に活動している。一例としては事業者活動を外部機関からレビュー（WANO、JANSI ピアレビューや他電力の独立オーバーサイト）を受けて事業者のパフォーマンスを向上させる活動として、事業者経験で得られたいわゆる世界のエクセレンスとの差分についてレビューを受け、その結果、改善すべき項目があれば AFI 等を受領し改善を図ってきている。また、事業者として CAP（改善措置活動）を見直しており、先例の米国事業者を手本として広く情報（CR、Condition Report）を収集し、プラントのパフォーマンスを改善させるための試運用を開始している。

一方で今回の原子力規制検査では、原子力安全、放射線、核物質防護の観点（7つの監視領域、いわゆる米国 ROP のコーナーストーン）を念頭において、事業者が安全上保証すべき状態が不足している場合（パフォーマンス欠陥あり、かつ、マイナーを超える場合）に、当該の事業者活動の状態が検査の指摘事項となる。

ここで、検査官から事業者活動を見た場合にエクセレンスに向けた項目なのか、あるいは安全上の観点で必ず保証すべき項目なのかについて、事業者として把握し、見える化が出来ていれば効率的に検査が行えることとなる。現在は後者を明確にするために設計ベースを図書として文書化しつつある。設計ベース自体は、現在は複数の図書（設置許可、工認、保安規定、あるいは建設当時の多くの社内資料等）に分散されており、また再稼働前の審査対応者やベテラン社員等の知識や経験にも依存している情報である。設計ベース図書(DBD)はこれらを体系的に整理して理解しやすくするための文書であり DBD は検査において効率的にパフォーマンス欠陥かどうかを判断するために検査官も閲覧するものとなる。

原子力規制検査において検査対象のうち指摘事項となる事象は、パフォーマンス欠陥であってマイナーを超えるものであるが、パフォーマンス欠陥とは規制要求事項または事業者の自主ルールに抵触している状態かつ予見および予防可能なものであり、マイナーを超えるものとは、監視領域の一例の原子力安全としては、プラントの事故等が発生した時の停止操作（炉心損傷防止、格納容器破損防止のための操作）が行えない状態等であれば指摘事項となる。ここで重要な点は、「事故等が発生した時の状態」を想定した場合において必要なパフォーマンスが発揮できるかという点である。換言すれば、DG や安全系ポンプ等の機器が「今」動作していることを確認するだけでなく、事故時等の状態で必要な性能を発揮できるかどうか、いわゆるパフォーマンスが維持できているかが重要であり、この点において事業者のマインドチェンジが求められている。

例：プラント運転中、非常用 DG の月例の定期試験に伴い、DG 室の冷却ファンを起動したが、「冷却ファン風量低」警報が発信した。運転員が警報発信原因を調査したところ、土木関係の作業において、ファンの外気取入口がシートにて養生されていることを確認した。警報発信から養生撤去まで短時間（例えば 45 分）で完了したため、DG の機能喪失はしておらずオペラブルであったと判断した。今後の傾向監視の分析にも用いる有益な情報となることから、本事象を CAP に登録することとした。

この例の場合、事業者として CAP に登録する際に考慮すべき事項の例示を下記に挙げる。

- ・要求事項は何か。（この例では「ファンの風量」ではなく、「DG 室の温度が一定以下」と考えられる）
- ・夜間や週末の人手が少ない時間帯、あるいは最も過酷な季節でも LOCA 等が発生して DG の機能が要求された場合にも同じように短時間で対応可能か。

- ・機能喪失していない（オペラブルであった）と判断した自身の技術的評価は妥当か。
- ・実際に事象が発生した時に室温は守られていたか。
- ・他の DG の待機状態は問題ないか。等

このように「要求事項」や「事故を想定した場合にもオペラブルであったと判断をしたこと」が分かる情報を CAP に登録しておくことで、効率的にプラントのパフォーマンスの把握が出来るものとする。

3. 事業者における CAP 試運用

3-1. CAP の実例によるパフォーマンスの理解状況

当社は CAP 会議を従来から実施してきているが、今回の新検査制度に併せて、CAP 会議の見直しを行っており、特徴として、広く情報を収集し、重要度に応じた原因分析および是正処置を行うこととしている。

見直し版の CAP 会議の試運用としては、大飯発電所で 2018 年 10 月から社員を対象に開始し、高浜および美浜発電所は 2019 年から開始し、現在は 3 サイトともに協力会社からも情報収集するように対象を拡大して試運用を行っている。具体的には CAP システム試運用データベースを構築し、CR (Condition Report) を CAP システム DB に入力し、スクリーニング会議で安全への影響度 (CAQ 高/中/低、Non-CAQ) の分類案、処置担当課案を議論した上で、CAP 会議に付議して重要度および処置担当課を決定する試運用を行っている。スクリーニングメンバーの職位は品質保証室（責任者）、発電室、機械系および電気系の役職者であり現在 6 名で試運用を行っている。

これまでの試運用の実例および重要度判断のスクリーニングの効率化（パフォーマンスの向上）に向けた今後の CAP の改善策の方向性を紹介する。具体的には、CR には当該系統や設備に対する要求事項は何か、それに反している状態および問題は具体的に何か、重要度を踏まえた処置期限になっているか等を把握できるような情報を記載することで、スクリーニングメンバー以外が CAP システム DB を閲覧した場合にも発電所の状態を効率的に把握することができることから事業者としてもパフォーマンスを高めることに繋がり、目指すべき姿であると考えている。なお、今後の検査においても、検査官が直接 CAP システム DB へアクセスして検査対象をサンプリング選定されると想像しており、事業者による改善を行うことで、合理的な検査に向けて双方にとって有益な状態になると思われる。なお、米国の検査同様に、CAP システム DB の情報のみで検査指摘の判断がされることはなく、それ以外の事実確認も経て重要度の判定がされると考えている。

3-2. 米国事業者の CAP スクリーニング要員の養成例

米国のある事業者はスクリーニング要員を社内資格制度で管理および養成し、CAP スクリーニングのパフォーマンスを維持および向上させている。社内認定に際しては、事前に 20 種類の関連資料（社内資料（CAP 概要、傾向監視ルール、セルフアセスメント／ベンチマーキングルール、OE プログラム、オペラビリティ判断ルール、保守規則ルール）や INPO 資料（安全文化（INPO-12-012）、パフォーマンス改善（INPO14-004（NEI16-07））等）および関係法令を読破させ、実際のスクリーニング会議および CAP 会議を観察させ、スクリーニングメンバーとしての自身の役務を理解していることを有資格者との議論で確認した上でメンバーとして認定する運用管理を行っている。スクリーニングメンバーは、11 名であり、その職位としては、パフォーマンス改善チーム（責任者）、原子炉運転員（経験者）、規制対応部門、エンジニアリング部門、保守担当部門、作業管理部門、改造工事部門、水質管理部門、放射線管理部門、セキュリティ部門、訓練部門、その他必要部門から人選しており、各人の任命に際しては上述の認定を予め行っている。これらは CAP スクリーニングメンバーの力量レベル（パフォーマンス）を維持するために有効な管理方法であると考えられる。

4. 事業者のパフォーマンス意識の向上

4-1. SDP 要員育成計画および実施状況

新検査制度で検査指摘となる可能性がある気付き事項はマイナーを超えると判断された後、SDP（重要度決定プロセス、米国 IMC609 を元に日本版も作成されている）に従って重要度の色判定がなされるが、この IMC609 は安全上の観点から、事業者として安全確保上、管理が必須である項目が具体的に記載されており、IMC609 を理解することが事業者としても安全確保のためのパフォーマンスの意識を向上させるためにも得策である。

当社においては 2018 年度下期から米国 SDP (IMC609) を理解するための教育を自主的に行っている。具体的には「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド」の理解に先立ち、米国 SDP を理解するために米国の検査指摘の実例を用いて、2018 年度は本店の検査対応事務局（6 名）が講師となり米国 NRC の検査報告書から指摘事例をいくつか抽出し、試運用フェーズ 1 の検査対象ガイドの分野に限定して発電所の関係課（約 20 名／3 サイト）に対して、約 30 事例を題材に簡易な教育を実施した。

本年度（2019 年度）は更なる充実方策として、発電所に SDP 要員を今年中に育成すべく、教育受講者を拡大（約 60 名／3 サイト）かつ明確化（責任者およびキーマンを選定）して教育を開始している。体制としては、本店の検査制度事務局が取りまとめ及び主たる講師となり、発電所の検査制度事務局が受講する関係課（要員）の取りまとめを行い、付属書毎に担当課員を割り当てて、付属書毎に教育を実施する体制としている。付属書のうち従来からの業務に紐付けしやすい「放射線管理」「火災防護」「核物質防護」については、それぞれの業務を受け持つ本店と発電所の当該部署が講師および受講者となる体制としている。

表 1 米国 SDP 事例の社内教育実績（2018 年度）

米国事例（件数）	IMC609 App.	米国検査手順書 IP
荒天前の不十分な点検他(7)	A、M	71111.01 自然災害防護
ISI 検査期間の不適切な延長他(3)	A	71111.08 供用中検査
作業連絡不備で保守時のリスク評価せず他(4)	K	71111.13 メンテナンスリスク評価
溢水対策リストの漏れによる RHR 機能喪失リスク増加他(7)	A、G	71111.15 可用性判断及び性能評価
D/G リレーの不適切な保守他(3)	A、G	71111.19 メンテナンス後試験
弁の誤操作で SFP 水位低下他(4)	A、F	71111.20 停止中操作
不適切な放射線管理による計画外の内部被ばく他(4)	C、D	71124.04 放射線被ばく管理、71124.06 放射性廃棄物管理

4-2. コンフィグレーション管理の充実に向けた一時的な構成変更管理の試運用状況

発電所の運用において、コンフィグレーション管理のうち、一時的な構成変更（TCC：Temporarily Configuration Change）の管理も安全上の観点から必要である。一時的な変更管理とは、発電所の設計時（建設時）には明示的には考慮されていない資機材、仮設足場、鉛遮へい、計測器、ベント・ドレンホース、車両等を発電所構内に一時的に設置する場合においても、本設機器・配管等の機能（設計ベース）を損なうことがないように管理するものである。仮設足場については、米国においてもプラント安全機器へのオペラビリティ影響について、具体的な検査指摘の実例を元に NRC から注意喚起文書（INFORMATION NOTICE 2007-29）が発行され、事業者に対して、仮設足場が安全系機器・配管等に影響を与えないように十分な手順書による管理手法を確立し実行することを求めている[4]。

これらは、発電所の安全上の観点（パフォーマンス向上）の観点から事業者として管理すべき項目であると考えており、現行の社内ルールでは、管理すべき要求事項を一部明確化しているものの、一定のパフォーマンスを維持するためには下記に示すような資機材等を対象とした管理方法について、新たに社内ル

ールを定めることも必要と考えており、現在、試運用を行っている。

・例1；一時的な足場の設置として、運転中プラントの耐震 S クラス機器・配管等の近傍に設置する場合を対象とした本設機器・配管等への耐震性影響（プラント停止中及び B/C クラス近傍は既存の社内ルールで対応済み。）

・例2；一時的な資機材や車両持込、あるいは可搬型 SA 設備の配置変更等によるアクセスルート、外部火災防護、外部溢水防護、SA 手順書の成立性等の影響（耐震波及影響、内部火災防護影響、内部溢水防護影響は既存の社内ルールで対応済み）

5. まとめ

事業者としては、先行の米国事業者の実例も参考にしながら、今回の検査制度見直しの特徴の一つであるパフォーマンススペースの検査への見直しを良い契機とし、事業者として保証すべきパフォーマンスとして、原子力安全、放射線安全、核物質防護の観点（7つの監視領域）を念頭に、事故の発生防止および事故時に発揮すべき原子力安全の性能を確実に維持し、プラントの平常時被ばく量を低減し、核セキュリティ対策を確実にを行うことにより、実際の安全上の問題はないかというパフォーマンスを常に自問自答するようにマインドチェンジを図りつつ、本格運用の円滑な開始およびそれ以降の運用の定着に向けた改善活動を継続的に実施していく。

参考文献

- [1] 検査制度見直しに関する試運用実施のための説明会資料（原子力規制庁）（平成 30 年 8 月 20 日）
- [2] 検査制度の見直しに関する試運用実施のための説明会資料（フェーズ 2）（原子力規制庁）（平成 31 年 2 月 5 日）
- [3] 検査制度見直しに関する関西電力株式会社との試運用に関する面談 議事要旨（令和元年 5 月 8,9,14 日、6 月 4 日他）
- [4] NRC Information Notice（IN 2007-29, Temporary Scaffolding Affects Operability of Safety-related Equipment）

*Shinji Masumoto¹

¹The Kansai Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Division.

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について
Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

(2) 新検査制度の本格運用に向けた東京電力HD 柏崎刈羽原子力発電所における対応状況について

(2) Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for introduction of Nuclear Regulation Inspection

*藤曲 久元¹¹ 東京電力ホールディングス株式会社

1. 緒言

2020年4月に施行される原子力規制検査（以後、「新検査制度」という）は、事業者はリスク情報を活用しつつ自らの主体性により継続的に安全性を向上させ、規制機関はリスク情報を活用しそれら事業者の活動を監視・評価することを基本理念としている。[1]

施行に先立ち2018年10月から全国の原子力発電所で試運用が行われている。当社も試運用を通じて新検査制度における視点などを学び、本格運用に向け各種取組を進めているところである。

本論文では、新検査制度の本格運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組の当社の対応状況、及び今後の展望について述べる。

2. 事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所では、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っている。それら活動はCAP、系統監視、コンフィグレーション管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などの取組を通じて自主的に改善することで、発電所の安全性をより一層向上させると考え、取組の定着・強化に継続的に努めているところである。

3. 当社の各種取組

3.1 CAP（是正措置プログラム）

当社は2017年10月よりCAPを導入し、安全性向上活動に活用しているところである。これは従来の事象発生後の不適合情報にもとづく是正中心の活動から、事象発生前の劣化兆候や品質未達事項を特定し原因分析・是正するような、予防・検知に重点をおいた活動に改善していくことで、安全性向上の実現をしようとするものである。新検査制度は事業者の自主的な安全性向上活動に重きを置いて監視するものであり、このCAPの活動状況が、事業者の安全性への意識レベルが現れる重要なツールとなるため、実際に試運用でも検査官は注視している。

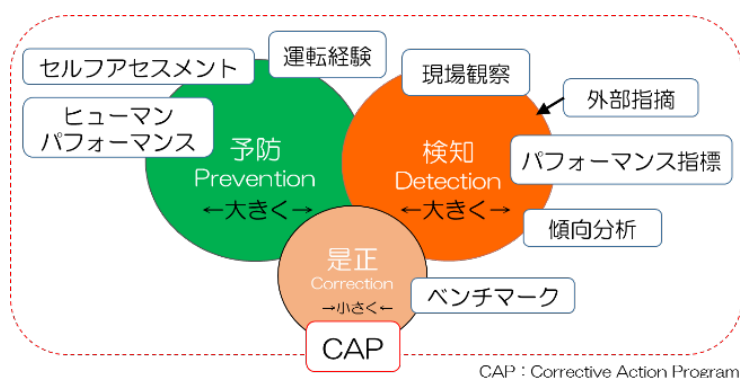


図1 是正措置プログラムの改善

現在、発電所上位者による現場観察結果、原子炉主任技術者の気付き、検査官や外部機関の指摘等のプログラムへのインプットが開始しており、新たに発電所に配置されたパフォーマンス向上コーディネーター（PICO）が内容の分析・評価を行い、日々のパフォーマンス向上会議における重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

今後、協力企業の作業員にも気付きをインプットしてもらうよう裾野を広げ、更にインプットの拡充に合わせて、インプット情報のスクリーニングの基準に原子力安全上の問題（CAQ）とそれ以外の問題（Non-CAQ）の考え方を取り入れ、効率化を図る予定である。

3.2 系統監視

設備の信頼性、可用性、安全性、パフォーマンスを持続的に向上させることを目的とし、日々系統や機器の監視を行っている。現在設備に精通したシステムエンジニア 4 名が、系統監視プログラムに基づき、主要系統 16 系統の監視に着手している。今後、システムエンジニアの育成を進め、1 運転プラント 5 名程度の体制で、重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 コンフィグレーション管理（構成管理）

設計要件、実際の機器、設備図書の 3 要素の整合を維持・管理することで、各種安全性評価、保全計画立案、改造等を適切に実施することを目指している。これは事業者にとって重要な管理要件であり、新検査制度では検査官もこの安全性評価などを、事業者が適切に実施していることを確認することが必須となっている。

現在、管理すべき設計・設備情報を抽出し、残留熱除去系、高圧代替注水系をモデルケースとして、設計基準文書を整備したところである。更に安全上重要設備を優先に他系統の整備を計画している。また、変更時の管理を行う関連図書支援システムを開発しており、今後試運用を行う予定である。

コンフィグレーション管理は発電所の運転や設備保全に携わる者がその必要性を理解することが重要であり、現在研修を通じて計画的に理解活動を実施している。

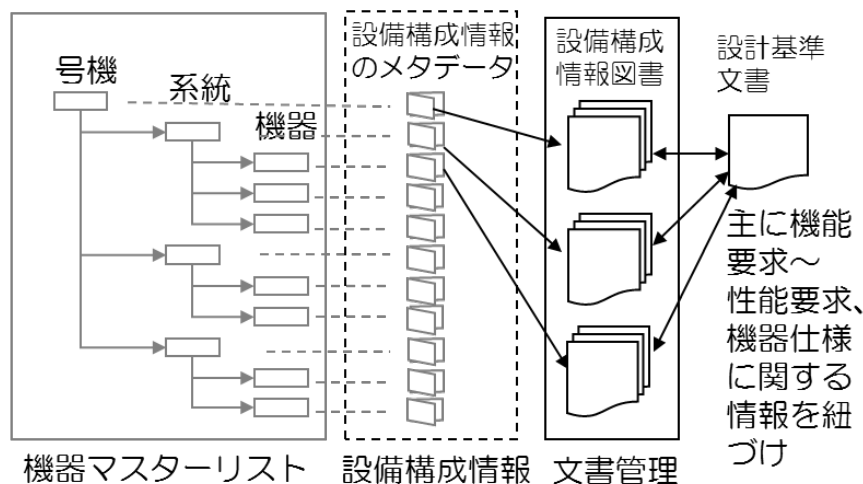


図2 設計基準文書作成のイメージ

3.4 パフォーマンス指標の測定とレビュー

各種分野においてパフォーマンス指標を設定・採取し、所長や所内幹部、本社幹部が参加する毎月のレビュー会議において、目標値と結果を比較し、あるべき姿に到達するための改善の議論を行い、パフォーマンスの向上を目指している。

2018 年度第 4 四半期より新検査制度に対応した規制要求項目（安全実績 PI）の試運用採取が開始し、電力共通で自主的に設定した項目（共通自主 PI）についても試運用採取が開始した。安全実績 PI については

2020 年 4 月から正式に規制庁へデータを提示し、それが規制庁 HP で公開されることになっている。



図 3 福島第二パフォーマンスレビュー会議

3.5 リスク情報活用

2018 年 2 月、原子力発電事業者 11 社で「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」を取りまとめている（図 4 参照）。[2]

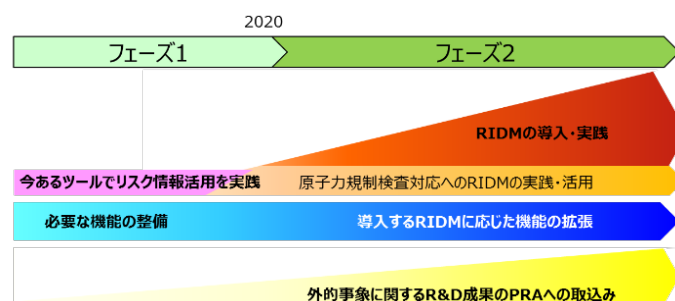


図 4 リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社は、フェーズ 1 の取組として、まずリスク情報を適切に使いこなすことができるようになるため、工事等のリスクを評価した週間リスク予報をとりまとめて工事工程策定やバックアップ対策検討に利用するなど、日々実践することで社員への意識定着に努めている。

更に、設計管理や運転管理へのリスク情報活用の適用を検討中であり、PRA 高度化モデルの整備を進めている。このモデルは新検査制度でも活用され、特に新検査制度の理念であるリスク情報を活用し、事業者の活動を監視・評価する上で重要なツールとなる。高度化にあたり運転中内の事象モデルの整備を先行しているが、将来的に停止時モデルや外的事象（地震・津波）モデルも整備していく。

フェーズ 2 の取組としては PRA モデルを活用したリスク評価にもとづき、設備の保全方法の最適化を行い、それに伴い CAP のグレード分けに反映することを目指している。

3.6 原子力規制検査制度の意識定着活動について

新検査制度では、規制庁が作成した検査ガイドに基づき、検査官がフリーアクセスで前述のような事業者の自主的な安全性向上の各種取組を発電所員へのインタビューなどを行いながら網羅的に確認する。更に検査官は気付いたことをスクリーニングにかけ安全重要度評価を行い、最終的にマイナー、緑、白、黄、赤といったグレードの特定を行い、評価結果によって追加検査等の措置を行うことになる。これは従前の保安検査のような逐条的な方法による検査から大きく変わる点であり、事業者側も制度の内容を理解した上でインタビュー等適切に対応する必要がある。そのため昨年から発電所員や協力企業作業員へ、新検査制度の概要や検査官の振舞いなどの説明会を開催し、更に発電所員は検査ガイドの内容の理解活動も行っている。また安全重要度評価についても、新検査制度本格運用後に指摘をもらった際、社内でも安全上の影響度を評価するため、選抜メンバーが具体的な事例を用いて練習を始めたところである。

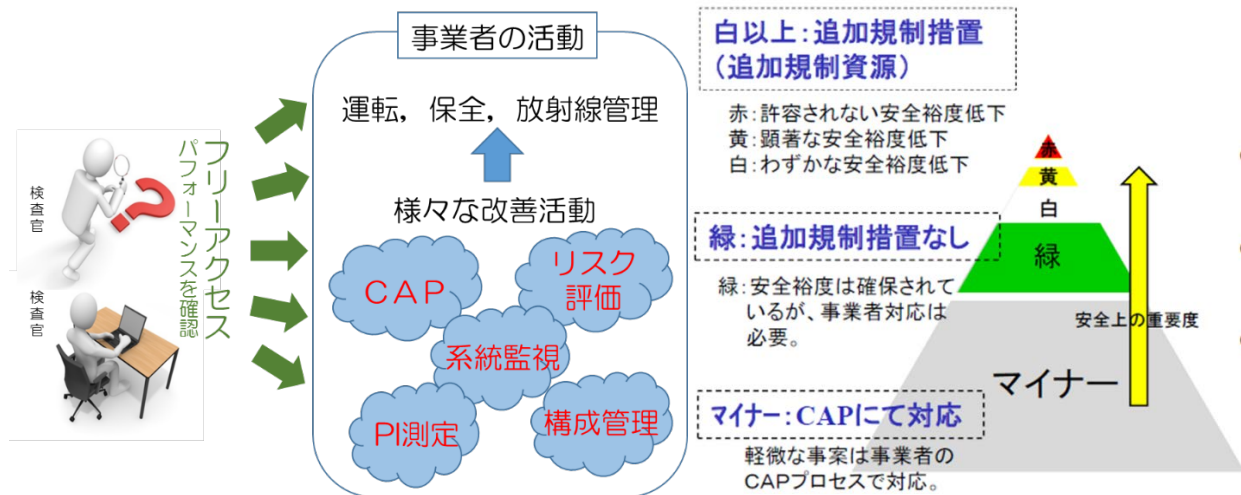


図5 新検査制度の検査官の振舞い

図6 安全重要度評価区分

4. 結論

新検査制度の基本理念に従い、本格運用に向け自主的な安全性向上の取組の拡充を進めているところである。現在、原子力規制庁が新検査制度の試運用を実施しており、当社は安全性向上の実績を着実に積み上げるとともに、原子力規制庁の制度検討および試運用にも引き続き協力していく。

新検査制度は制度検討および試運用を経て、リスク情報を活用した効率的でパフォーマンスベースのより規範的でないものとなりつつある。当社も安全への一義的責任のもと、今後自主的な安全性向上の取組をより一層活性化していきたい。

参考文献

- [1] 第7回原子力規制庁検査制度の見直しに関する検討チーム、“検査制度の見直しに関する中間とりまとめ”、p.15
- [2] 原子力発電事業者 11 社、“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”、2018.

*Hisamoto Fujimagari¹

¹TEPCO