

Fri. Sep 10, 2021

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room A

[3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology

*Akira Yamaguchi¹ (1. UTokyo)

[3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*Kenta Murakami¹ (1. UTokyo)

[3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori¹, Jun Nishiyama², Naoto Hagura³, Kohta Juraku⁴, Takako Shiraki⁵, Tatsuhiro Kamisato⁶, Akira Yamaguchi⁷, Kenta Murakami⁷, (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo)

Room D

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

[3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)

1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*Masahiro Hino¹ (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*Hideaki Mineo¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor

*Takeshi Toyama¹, Masanori Yamazaki¹ (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto¹ (1. Univ. of Fukui)

Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room E

[3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions

*Yasunori Yamanaka¹ (1. FEPC)

[3E_PL03] Case Examination

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura¹, Akio Yamamoto², Yasunori Yamanaka³, Takashi Takata¹ (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)

1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*Takamori Suzuki¹ (1. ATENA)

[3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*Norio Atsumi¹ (1. JANSI)

[3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co., Inc.

*Yoshitaka Tsutsumi¹ (1. Chubu Electric Power)

Room G

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

[3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop

*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)

[3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis
code SAMPSON

*Masao Chaki¹ (1. IAE)

[3G_PL03] V&V for degital twin

*Seiichi Koshizuka¹ (1. UTokyo)

Room H

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

[3H_PL] Activities in the field of radiation
engineering for 10 years after the 1F
accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for
radiation measurement and shielding at
Fukushima Daiichi NPP

*Shiro Takahira¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping
technology developed/applied after the
FDNPS accident

*Tatsuo Torii¹ (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on
radiation shielding knowledge

*Hideo Hirayama¹ (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion

*Yuki Sato¹ (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor
Division

[3K_PL] Latest trends of advanced reactor
development supporting nuclear
innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)

1:00 PM - 2:30 PM Room K

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor
development in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano¹ (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant
with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki¹ (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration
Plant without Core Melting

*Kazumasa Suyama¹ (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and
reliability

*Hiroshi Sakaba¹ (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled
Fast Reactor with Inherent Safety

*Hirotaka Nakahara¹ (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing
Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*Tetsushi Hino¹ (1. HGNE)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

[3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology

*Akira Yamaguchi¹ (1. UTokyo)

[3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*Kenta Murakami¹ (1. UTokyo)

[3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori¹, Jun Nishiyama², Naoto Hagura³, Kohta Juraku⁴, Takako Shiraki⁵, Tatsuhiko Kamisato⁶, Akira Yamaguchi⁷, Kenta Murakami⁷, (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo)

原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える

Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

(1) 原子力の価値を測る

(1) Measuring Value of Nuclear Science and Technology

山口 彰

東京大学

1. 原子力の価値に対する認識

原子力発電は役に立つ 48%、日本の経済発展には原子力が必要 19%、原子力発電がないと電気料金が上がる 43%、原子力発電は二酸化炭素を出さない 36%、核燃料サイクルとプルサーマルは役に立つ 17%、医療などに放射線利用は必要 59%。この数字は、原子力文化財団[1]の 2020 年度の「原子力に関する世論調査」の原子力・放射線・エネルギーについてのベネフィット認知で、「そう思う」と「どちらかといえばそう思う」の回答の合計である。原子力発電は二酸化炭素を出さないことはほとんどの方はご存知と著者は考えていた。私たちは、原子力の価値を理解しており、それは当然と考えているかもしれないが、国民、社会は、原子力は高リスクの技術でありそれが無くなっても困らないとみている。原子力の価値は公正に正當に評価されていない。

原子力の価値をどのように定量化すれば良いだろうか。エネルギー基本計画[2]は、「エネルギー政策の要諦は、安全性(Safety)を前提とした上で、エネルギーの安定供給(Energy Security)を第一とし、経済効率性の向上(Economic Efficiency)による低コストでのエネルギー供給を実現し、同時に、環境への適合(Environment)を図るため、最大限の取組を行うことである」と述べる。S+3E をエネルギー政策の要とする所以であり、これをもって原子力エネルギーの価値を測ることが合理的であると考え。

OECD/NEA [3]によれば、100 万 kW 出力の原子炉 1 基あたり、建設準備段階の 10 年間で 1200 人／年、運転段階の 50 年間で 600 人／年、廃止措置段階の 10 年間で 500 人／年、最後に廃棄物管理の 40 年間で 80 人／年の直接雇用がある。従って、ライフサイクル全体(約 100 年間)の直接雇用は 5 万人年、さらにサプライチェーンからの間接雇用が 5 万人年、誘発雇用が 10 万人年、合計 20 万人年である。国内 50 基が稼働していた状況ではおよそ 1000 万人年に相当する雇用創出の価値である。そのほかにも、原子力発電は国内保有燃料だけで数年間は運転可能という備蓄力がある。さらに、18 ヶ月あるいは 24 ヶ月の長期サイクル運転が海外では行われ、世界の原子力発電所の平均設備利用率は 20 年以上に渡って 80%以上の実績である[4]。年間を通じて安定供給力があり、基幹電源に相応しい。これもまた経済社会における原子力の価値である。

先ほどの世論調査に戻る。放射線利用の便益も十分に理解いただいていない。59%が放射線利用は必要とするが、「そう思う」だけに限ればわずか 26%である。日本人の平均被ばく線量は、自然放射線が 2.1mSv に対して医療被ばくは 3.7mSv である。ほとんどの方が放射線医療や診断の恩恵に浴しているはずである。それにもかかわらずその価値は認識していただいていない。エネルギーを生み出すこと以外にも原子力の価値はある。

2. 私たちの望ましいあり方 (Well-being)

Well-being とは身体的・精神的・社会的に良好な状態を表す概念で、2015 年 9 月に国連総会で採択された「持続可能な開発目標 (SDGs)」のひとつである。従来は、国民総生産(GDP)を豊かさの指標としていたが、それだけでは政策決定において適切な指標とは言えないことから Well-being という概念が提案され、Well-being を測る指標が Wellness である。すなわち、「GDP を超えて(Beyond GDP)」[5]、健全な社会福祉の指標となる。

さて、「エネルギーの Well-being」は健全なエネルギーミックスを示すものであろうが、それを測ることはできるのだろうか？ギャラップ社は Well-being の 5 つの指標を提案している。キャリア(仕事や趣味、勉強などを継続的に続けること)、社会的(信頼と愛情、人間関係における幸福)、経済的(報酬や資産の運用など、経済的な幸福)、身体的(身体と精神が健康状態にある幸福)、コミュニティ(居住する地域社会での幸福)である。

ボストンコンサルティンググループ[6]は、Well-being を測定するため、持続的な経済開発評価 (SEDA) を構成する測定項目を提案した。それは「経済」(所得水準・経済の安定性・雇用)、「社会への投資」(ヘルスケア・教育・インフラ)、「サステナビリティ」(平等性・シビルソサエティ・ガバナンス・環境) の 3 分類 10 項目で定義・構成される。ボストンコンサルティンググループは、これを定量化し、以下の図を公表している。日本の 2019 年の SEDA スコアは 77.2 で 143 カ国中 17 位とのことである。

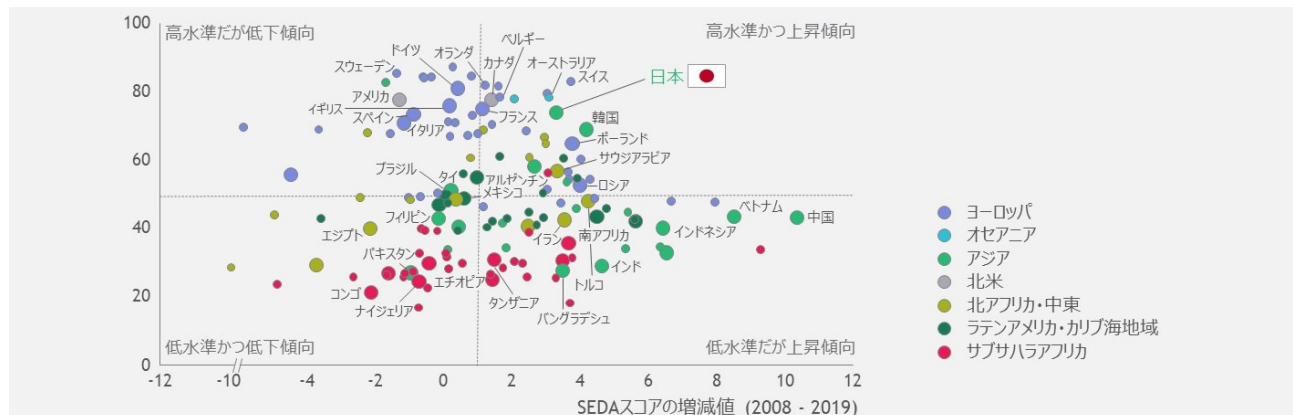


図1 SEDA(持続可能な経済開発に関する評価)スコアの比較[6]

3. エネルギーの望ましいあり方

原子力が「エネルギーの Well-being」にもたらす貢献は原子力の価値と言える。竹内[7]は、電力自由化の波の中で経済性は原子力の価値の指標としての意義を失った、エネルギー安全保障こそが原子力の価値であるが、それに相応しいリスク抑制(安全確保)ができていないかを安全目標と関連させて議論すべきと述べる。

第 5 次エネルギー基本計画[2]は「より高度な S+3E」を提案している。これまでのエネルギー政策はエネルギー自給率と発電単価を中心に見ていた。しかし、多様なリスクに対応するためにはリスクを統合的に俯瞰する必要がある。「より高度な S+3E」では、長期のエネルギー転換に向けては、より複雑で不確実な状況下においてエネルギー選択を行っていくことが求められる。このため、不確実な状況の中での対応力を重視し、以下の4点をエネルギー選択の評価軸とする。

- ① 安全最優先を、技術革新とガバナンス改革による安全の革新により実現する
- ② 資源自給率に加え、技術自給率の向上と様々なリスク(間欠性のある電源の出力変動に伴う需給調整リスク、事故・災害リスク、化石資源の地政学リスク、希少資源リスク(蓄電池のレアメタル等)、先端技術の他国依存リスクなど)の最小化のためのエネルギー選択の多様化を確保する
- ③ 環境適合においては、脱炭素化への挑戦に取り組む
- ④ 国民負担抑制に加え、自国産業競争力の強化を図る

エネルギーの望ましいあり方を、「より高度な S+3E」で測ることに異論はないと思う。しかし、その特性と評価軸の情報は揃えられるだろうか。健全なエネルギーミックスのためには、Well-being の程度を測ったように、エネルギーの Well-being も測らなければならない。発電セクターに限れば、エネルギー源の特性と評価軸は表1のように整理されるのではないかと。望ましい特性を持つエネルギーはその価値が高く、チャレンジ特性については解決あるいは代替が必要である。

エネルギー自給率や、二酸化炭素排出原単位のように定量化が容易な指標もあるが、レジリエンスや技術的実現性、安全性の技術革新、多様なリスクなどの指標については評価が困難であろう。とはいえ、このような評価軸を用いて「より高度な S+3E」を定量化するほかはない。原子力の価値も他のエネルギー源の価値も明示的に求められる。その一覧表を作成してエネルギー選択を行うことは、エビデンス・ベースのエネルギー政策に他ならないと思う。

エネルギー利用として原子力技術を見てきたが、冒頭に述べたように、放射線利用も原子力が社会に貢献する重要な、もしやもっとも国民にとって関心の高い問題であるかもしれない。あらゆる技術は、社会のニーズを受けて多様な展開を図り、社会に普及して定着する。科学技術イノベーション基本法では、以下の通りにイノベーションを定義

する。「科学的な発見又は発明、新商品又は新役務の開発その他の創造的活動を通じて新たな価値を生み出し、これを普及することにより、経済社会の大きな変化を創出すること」。このようにイノベーションには三つの要素がある。新たな価値の創出、それを社会に普及、経済社会の大きな変化、である。放射線技術がもたらす経済社会の大きな変化、つまりがん治療や診断用放射性アイソトープの製造、工業や農業への利用は国民と社会にインパクトと福祉をもたらす。放射線利用もエネルギーを生み出す原子力技術の基盤に支えられていることを忘れてはならない。

表 1 エネルギーの特性と評価軸

望ましい特性	チャレンジ特性	評価軸
安全性技術革新	旧来技術	安全性 (Safety)
リスク評価	リスク不明	多様なリスク管理 (Risk)
国産エネルギー	輸入エネルギー	資源自給率 (Energy Security)
自国技術	輸入技術	技術自給率 (Technology Security)
実用段階	開発段階	技術成熟度 (Technology Readiness)
安定エネルギー	変動エネルギー	需給調整力 (Resilience)
非化石エネルギー	化石エネルギー	二酸化炭素放出 (Environment)
安価なエネルギー	政策経費が大きい	経済性 (Economic Efficiency)

4. まとめ

エネルギーの選択において、「より高度な S+3E」を定量化することを望みたい。それに対する原子力の貢献度が原子力の価値である。この定量化は困難な作業のように思える。しかし、エネルギーの well-being と Beyond-GDP としての Well-being の可測化、どちらが難しいだろうか。エネルギーの Well-being の定量化がずっと容易であると考え。本稿では、「より高度の S+3E」からエネルギー源の特性を表す評価軸の定義を試みた。これらの評価軸に関する知識、データ、経験を総動員すれば、原子力の価値を測ることは可能である。それは、それぞれのエネルギー源の特性を踏まえた現実的でエビデンス・ベースのエネルギー政策への第一歩である。

5. 参考文献

- [1]日本原子力文化財団、調査結果 原子力に関する世論調査(2020 年度)
https://www.jaero.or.jp/data/01jigyoku/pdf/tyousakenkyu2020/results_2020.pdf
- [2]第 5 次エネルギー基本計画、https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
- [3]OECD, Measuring Employment Generated by the Nuclear Power Sector, October 2018
- [4]World Nuclear Association, World Nuclear Performance Report 2020, August 2020
- [5]OECD, Beyond GDP Measuring What Counts for Economic and Social Performance, Nov. 2018
- [6] BCG, Measure Well-Being to Improve It, https://image-src.bcg.com/Images/BCG-Measure-Well-Being-to-Improve-It-July-2019-R_tcm56-223637.pdf
- [7]竹内、原子力が提供する「価値」は何か、日本原子力学会誌, Vol.61, No.3 (2019)

Akira Yamaguchi

The University of Tokyo

原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える

Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

(2) 原子力の未来像 WG の取り組み

(2) Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*村上 健太

東京大学

1. 未来像検討ワーキンググループとは

2020 年 4 月、理事会は 2050 年を担う世代に原子力の未来像の検討を依頼し、それをシンポジウム等によって学会員全体で共有することを企画した。全 19 部会、若手連絡会、学生連絡会からそれぞれ数名の委員が推薦され、企画委員会が事務局を務める形で未来像検討ワーキンググループ（以後、WG）が組織された。WG の運営方針や検討内容は委員に一任されたが、原子力学会全体を包絡できるようなテーマ選定や、「社会との協働を意識して目標を練り上げること」が要請された。WG では、2021 年 3 月 12 日に中間報告を兼ねた拡大勉強会という位置づけのシンポジウムを開催した[1, 2]。その後も若手連絡会と共同で勉強会等の企画を続けており、「原子力の価値と学会の果たすべき役割」のプロフィールが明確になりつつある。

本稿は、活動を通じて WG のリーダである著者が把握した論点を整理し、著者個人の意見も加えて考察したものである。WG としての結論は、2021 年度中に予定されている最終報告会にてご紹介させていただきたい。なお、本稿で紹介する現状分析の多くは、未来像検討 WG や若手連絡会の勉強会において紹介された資料に基づいている。

2. 気候変動問題を起点に原子力エネルギーを考える

IPCC 第五次評価報告書 (2013-14) は、1870 年以降の人為起源 CO₂ 累積排出量と地表平均温度上昇の間に近似的な比例関係があることを示した。つまり、気温上昇を一定水準に抑えるには、いずれかの段階で人為起源 CO₂ のネット排出量をゼロにする必要があることが明示された。カーボンニュートラル (CN) という長期目標とパリ協定によって気候変動対策の大枠が定まったことから、この分野に積極的な投資を呼び込む環境が整った[3]。しかし原子力エネルギーの場合、電源としての政策的位置づけの不安定性や、5～10 年での投資回収可能性の観点から、必ずしも民間資金が容易に流入する状況になっていない[1,4]。

「2050 年 CN 達成」は現実的だが、とても難しいゴール設定であることに留意が必要である。仮に、電力部門が完全な脱炭素化に成功したとしても、エネルギー利用構造が変わらなければ排出量は約半減に留まる。社会全体で省エネ、電化、水素等への燃料転換を進める必要がある。電力の脱炭素化すらも難しいゴールである。例えば、永井らは社会的受容性（つまり、法規制や土地利用の競合等）と立地条件に基づいて再エネ導入ポテンシャルを試算し、再エネ発電量は 6500 億 kWh 程度まで拡張できると評価している。これは、日本の総発電量の 40～50 % 程度である [3]。ようやく「再エネ vs 原子力」というような無為な論説を学会内で耳にすることが減ってきたが、CN 達成のためにはあらゆる技術を動員する必要があるということを繰り返し強調しておきたい。

WG では、再生可能エネルギー大量導入と関係の深い技術課題である「電力系統の安定性」と「水素利用」への理解を深めるため、若手連絡会と連携して勉強会を企画している。どちらの論点も、需要家のニーズを高い解像度で把握することが不可欠であるが、学会における議論は未だそのレベルに達しているとは言えないだろう。電力網に関しては、現時点で外部化の目途が立っていない原子力エネルギーの価値（例えば、回転機の慣性力を活かした周波数安定性への貢献）を、プラント毎に定量的に把握することが必要である。これらの価値は他の供給者とのバランスで決まるため、長期的な変化を予測して定期的に見直すならば、いずれ市場化の道が拓けるかもしれない。水素の場合、技術開発要素が多く、現時点で 2050 年における利用の形

態を詳細に予測することは難しい。利用総量の期待値と調達方法の想定を把握した上で、将来像の解像度を上げていく努力を継続する必要がある。エネルギー安全保障の視点で原子力エネルギーの役割を考える上でも、再生可能エネルギーの海外依存度は重要な要素となる。

3. モジュール化という視点から原子力学を考える

原子力は総合工学（integrated engineering）である。原子力システムの安全は、関係するすべての技術領域において不確実さの影響を十分抑制することによって実現する。原子力安全の枠組みの中で長年研究されてきた研究課題は（たとえ安全に関する意思決定に直接使えないとしても）分野の研究者が注目する「共通問題」としての価値を有していた。「幅広く学術を下支えする」という原子力学の役割は、貨幣価値に換算し難い原子力産業の特徴の一つである。原子力学は、こうして培われた多様な要素技術を垂直統合し、高い品質マネジメントの下で組み上げる方法を標準化することで、高い信頼性をもつ社会インフラを提供することに貢献してきた。

一方で、過去四半世紀の産業構造の変化には、統合化よりもモジュール化を重視する潮流がある。これは、単に製品を構造的に分割するということではなく、情報共有のあり方を含めて事業をカプセル化するという概念である。規定された内容以外の情報が隠されることを寄与の条件としてモジュールが連結されることにより、調整コストを抑えてモジュール内での情報処理を効率化すると共に、過剰反応を抑制しながら環境変化に柔軟に対応することが可能になる[5]。

おそらく、原子力セクターの組織構造だけでなく、原子力学に関係した学術分野（言い換えると部会）も、現在の外部環境に変化に合わせた情報共有や意思決定のために最適な形にはなっていない。組織構造は歴史的な経緯に強く依存するので、この問題に対する抜本的な解決策は存在しないだろう。しかし、原子力の意思決定に使用された情報処理プロセスを属人的な部分も含めて文書化しておくことは、将来必要なリストラクションにとって極めて重要である。

小型モジュール炉(SMR)の導入は、産業としてだけでなく、また学術としても原子力学を発展させるチャンスである。事業者にとってのSMRの利点は、プロジェクト開始から本格運用に至る期間（この期間は収益がないため事業リスクが高い期間でもある）において、統合してマネジメントする必要のあるプロセスを大幅に減らせることとされている。ただし、この利点を生かせるかどうかは、適切な規制制度の存在に大きく依存する[6]。SMRの導入検討が規制制度改革につながることへの期待が高まるが、その成否には、原子力規制委員会のコミットメントに加えて、過去の規制経験や安全研究によって得られた知識群が効率的な意思決定に資する形に構造化されていることが関係する。

SMR実用化までの道のりには、SMR本体の開発に加え、製造技術、エネルギー利用、核燃料サイクル等の研究課題がある。周辺領域では、原子炉の炉型に過度に依存しない形(Technology Inclusive)での研究開発が特に重要である。多くの研究者は、「垂直統合的な原子力システム」の一部分を改良とするという発想から脱却しつつある。つまり、国策から一文を引用して論文のイントロダクションを正当化するという慣習を捨て、自分の研究の本質的な意義や多様な応用先を見つめ直し始めている。

垂直統合型からモジュール型への技術構造の転換は、「総合工学」としての原子力の価値を損なうものではない。モジュール化の代表例とされているシリコンバレーモデルでは、ベンチャーキャピタルによるコーディネートがアクター間の情報交換だけでなく、アクターのガバナンスにおいても大きな役割を果たしたとされている[5]。原子力では、今後も専門家が触媒としての（またはそれ以上の）役割を果たすことが求められ続けるだろう。また、外部化しにくい原子力産業の価値を評価してアクターに予見性を与えるために国が一定の役割を果たし続けることは、構造変化の有無に関わらず重要である。

4. 環境問題として原子力の受容性を考える

WGの設置目標は「社会との協働を意識して（原子力の）目標を練り上げること」であるが、WGを通じて社会とゴールが多様であることが強く認識されるようになってきた。例えば、Environment（環境）、Social（社会）、Governance（企業統治）といった非財務情報を考慮したESG投資を呼び込むために企業が重視す

べきステークホルダーとして、国連・政府、国際金融機関・機関投資家、NGO、消費者、取引先、そして組織内部が示されている[4]。導入ポテンシャルに関する議論[3]から明らかなように、再生可能エネルギーの導入でも社会的受容性が大きな課題となっている。通常、個人がリスクマネジメントに参画できない事業は、その人のリスクテイクの対象から外される。したがって、すべてのエネルギー事業において、重要なステークホルダーを特定して、リスクマネジメントに参加を促す努力が求められるようになるだろう。原子力のリスクを説明する目的は、安心感の醸成から、ステークホルダーのリスクマネジメントに必要な情報提供へと重心移動する必要がある。

原子力の受容性を「海を綺麗にする」などの「環境問題」の類型と見なすなら、死亡リスクの抑制が問題の解消と直結しないことは明らかだろう。問題にチームで取り組む必要性や、多様なアクターがチームに参加する必要性も自明である。近藤[7]は、総合地球環境学研究所において実施された多数の環境問題の共同研究プロジェクトを調査し、社会の多様な主体と協働して研究を進める際に気をつけるべきことを分析している。チームのメンバーシップを包摂的（来る者拒まず、去る者追わず）にする；相対的に声の小さいアクターの参加を意図的に促す；プロセスを可視化する；参加の動機や「対価」がアクター毎に異なることへ配慮する；等が重要だとされている。原子力学会でも、幅広いアクターを巻き込んで活発に活動しているプロジェクト（例えば、[8]）は、この特徴の多くの部分を有している。原子力が環境問題だとの認識に立って議論することの功罪については、技術者目線で原子力の未来像を検討する活動[9]と並行して、WGの中で丁寧に議論したいと考えている。

これまでの議論は、国が定める最小要求としての「安全目標」の必要性と矛盾するものではない。しかしライフプランや医療の在り方の変化を踏まえて安全目標の更新を続けていくことは容易でない。医療や産業保安に関係した幅広い専門家との協働が不可欠だが、高度な社会セキュリティを必要とする産業の代表として、原子力の専門家には議論をリードする役割が求められるだろう。近年の遺伝子診断技術等の進歩からすると、個人における疾病の発生時期などをかなり精度良く予測できる時代が来るだろう。その時、外乱となる放射線リスクがどのように受け止めてもらうかを今から戦略的に検討する必要がある。

5. WGの取り纏め方針

WGは今後、これまでの議論を取りまとめると共に、検討した未来像を学会員に共有するためのシンポジウム等を企画する予定である。WGで描く未来像は、気候変動問題を起点とした Technology Inclusive なものになるだろう。WGが契機の一つとなって学会内で複数の企画が立ち上がっており、それだけでも本企画は成功したと考えている。WG委員は、WG解散後も学会のコアメンバーとして、学会員が原子力を取り巻く課題を見つけ出して、自ら探求する取り組み[8]を活性化することに貢献するだろう。

参考文献

- [1] 村上健太, 他, 「当事者の視点から 2050 年の原子力像を考える」, ATOMOS 2021 年 8 月号(予定)
- [2] 日本原子力学会, シンポジウム「原子力の未来像を考える」, 2021 年 3 月 12 日, <https://www.acsj.net/vision2050symp>
- [3] 堀尾健太, 永井雄宇, 「『カーボンニュートラル』と原子力」, 同上
- [4] 齋田温子 「気候変動起点の外部環境変化を踏まえた原子力の未来:カーボンニュートラル政策の動向と投資家の視点」, 同上
- [5] 例えば, 青木昌彦 「比較制度分析に向けて」 NTT 出版, 2003 年
- [6] 例えば, R. Meserve, Annual Letter of Assessment 2018, https://www.iaea.org/sites/default/files/2018_annual_letter_final.pdf
- [7] 近藤康久, 「オープンチームサイエンス ひらかれた協働研究の方法論」 学術の動向 2021 年 2 月号, 102-106
- [8] 例えば, 羽倉尚人, 他 「課題を見つけ出す工夫・仕組みをどのように具体化していくか」, 2 と同じ
- [9] 竹田敏 「研究者の視点からの原子力の魅力と役割」, 同上

*Kenta Murakami, The University of Tokyo

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori¹, Jun Nishiyama², Naoto Hagura³, Kohta Juraku⁴, Takako Shiraki⁵, Tatsuhiro Kamisato⁶, Akira Yamaguchi⁷, Kenta Murakami⁷, (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo)

With the current review of the Japanese basic energy plan, this session will share the basic ideas on this theme and the related efforts of young generation in Atomic Energy Society of Japan (AESJ). Then, further deepen the discussion of the direction of nuclear power and the roles of the academic society for the next era from the viewpoints inside and outside AESJ.

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

[3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*Masahiro Hino¹ (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*Hideaki Mineo¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor

*Takeshi Toyama¹, Masanori Yamazaki¹ (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto¹ (1. Univ. of Fukui)

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性 (2)

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

(1) 京大複合研新型研究炉開発・利用センターと
新試験研究炉における幅広い利用について(1) A center for new research reactor development and utilization at KURNS,
and versatile use for the new research reactor*日野 正裕, 杉山 正明, 中島 健
京都大学

1. 新試験研究炉建設の背景

2020 年 9 月に文部科学省の原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉は、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉（熱出力 10MW 未満程度）が最も適切であるとの見解が取りまとめられた[1]。そこでは「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の 3 つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切としている。そして文部科学省委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営のあり方検討」の公募があり、2020 年 11 月より、原子力機構、京都大学、福井大学の三者が中核的機関となり、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉の概念設計及び運営の在り方検討を進めている[2]。京都大学は「幅広い利用運営」を主担当とし、他の中核的機関と相互に密接に関与しつつ、全体として整合ある効率的な事業推進を目指している。

2. 京都大学複合原子力科学研究所 新型研究炉開発・利用センター

京都大学複合原子力科学研究所（京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきた。しかし KUR は運転開始から 60 年が間近であり、2026 年 5 月以降の運転継続が困難な状況である[3]。中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学术界のみならず産業界からも期待されている。中性子はナノ構造の時間―空間領域の両方をプローブ出来る希有な粒子であり、J-PARC MLF や米国の SNS 等の大規模加速器中性子源での利用が活況になっているが、10MW 規模の試験研究炉新設計画は国際的にもインパクトの大きなプロジェクトである。

京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するために、2021 年 5 月に新型研究炉開発・利用センターを新たに立ち上げた。そこでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した新たな中出力炉において、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。「持続可能性が高い」ことは様々な考え方がありうるが、ここでは新試験研究炉が如何に広く必要なものとして利用されるか、社会的にも重要な研究インフラとして継続的に認知してもらう形となることを重視している。

また、このあり方検討においては中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。実際、最近 10 年ぶりに再稼働を果たし、中性子ビーム利用に重点をおく熱出力 20MW の試験研究炉 JRR-3 においても、多様な中性子照射場が整備されており、RI 製造の期待も大きい。原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。研究炉の特長である多目的利用を旨として、10 年後の将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群をどのように実

現していくのか、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の場をどう準備していくか、利用のあり方で議論すべきことが多い。

当日はこれら背景を含め、幅広い利用運営のあり方についての検討状況を紹介するとともに、議論を行いたい。

参考文献

- [1] 文部科学省 原子力科学技術委員会 原子力研究開発・基盤・人材作業部会 「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について(https://www.mext.go.jp/content/20200915-mxt_genshi-000009933_1.pdf)
- [2] 文部科学省委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」第1回コンソーシアム委員会資料(<https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2021/032301/s01.pdf>)
- [3] 文部科学省 原子力科学技術委員会 原子力研究開発基盤作業部会 中間まとめ(資料 6)
(https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2018/04/25/1404311_2.pdf)

*Masahiro Hino, Masaaki Sugiyama and Ken Nakajima

Kyoto Univ.

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性 (2)

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

(2) もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の検討状況

(2) Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

* 峯尾 英章

日本原子力研究開発機構

1. 緒言

令和 2 年 11 月からもんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計と運営の在り方の検討が開始された。本稿では、これまでの経緯と、令和 2 年度から開始した概念設計と運営の在り方の検討の状況、今後の検討について示す(**)。

2. これまでの経緯

2-1. 中出力炉への絞り込み

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉を設置することとされた¹⁾。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度の 3 年間に於いて、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新たな試験研究炉に関する調査を実施し^{2)~4)}、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した⁵⁾。その後、地元福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・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研究開発・基盤・人材作業部会（以下、「作業部会」とする）での議論を経て、令和 2 年 9 月に炉型については、幅広い分野で基礎から産業利用まで対応可能で、利用者の規模も期待できる、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉に絞り込まれた⁶⁾。本試験研究炉については、2020 年度～2022 年度に概念設計を行い、2022 年度中に詳細設計を開始することとされている⁷⁾。

2-2. 概念設計及び運営の在り方検討の開始

本試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」）を行い、原子力機構、京都大学、福井大学を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。

原子力機構は、試験研究炉の設計やもんじゅサイトの知見を活かし主に概念設計と地質調査を担当する。京都大学はこれまでの利用ニーズに関する整理や KUR の利用運営経験を活かした利用運営の在り方を担当する。福井大学は、地元産業界との橋渡し活動、地元関係機関との連携構築に向けた制度の検討を担当する。また、中核的機関は、検討にあたり、学术界から産業界まで、広いニーズを有する様々な関係機関からなるコンソーシアムを構築し、意見を集約することとしている。

3. H29～R1 年度に行われた調査で示された中出力炉

表 1 にそれまでのニーズ調査及び有識者の意見を踏まえて R1 年度の調査[4]で検討された中出力炉の概念を示す。なお、概要や概念は当時の調査検討によるものであり、今後の概念設計で進める検討と必ずしも一致しない可能性がある。また、付属施設、関連施設等についてこの時点で経済性の点からの検討は行っていない。

*Hideaki Mineo

Japan Atomic Energy Agency

表1 もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉(中出力炉)の R1 年度調査における概念検討結果※(抜粋)⁴⁾

概要	目的	中性子ビーム利用を主目的とし、熱外、熱、冷中性子源等により、利便性の高いスペクトルを実現し、大型施設では実現困難な条件による実験を可能にすることで JRR-3 との定常中性子コミュニティを構築する。また、中性子散乱研究は JRR-3、J-PARC や放射光施設と調和的に用いることで、物質の構造情報を多方面から探索することができ、新物質・新材料の研究・開発のパイオニアとしての役割を担う。
	特徴	【最大中性子束】 炉心中心部： 10^{14} n/cm ² /s、垂直実験孔： $10^{12}\sim 10^{13}$ n/cm ² /s、ビームホール： 10^8 n/cm ² /s 実験装置部： $10^6\sim 10^7$ n/cm ² /s（試料位置）
	主な利用	【基礎基盤技術】 ・核データの取得、精度検証（軽水炉、高速炉等） 【照射利用】 ・RI の研究開発、短半減期医療用 RI の製造(JRR-3 との連携)・複合環境下照射損傷基礎研究 【ビーム利用】 ・中性子ビーム利用研究（中性子散乱、ラジオグラフィ（動画撮影）、放射化分析） ・分析やイメージング技術による産業利用 ・低速陽電子ビーム利用研究 【人材育成】 共同利用研究施設として国内の研究者・技術者に幅広く研究開発の場を提供することで、国際競争力の回復及び学術研究レベルの底上げを図る。 ・原子炉教育（炉工学、安全管理等） ・研究利用及び炉の建設・運転・保守を通じて中堅・若手研究者の養成（OJT）、原子力関連分野における技術継承 ・中性子利用の普及啓発 【国際協力】 IAEA や FNCA のネットワークを活用し、世界の研究炉と相互補完な利用の再構築を図る。 ・FNCA 人材養成プロジェクト支援
	設備概念	原子炉 スイミングプール型、強制対流軽水冷却 ～10MW 格納系 原子炉建屋 約 27.5m×36m 照射・実験ポート等 ・垂直実験孔：3～5 本、空気輸送ラビット：2 本、水力輸送ラビット：2 本 ・炉内照射環境（温度等）の制御と計測用設備。 ・冷中性子源：1～2 個、・陽電子発生装置：1 個 ・ビームライン：熱中性子用 4 本（炉室 3 本、ビームホール 1 本）、冷中性子用 4 本（炉室 1 本、ビームホール 3 本）、陽電子ビームライン 1 本、汎用ビームライン 1 本 付属実験設備 ・【ホットラボ】 ・詰換え用セル：1 基、PIE 用セル：2 基、医療用 RI 製造用：3～5 基 ・分析用フード：5 台 ・【炉室】 ・中性子回折・散乱装置、中性子ラジオグラフィ ・模擬炉心（未臨界炉心）（必要時） ・【実験利用棟】 ・中性子回折・散乱装置、小角散乱実験装置、即発γ線分析 関連施設等 ・原子炉施設に教育実習棟（講義室、実習室、化学実験室を含む）を併設 ・遠隔教育のためのサテライト施設あるいはインターネットラボ ・外部ユーザーの受入れ窓口、実験準備室、控室等を備えたユーザーズオフィス ・敷地近辺に外部ユーザーが長期滞在可能な宿泊施設

※：今後の概念設計において、集約する利用ニーズを踏まえた、現実的な炉心概念の検討を行い、中性子束等の炉心性能や照射・実験ポート、付属実験設備等の設備概念を明確化していく。

4. R2 年度における検討状況

4-1. 第1回コンソーシアム委員会

令和3年3月23日に第1回コンソーシアム委員会を開催した。委員会は、地元機関（福井県、敦賀市、福井県商工会議所連合会、敦賀商工会議所）、地元企業（日華化学、東洋紡）、地元研究機関（若狭湾エネルギー研究センター）、アカデミア（日本原子力学会、日本中性子科学会、近畿大学）、産業界（日本原子力産業協会、日本アイソトープ協会、放射線利用振興協会、中性子産業利用推進協議会）、これに中核的機関の専門家を加えた構成である。以下に本委員会で示された主な意見を示す（文献8）より抜粋）。

【地元自治体】

- ・人材育成のみならず産業利用の推進を。地元企業に優先的に利用させる仕組み等を検討。
- ・KURが2026年で運転停止の見込みであり、早期の運転開始が重要。
- ・嶺南Eコースト計画の1つであり、県としても組織的に支援。
- ・経済面でどの程度地元へ貢献するか教えてほしい。企業の研究所等の誘致につなげたい。
- ・KURの利用実態など今後の検討の参考として詳細を知る必要がある。

【地元産業界】

- ・中性子利用は地元企業にとって未知であり、伴走型支援が重要。
- ・人材育成面では、地元企業の若手社員の育成にも役立てたい。
- ・敦賀市の地元企業は下請が多く、企業育成が重要。
- ・アクセスが悪い点について、市街地にラボをおいてリモート利用等の工夫を。
- ・原子力への若い世代の人气が低下しており、魅力の発信が必要。

【アカデミア（関係学会）】

- ・関係学会でも期待が大きく、利用の検討やセミナー開催により関心を高めたい。
- ・新規の研究炉新設は久々であり、使い勝手良く長く使われる炉にすることが重要。
- ・地域振興では、地元と共生するモデルケースにすることが重要。
- ・シンボリックな成果をどう創出するかが重要。

【原子力・放射線利用関係の産業界】

- ・先端分野だけでは支持は広がらず、医療・産業など幅広い利用が重要。
- ・利用スケジュール策定など運用の透明性確保、企業のタイムリーな利用ができる仕組みが重要。
- ・医療の裾野は広く、医療での地域振興の検討も必要では無いか。
- ・輸入に頼る医療用RI製造への期待が高く、それに適した設計が重要。
- ・合理的な規制の在り方を本格的に検討すべき。

4-2. 概念設計

概念設計においては、①西日本における原子力分野の研究開発・人材育成の中核的拠点としての機能の実現、②地元振興への貢献への2つの観点から最も適切な炉型としてビーム利用を主目的とした10MWの中出力炉を前提とする。10MWの炉心の固有の能力は、世界トップレベルの試験研究炉の性能に及ばないものの、利用用途や利便性に工夫を凝らすことにより総合的な利用性能で世界水準を目指す。また、これまでの試験研究炉の設置・運営で得られた課題・教訓や設計・設置・運転のプロセスでのグレーデッドアプローチの考え方に留意しつつ、炉の安全性を合理的、体系的に計画し、プラント全体としての機能向上を図る。

4-2-1. 概念設計の基本的方針

もんじゅサイト試験研究炉の概念設計を行うにあたっての、現状の基本的な方針は次の4点である。それぞれ工夫・検討すべき点等を合わせて述べる。

- ① 優れた安全性：試験研究炉の有する潜在的リスクは発電炉と比較すると低いと考えられるが、安全性は十分に評価されるものでなければならない。全交流電源喪失を想定した場合、安全機能の多重化や多様化に加えて、炉心冠水維持や崩壊熱除去が容易な炉とする。

- ② 安定性（高稼働率）の確保：試験研究炉のユーザーの最も強い要望は適時に利用できることであるため、ビーム強度の増強以外に、高稼働率を実現して利用時間を十分確保する必要がある。長期連続運転を可能とする、高い保守整備性、高い信頼性の他、サイクル当たりの長期連続運転等の工夫について検討する必要がある。原子炉スクラムのリスクを最小限に抑えるとともに定期検査期間の短縮化も有効である。
- ③ 経済性に優れた設計：建設費、運転費、維持管理費の低減が重要で、これまでに蓄積された知見・既存の技術の応用を行い設計コストの大幅低減を図る。設備機器のユニット化・パッケージ化・工事の簡略化・工期の短縮化につながる施設レイアウトを工夫する。
- ④ 利便性と将来性：限られた敷地内で、多数のビームライン設置、ホットラボ利用、補助的試験・計測装置及び利用スペースの充実等、常に新たな研究提案に対応できる柔軟な利用環境を実現する。また、核物質防護等の制約により実験実施の自由度が制限されないような実験エリアや管理エリアを検討する。さらに、利用者のアクセス性の確保、実験装置の搬出入の容易さと核セキュリティ上の安全確保が可能な配置を検討する。

4-2-2. 中出力炉(10MW)の能力の見積もり

10MW の試験研究炉の能力を把握するため、簡易な炉心計算モデルを作成して、炉心仕様の違いに応じた中性子束強度のサーベイ調査を行い、国内外の試験研究炉と比較した。図 1 に示す、出力及び炉心体積を JRR-3 の約 1/2 とした単純化した円柱型炉心計算モデルをベースとして、炉心体積、反射体材質、燃料領域の減速材/ウラン比等をパラメータとして能力を見積もった。

図 2 に計算結果と国内外の試験研究炉と比較した結果を示す。比較対象とした試験研究炉は、核不拡散の観点から低濃縮ウランを用い、潜在的リスクの観点から、プール型の試験研究炉に限定した。図 2 に示すように、中性子束強度と熱出力はほぼ比例の関係にあり、今回のパラメータサーベイ計算の結果、反射体領域での最大熱中性子束は $1.0 \sim 2.0 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、最大高速中性子束 $1.0 \sim 1.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ の範囲となった。炉心固有の能力としてこれ以上を望むには、タンク型として出力密度を大きくするなどが考えられるが、基本方針に従い、利用用途に合った最適なスペクトルの生成及び輸送効率の向上を図ることで総合的な利用性能の向上を目指すこととしている。

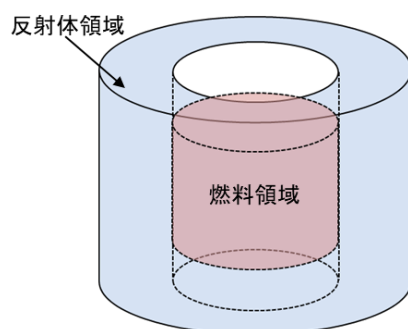


図1 簡易計算モデル（JRR-3×1/2 体系）

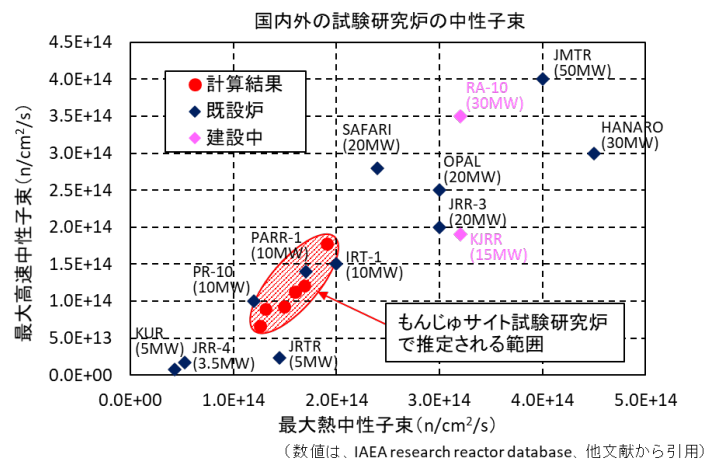


図2 国内外の試験研究炉の中性子束とのもんじゅサイト試験研究炉で推定される中性子束の範囲

4-3. R2 年度地質調査

試験研究炉の建設候補地（山側資材置場）は、もんじゅの東南にある、北西に流下する谷を埋めた盛土斜面の途中、標高約 132m に位置している。この地点の地下の岩盤深部に達するボーリングデータは得られておらず、課題の存否や程度がほとんどわからない状況である。そこで、立地に致命的な影響を与えうる破砕帯や大規模すべり面の存否を確認するとともに、ボーリング掘進速度の情報を得て翌年度の合理的な調査に資するため、予備的調査として掘進長 100m のパイロットボーリングを実施した（図 3 及び 4 参照）。

その結果、①地表から約 24m 以深に花崗岩（岩盤）が分布しており、比較的堅硬であった。②調査した深度 100m の範囲には大規模な破砕帯やすべり面は存在しなかった。③数条の破砕帯が見られたが最も顕著な破砕帯であっても粘土化の程度は弱く、直ちに建設の妨げになるようなものは確認されなかった。以上に基づき、R3 年度では深度 200m の調査を予定している。

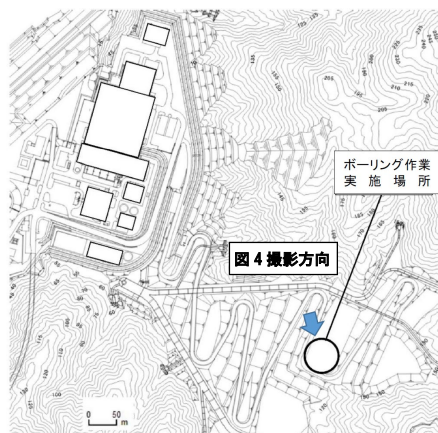


図3 ボーリング作業実施場所



図4 ボーリング作業（2021年1月18日撮影）

5. 今後の計画

図5に示すように、令和4年度までに運営の在り方検討を行い、概念設計及び地質調査を実施する。令和3年度ではニーズを整理しつつ、これを踏まえ炉心を決定し、令和4年度には施設の全体像を明らかにして運営の在り方を提示していく方針である。また、コンソーシアムでの議論・意見集約を効率的に行うため、「コンソーシアム委員会」のみならず、「設計・設置・運営」「幅広い利用運営」「地元関係機関との連携構築」の3つのテーマでのワーキンググループ（WG）を設置して検討を進めていく。

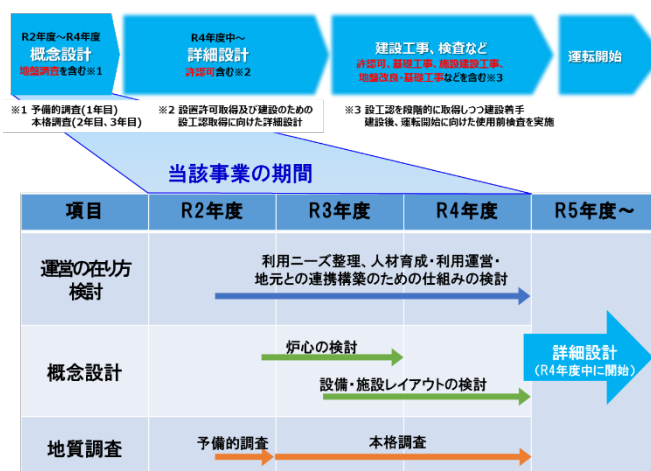


図5 今後の検討スケジュール⁸⁾

**：本稿は、文部科学省の令和2年度科学技術試験研究委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」の成果の一部を含んでいる。

【引用文献】

- 1) 原子力関係閣僚会議, “「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針,” 平成28年12月21日.
- 2) 公財) 原子力安全研究協会, “もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成30年3月.
- 3) 公財) 原子力安全研究協会, “もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成31年3月.
- 4) 公財) 原子力安全研究協会, “もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 令和元年3月.
- 5) 文部科学省研究開発局原子力課, “令和元年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第3回）, 令和2年5月20日.
- 6) 文部科学省研究開発局, “「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第4回）, 令和2年9月20日.
- 7) 文部科学省研究開発局原子力課, “平成30年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第1回）, 令和1年8月30日.
- 8) 文部科学省研究開発局原子力課, “「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況,” 第13回原子力委員会, 令和3年4月20日.

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性 (2)

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

(3) 材料照射研究における国内照射炉の必要性 —海外炉の利用経験から—

(3) Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -from Viewpoint of Experience of Overseas Reactor Usage-

*外山 健¹, 山崎 正徳¹¹ 東北大学金属材料研究所

材料照射研究における全国大学共同利用施設である東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターでは、前身の附属材料試験炉利用施設時代から、JAEA との緊密な連携により共同利用照射を行ってきた。JMTR や常陽の停止以降は、海外炉を代替利用することにより共同利用照射を提供している。前回の本セッション (2021 年 3 月) における本センター永井による講演「学術研究における照射炉の重要性」では、海外炉による代替照射では種々の面で制約が多く照射ニーズに十分に答えられていないこと、国内照射炉が一刻も早く必要であることが示された。本講演では、海外炉利用における制約を現場経験から紹介し、国内照射炉の必要性を改めて強調する。

海外炉としてベルギー SCK CEN の BR2 および米国 ORNL の HFIR を利用している。近年の主な利用先は BR2 であり、全国の大学を中心とした研究者からの軽水炉材料・次世代炉材料・核融合炉材料・加速器材料試料・年代測定試料など幅広い試料を対象として年間 1 – 2 回の共同利用照射を行っている。照射を実行する上では、照射前は照射条件や試料の選定・キャプセルの設計と製作、照射後は試料輸送の過程があり、本センターと BR2 とは、共同利用研究者・キャプセル設計製作者・輸送業者らと協議を重ねて各過程を進めている。豊富な国際業務経験を持つ BR2 は本センターにも大きな協力と便宜を図ってくれているが、それでもなお、各過程には多くの時間と労力を要している。例えば時間に関して、現状では照射前業務では 9-15 カ月、照射後の試料輸送では 6-12 カ月を要しており、これらは JMTR を利用していた時と比べるとおおよそ倍となっている。照射自体も、原子炉運転サイクルや照射設備の状況により当初計画から数カ月遅れとなることも少なくない (最近では BR2 など稼働中の照射炉には世界中から照射ニーズが集中しておりその傾向が増している)。照射後実験までの待ち時間の長期間化は、国内研究者にとって大きな打撃となっている。費用面での制約はさらに大きい。詳細は講演で示すが、現状では照射条件も照射試料体積も共同利用照射ニーズの 2 割程度にしか答えられていない。

このような状況の打破には、一刻も早い国内照射炉の建設と稼働が不可欠である。

また、講演では、10MW 級中型炉での照射研究についても検討する。本センターにおける共同利用照射ニーズの中では加速器材料試料や年代測定試料で必要な照射条件に合う可能性がある。

*Takeshi Toyama¹ and Masanori Yamazaki¹¹Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto¹ (1. Univ. of Fukui)

各種原子炉材料の実用化研究開発において、照射試験炉を用いた照射試験は不可欠である。国内において大型照射炉による材料照射の機会はなく、今後10年余は導入計画もない。そのため、現状で稼働あるいは導入計画中の中型炉利用による材料照射について検討する必要がある。本企画セッションでは、京大炉を利用した材料照射研究やもんじゅ跡地建設予定の試験研究炉の現状など、中型炉利用による材料照射試験に関わる話題について紹介し、今後の中型炉利用による材料照射試験のあり方や課題について議論する。

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

[3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions

*Yasunori Yamanaka¹ (1. FEPC)

[3E_PL03] Case Examination

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura¹, Akio Yamamoto², Yasunori Yamanaka³, Takashi Takata¹ (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

標準委員会セッション

標準委員会の基本方針と今後の戦略について

Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

(1) 標準委員会の基本方針

(1) Fundamental Policy of Standards Committee

*山本 章夫¹¹名古屋大学

1. 基本的な考え方と活動目的

原子力安全の確保のためには、高品質な規格基準類が重要であることは論を待たない。規格基準類は、原子力施設のライフサイクルにわたり、安全性を確保するための重要な手段となる。では、原子力安全の確保のために、いわゆる「規格」や「基準」のみで十分であろうか。福島第一原子力発電所事故で我々が学んだことは、安全性確保に直接必要となる情報に加え、それらの背後にある「概念」や「考え方」を自らの頭で理解し自分の血肉にすることの必要性、でもあったのではないか。「概念」や「考え方」は原子力施設の安全性を確保し、それを継続的に改善していく際、正しい方向に進んでいくための羅針盤として重要である。

日本原子力学会標準委員会の名称には、「規格」や「基準」ではなく「標準」が用いられている。これは、標準委員会として議論の対象とするものは **prescriptive** な規格・基準のみならず、より基本的な「概念」や「考え方」まで含めて対象とするためである。

このような考えに基づき、標準委員会はその活動目的を以下のように定めている[1]。

「標準委員会（以下、「委員会」という）は、原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止に関する規格・指針・手引き等（以下、「標準」という）を最新の技術的知見をふまえて制定・改定することを目的とする。」

2. 制定する標準の位置づけ、性格と目指す標準の姿

標準委員会で策定する標準の位置づけは、「制定する標準は、原子力施設の設計・建設・運転経験を含む最新の技術的知見を十分反映し、過度に保守的でなく、合理的な設計・建設・運転管理並びに廃止措置を可能にする信頼性の高いもので、国内外の関係者に広く利用されるものであるべきである。」としている[1]。この位置づけを実現するため、標準委員会で策定する標準は以下の性格を備えることとしている。

- ・ 公平性：特定の個人・企業・業界の利益に偏らないものである
- ・ 公正性：標準内容に関する広範囲の知見・意見の収集・検討を踏まえたものである
- ・ 公開性（透明性）：明確かつ公開された審議・制定過程に基づくものである
- ・ 専門性：専門家の結集による高い技術水準の維持に寄与するものである
- ・ 迅速性：新技術を迅速かつ弾力的に取り込んでいるものである
- ・ 合理性：安全確保を前提とした合理的設計・運用を可能にするものである
- ・ 発展性：民間の技術力向上へのインセンティブをあたえるものである
- ・ 国際性：海外の標準との交流、調整を通じて、海外でも引用され、統一規格化に資するものであると同時に非関税障壁にならないものである

*Akio Yamamoto¹¹Nagoya Univ.

以上のことを踏まえて、標準委員会で目指している標準の姿は次のようにまとめられる。

- ・ 高い水準の技術に基づき、原子力施設の安全性・信頼性を効果的かつ効率的に確保する観点から、最新の技術的知見をふまえて制定・改定する
- ・ 最新の技術的知見を十分反映し、過度に保守的でなく、信頼性の高いもので、国内外の関係者に広く利用される
- ・ 時期を逸することなく適切に制定し、原子力安全と原子力事故のリスク低減に貢献する
- ・ 関連する学会・機関と協力し、関係する組織との緊密な連携・調整に基づく
- ・ 統一的な安全哲学に基づいた階層構造を有する
- ・ 使用者（国及び民間）のニーズ、シーズを反映して速やかに整備する

3.傘下の組織

2021年4月1日現在の標準委員会の組織図を図1に示す。以下では、傘下の組織について概要を説明する。

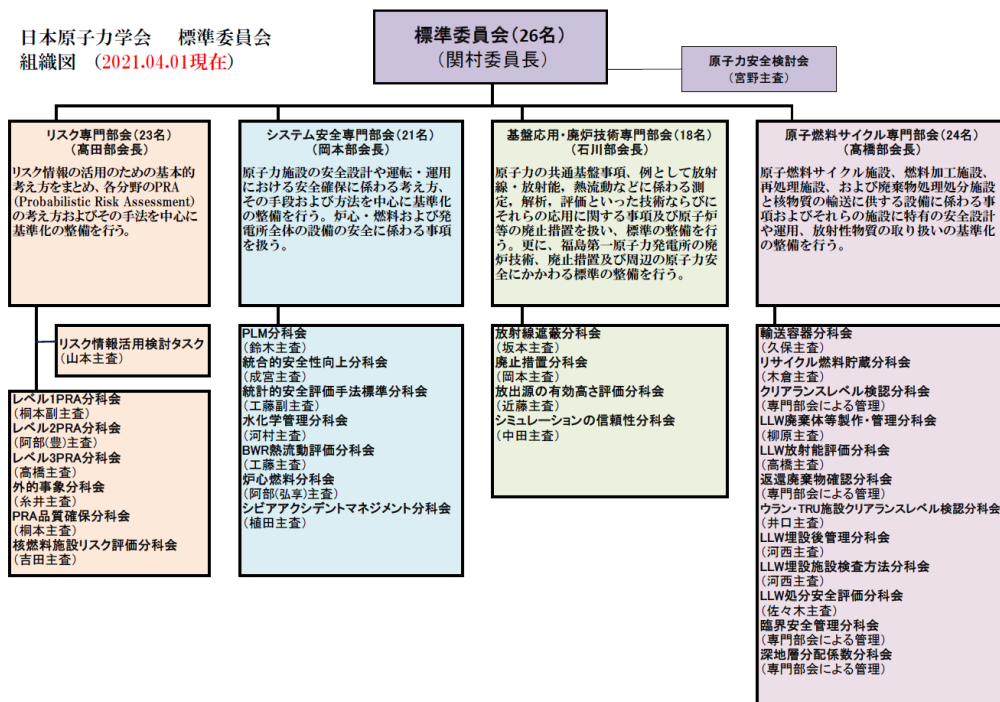


図1 標準委員会組織図(2021年4月1日)

3.1 原子力安全検討会

標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的としている。この検討においては、国内関係機関、国内学協会及び世界の状況を広く見つつ、俯瞰的・包絡的な議論を重視している。得られた成果は、技術レポートとして知見を共有するだけにとどまらず、標準委員会4専門部会及び他学協会の規格において具体化されることを想定している。原子力安全検討会のミッションとしては、次の事項が上げられる。

- ・ 国内外の標準・基準・規格に係る最新の動向を調査し標準委員会で共有する
- ・ 原子力学会の技術部会及び国内関係機関（電気事業者、メーカー等）と標準整備にかかる意見交換を実施する
- ・ 「原子力安全にかかる基本的考え方」の整備と発信を行い、標準を含む学協会規格の整備の基礎とする
- ・ 標準活用に資する教育プログラムの整備と発信を行う

3.2 専門部会

標準委員会の活動を計画的に進めていくため、傘下の専門部会においては以下の事項を念頭に置きつつ活動を行っている。

1. 標準制定に関わる任務：標準の策定方針案を作成する。標準委員会にて認定された基本方針および策定方針に従い、標準の制定、改定、廃止の原案を策定する。
2. 対外に関わる任務：標準の技術的な内容を、関係組織及び一般公衆に対して説明する。あわせて意見交換も行い、標準策定活動に関する意見、要望を評価する。

また、活動を計画的に行うため、5か年計画を作成し、毎年更新している。標準委員会の取り組みを社会に広く知っていただく観点から、この5か年計画を本年度から標準委員会のホームページ上に掲示している[2]。以下、各専門部会の活動概要を示す。

3.2.1 リスク専門部会

- ①今後の我が国における原子力施設の継続的な安全性向上において PRA 標準が今まで以上に重要な位置づけになることを踏まえ、PRA (Probabilistic Risk Assessment) の活用を念頭に、PRA 標準の規定文の階層化、新知見の導入迅速化、などを図ることにより PRA 標準のあり方、構成を見直していくことに重点的に取り組む。
- ②適用範囲の拡大として、地震随伴事象 PRA など外的事象 PRA の適用範囲拡大、停止時 PRA 及びレベル 2PRA の外的事象への適用拡大、複数ユニット・サイトのリスク評価、使用済燃料ピットのリスク評価、などが挙げられる。これらの課題に対しては、現時点では手法開発や試評価例にかかる文献が多くないことから、まずは文献調査や事例調査による現状知見の整理、技術的論点に対する分析などを行うことで、将来の標準策定に向けた準備を進めるとともに、必要な研究テーマを技術レポートなどの形で示していくことで研究開発・技術開発を促す契機とする。また、対象施設を原子力発電所だけではなく、核燃施設への拡大を進めていく。
- ③標準の制定・改定（適用範囲拡大）の優先度の考え方としては、ユーザーのニーズを聞き取り、技術の進捗を考慮した上で、PRA 実施の有効性が高い事象のものを優先する。

3.2.2 システム安全専門部会

原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止等に関する標準を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定することを目的とする。

3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

基盤応用・廃炉技術専門部会は、標準委員会の基本方針および策定方針に従い、5か年計画に基づき、放射線、廃止措置及びシミュレーション技術等に関する標準の制定、改定、廃止の原案の策定を実施する。また、本専門部会にて策定した標準の技術的な内容について、一般公衆及び関係官庁等に対する対外的な説明性が確保されるように活動を進める。

3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

標準委員会の活動基本方針に従い、原子燃料サイクル施設、放射性廃棄物処理処分施設及び核燃料物質輸送設備等の安全設計、運用に係る標準の制定、改定（追補版発行を含む、以下同じ）、廃止の原案の策定に責任を持つ。また、標準原案作成にあたっては、リスク情報の活用やグレーデッドアプローチの考え方を積極的に取り入れて安全性の観点はもとより実効性の高い標準策定を目指すとともに、海外および国内の当該分野における規格基準など標準類との整合性に配慮していく。

4.課題

標準委員会の第1回会合が開かれたのは、1999年11月1日であり、20年以上にわたって活動を続けている。2011年には福島第一原子力発電所事故が発生し、標準委員会に期待される事項も発足当初とは大きく変化してきているものと考えられる。このような背景のもと、標準委員会の取り組みに関する課題としては、以下のものが上げられる。

- ・標準委員会で作成する標準は誰のためのものか
- ・標準に対するニーズは、ステークホルダー間で整合しているか
- ・規制にエンドースされる標準を策定すべきか
- ・規制委員会の現行規制に準拠した標準を策定すべきか
- ・現場の運営に役立つ「仕様規定的」「ガイドライン的」な標準策定を行うべきか
- ・標準委員会が目標としている位置づけの標準が策定できているか
- ・策定している標準とその議論の過程は、標準委員会が目標としている性格を満足しているか
- ・策定している標準は、標準委員会が目指している姿と合致しているか
- ・標準委員会の運営の持続可能性はあるか

5.まとめ

標準委員会の基本方針と今後の取り組み方針についてとりまとめた。企画セッションでは、広い方々から標準委員会の基本方針について様々な忌憚なきご意見をいただけることを期待している。

参考文献

- [1] 「標準委員会の活動基本方針」、日本原子力学会標準委員会、平成30年6月6日、<https://www.aesj.net/committee/permanent/standard>
 - [2] 「標準策定5か年計画」日本原子力学会標準委員会、2021年7月24日アクセス、<https://www.aesj.net/committee/permanent/standard>
-

標準委員会セッション

標準委員会の基本方針と今後の戦略について

Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

(2) 規格基準に対する事業者の期待と今後の取組み

(2) Utilities' expectations toward the standards and future actions

*山中 康慎¹¹電気事業連合会

1. はじめに

2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故（以下 1F 事故）以降、原子力発電事業を取り巻く社会環境は大きく変化した。

規格基準に関して言えば、1F 事故以前は「国が性能規定を作り、民間がその具体化のための仕様規定を作る」という国及び民間の役割分担が共通認識として存在していたが、1F 事故以降は原子力規制委員会が技術基準類やガイド類（審査基準等）を自ら制定するように変化した。

また、これまで JANSI（1F 事故以前は JANTI）が中心的に担ってきた規格基準策定支援についても、事業者自らがより一層関与を深めるよう引継ぎを行っているところである。このような大きな状況変化を踏まえ、学協会が策定する規格基準は事業活動に必須という基本的認識の元、事業者としての規格基準への期待事項を改めて整理・確認するとともに、それを踏まえた事業者として規格基準に係る今後の取組みについて検討を始めた。

2. 事業者の取組み

2-1. 規格基準に対する期待

原子力発電を今後も事業として継続していくためには、既存発電所の安全性向上は言うに及ばず、発電所運営効率の向上、さらには各ステークホルダーの方々との良好なコミュニケーション、の実現によって社会との信頼関係を再構築することが必要と事業者は考えている。その実現のため、事業者としての規格基準への期待としては、使いやすかつ社会から信頼される規格基準であること、と考えている。

2-2. 今後の取組み

事業者はこれまでも学協会の規格基準策定活動にさまざまな形で関与してきた。しかしながら、規格基準への期待を実現していくために、学協会が進める策定活動にこれまで以上に積極的に関与し、規格基準ユーザーである事業者としての役割を果たしていくことが重要と考えている。

そこで第一段階として、これまで JANSI が担ってきた規格基準の策定支援の役割を事業者が引継ぐとともに、事業者が担ってきた役割も含めて統合・再整理した上で、より積極的に規格基準策定事業者が関わっていくための体制整備を進めている。加えて、事業者の規格基準に対するニーズの抽出を行い、学協会との対話を開始したところである。

また、これから第二段階として、これまで事業者が行ってきた規格基準策定活動への関わり方そのものの見直しを行い、事業者としても、また学協会としても、持続可能でかつ事業者の期待を実現できる規格基準策定活動となるような提案を学協会に対して行えるよう、検討を進めていく計画である。

*Yasunori YAMANAKA¹¹The Federation of Electric Power Companies

標準委員会セッション

標準委員会の基本方針と今後の戦略について

Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

(3) 事例検討：外的事象にかかる標準

(3) Case Study: Standards for Nuclear Safety against External Events

*高田 孝¹, 成宮 祥介², 小林 哲朗³, 飯田 晋⁴¹ 東京大学, ² 原子力安全推進協会, ³ 電源開発, ⁴ 東北電力

1. はじめに

標準委員会傘下の原子力安全検討会では、標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的とした活動を実施している。2016年から3ヶ年にわたり、日本地震工学会「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」と協働し、特に我が国において重要な外的事象である地震に対する安全確保の基本的な考え方やその実践について、技術レポートとしてまとめてきた[1]。また2018年度からは、外的事象安全分科会を設置し、上記レポートの外的事象全般への拡張、国内外の調査に基づく留意点、課題の摘出、並びに学協会規格や関連するステークホルダーへの提言を取りまとめ、標準委員会技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）発行に向け活動している。本報告では、外的事象にかかる標準におけるケーススタディとして、分科会で議論された課題や提言について概説する。

2. 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方

検討における適用範囲としては、原子力発電所における外部ハザード（自然ハザードおよびテロ等の意図的な不法行為によらない人為ハザード）としている。基本的な考え方としては、検討すべきハザードのリストアップ、特性分析及び選定を行う必要があり、原子力学会標準[2]や ASMPSEA [3]等を参考に検討を行った。また2019年末より世界中で猛威を振るっている COVID-19 などのパンデミック（感染症の世界的な大流行）についても、リスク評価や対処が地震等の他の外部ハザードとは異なるものの、検討すべき外部ハザードの範疇とし、国内外の現状と課題について整理している[4]。

外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方を図1に示す。安全確保のためのリスク低減に対する基本的な対処としては、個別設計、システム設計（ここでの「システム」とは設備・機器（ハード）単体、及びそれらの集合体（設備集合）だけではなく人的操作も含めたものとする）、緊急時の対応としての防災・減災領域の3つに分けられる。リスクを総合的に低減させる観点では、まず全体としてのリスク低減を俯瞰した上でその範囲を設定し、資源を一部の設計や対策に集中させることなく、効果的、効率的に配分することとなる。そのためには、機器や構築物の外部ハザードへの耐性としての信頼性を適切に確保するとともに、システムとして機能を発揮できるようにしておくことが重要である。

機能を考えるにあたっては、リスク情報（決定論的、確率論的リスク評価を含む）を活用し、設備信頼性に加えて人的な対応およびそれらのマネジメントを含めた総合的なシステムという視点を持つことが必要であり、リスク情報を活用した統合的な意思決定（IRIDM）は、外部ハザードの対処を検討し実行するための仕組みとして適切である。

また、設計想定を超える外部ハザードによる想定していなかった影響による事故の考慮も必要であり、機能の部分維持による破局的な損傷の回避や時間余裕の確保による新たな対策の検討といった、レジリエンスの概念を取り入れることが適切である。これを実現するためにリスク情報を活用して原子力発電所を総合的なシステムとして考えて対処を検討することが有効である。

*Takashi Takata¹, Yoshiyuki Narumiya², Tetsuro Kobayashi³, Susumu Iida⁴¹The University of Tokyo, ²Japan Nuclear Safety Institute, ³J-POWER, ⁴Tohoku Electric Power Co., Inc.

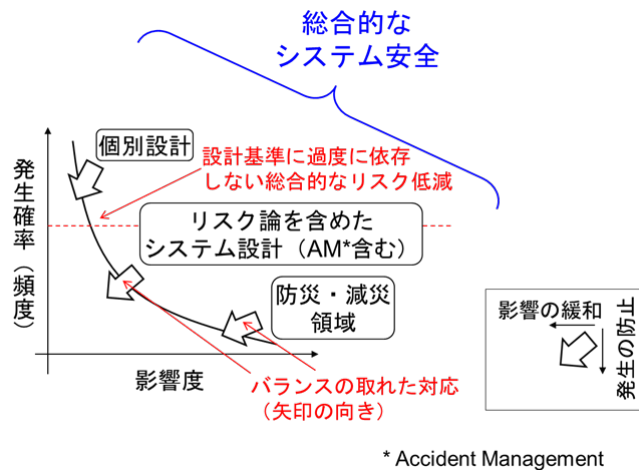


図1 外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方

3. 外部ハザード対策における課題と提言

米国や欧州等を含め、国内外の外部ハザード対策（規制要件含む）の現状と課題について、外部ハザードのリストアップ、設計上考慮されている外部ハザード、設計の範囲を超える外部ハザード、外部ハザードの評価、緊急時のアプローチ、並びにパンデミックへの対応の6つの観点から調査し、課題解決のための提言を行っている。本報では特に学協会規格に関連する課題と提言について示す。

設計の範囲を超える外部ハザードに関しては、安全上重要な機器等の設計にあたって、設計の範囲を多少超えた外部ハザードによるクリフエッジ効果を回避できるように、機器等の設計に裕度をもたせる他、複数の対策候補がある場合には、これを考慮して対策を選択することが重要となる。また、特定重大事故等対処施設に対する設計基準を一定程度超える地震動又は津波の想定等については、その想定に対する客観的な説明性（accountability）が重要となる。上記を解決する方法を既発行の、設計、リスク評価などにかかる学協会規格で規定することにより効率化・高度化が期待できる。1990年代に整備したAM（アクシデントマネジメント）策は内的事象に対するもので、設備改造あるいは追設に加えて手順書と教育を重視したものであった。外部ハザードに対しても、設備や手順などの対処は必要であるが、より多様な事象シナリオに対応できること、施設周辺の地域への影響も起こっている可能性があること、対処が長期化すること、などからIRIDM標準[5]を適用した取り組みが有効と考える。

また設計の範囲を超える外部ハザードへの具体的な対処としては、多様性が発揮されることが重要になる。加えて、時間変化に対応するためにも柔軟な対処が可能なように汎用性のある設備や操作の準備も有効である。シナリオの複雑さからすべての状況に余裕を保有した対処を行うことは、柔軟性が阻害されることも考えられるので適切ではない。この領域においては、いわゆる「クリフエッジ」になり安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように対処を施しておくことに思考を転換すべきである。プラント安全機能が段階的に低下する場合には、この領域の外部ハザードの影響を分割して考えることも可能である。シナリオの多様性と複雑性から、定性的・定量的リスク評価をもとにシナリオを時間経過と共に連続的に評価することにより、安全機能劣化の程度と環境への影響を見ることは有効である。このような考え方の整理は、設計や保守の規格において対処を考える際の基盤として、設計規格や保守規格などにおいて具体的な要求を規定する際に必要である。

緊急時のアプローチの観点では、屋内退避の継続が困難な事態を踏まえた防護措置実施の手順等に係る検討、訓練等が重要であることが課題として挙げられた。原子力発電所の深層防護第5レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備や物資・人員の搬入もあるため、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用判断にかかる規格の検討も重要である。

また外部ハザード対策に対する共通的な課題として、以下の点が取り上げられた。

外部ハザードの PRA 結果を活用することの問題として指摘される点の一つが、不確実さの大きさである。外部ハザードカーブの不確実さを低減する努力は行う必要がある。そのために、不確実さの扱いを規定した規格が必要となる。しかし PRA は不確実さを定量的に把握するための方法であるので、不確実さの大きい PRA 結果は、PRA 手法の問題だけではなく、基にしたデータにも要因がある。外部ハザードの不確実さのうち認識論的不確実さは、ハザードの発生や影響にかかる調査を十分に行い、専門家判断の活用や解析・実験等で推測することにより低減可能である。また設備や構造物のフラジリティ評価において、安全側に大きすぎる機能喪失の設定を設けることは「ここまで大きな外部ハザードにも施設が耐えられる」という確認でしかなく、そこから得られるリスク情報は安全性向上にはつながりにくい。PRA 手法の改良を行い、意思決定に活用できる信頼性を有した PRA 手法及び標準の整備に努力することも必要である。不確実さの扱いは、不確実さ解析を行うことにとどまらず、不確実さが大きい要因を認識した上で定量評価結果と向き合い、その対処を考えることが重要である。

4. 学協会規格について

我が国においても、リスク情報活用のための規格の検討が学協会で開始されているが、形式的に PRA 結果で判定するだけの活用となる可能性が考えられる。また、PRA やリスク情報活用にかかる標準に設計や保守などでの活用例を示しただけでは、リスク情報の活用が円滑に進むとは限らない。そこで、電気協会や機械学会の設計等の規格と原子力学会のリスク関係の標準を繋ぐリスク情報活用の考え方の標準の策定も検討することが必要である。

5. おわりに

外的事象（特に外部ハザード）にかかる標準におけるケーススタディとして、原子力安全検討会において国内外の調査に基づく留意点、課題の抽出、並びに学協会規格に関する提言について概説した。今後、標準委員会、規格セッション等を通じた原子力学会内での意見、コメントを踏まえるとともに、関連する学協会とも連携し、具体的な展開や標準制定活動に資する予定である。なお、本技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）は 2021 年度中の発行を予定している。

参考文献

- [1] 日本原子力学会標準委員会技術レポート（日本地震工学会レポート），原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～, AESJ-SC-TR016:2019, 2019.
- [2] 日本原子力学会，原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.
- [3] Technical report ASAMPSA_E, List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E, 2017.
- [4] 小林他，原子力安全にかかるパンデミックの国内外の現状と課題，日本原子力学会誌, 63, 1, 50-54, 2021.
- [5] 日本原子力学会, 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準: 2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura¹, Akio Yamamoto², Yasunori Yamanaka³, Takashi Takata¹ (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を経て、原子力学会標準を取り巻く状況は大きく変化している。2020年4月からの新検査制度と継続的な安全性向上の取り組み、規制委員会による学協会規格の技術評価、学協会規格の整備への電気事業者の積極的な参画、民間ガイドラインの整備・活用、などがある。事故10年を越えて将来に向けた標準委員会の活動戦略を改めて検討すべきタイミングである。そこで、「外的事象安全にかかる規格、標準の基本的考え方」を事例に、標準の策定と関係組織（規制機関、事業者、研究機関、産業界）による活用について意見交換を行い、標準委員会の今後の活動に役立てる。

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

[3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F

[3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*Takamori Suzuki¹ (1. ATENA)

[3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*Norio Atsumi¹ (1. JANSI)

[3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co. , Inc.

*Yoshitaka Tsutsumi¹ (1. Chubu Electric Power)

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み
Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

(1) 安全性向上のための ATENA の取り組み**(1) Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA**

*鈴木 孝守¹

¹ 原子力エネルギー協議会 (ATENA)

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらないより高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めているところである。

ATENA は、このような原子力産業界の自律的かつ継続的な取り組みを定着させることを目的に、2018 年 7 月に、原子力事業者、メーカー及び関係団体など 19 の法人・団体を会員として設立された。ミッションとして、「原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用しながら、原子力発電所の安全性に関する共通的な技術課題に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、原子力発電所の安全性をさらに高い水準に引き上げる」ことを目指して活動をしている。

2. ATENA の役割

ATENA は、共通的な技術課題の解決のため、原子力産業界の中で以下の役割を担っている。

- ① 原子力産業界全体で共通的な技術課題（テーマ）の解決に取り組み、各事業者の効果的な安全対策の導入を要求する。
- ② 安全性向上という共通の目的の下、原子力産業界の代表者として、規制当局と対話する。
- ③ さまざまなステークホルダーと安全性向上の取り組みに関するコミュニケーションを行う。

①の共通的な技術課題の検討について、ATENA は、新知見・新技術への対応をはじめとした共通的な技術課題に対し、専門性を持って、原子力発電所の効果的な安全性向上を目指し技術検討を行い、検討結果は、必要に応じ技術レポートとして取りまとめ、公開している。[\(https://www.atena-j.jp/report/\)](https://www.atena-j.jp/report/)

さらに ATENA が立案する安全対策（技術レポート等）は、事業者の利害関係に関わらず、安全性を高める上で効果的な対策とし、一部反対する事業者がいる場合も、事業者に対策の導入を要求するとともに、事業者の対策実施状況を確認している。[\(https://www.atena-j.jp/safety_measure/\)](https://www.atena-j.jp/safety_measure/)

②の規制当局との対話について、「デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障（CCF）への対応」や「安全な長期運転に向けた経年劣化管理」等の技術課題に対し、意見交換を実施している。[\(https://www.atena-j.jp/dialogue/\)](https://www.atena-j.jp/dialogue/)

3. まとめ

ATENA の使命は、原子力発電所の安全性を自主的かつ継続的に向上させるために、原子力産業界が一体となって取り組むようリーダーシップを発揮していくことである。ATENA は、産業界における連携を一層強化して「課題（潜在リスク）の共有～対策実施～実施状況確認」という安全性向上活動のプロセス全体を効率的に進めることを促していく。また、規制当局との間で、課題に対する認識を共有し、安全確保の方向性や、安全上の重要度、対応時期等について、より積極的かつオープンに議論し、産業界の代表者として意見を述べていく。

*Takamori Suzuki¹

¹Atomic Energy Association

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み
Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

(2) 安全性向上のための JANSI の取り組み

(2) Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*渥美 法雄¹

¹ 原子力安全推進協会

1. はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故のような外部への大量の放射性物質放出を伴う事故を二度と起こしてはならないという日本の原子力産業の総意に基づき、自主規制組織として 2012 年 11 月に原子力安全推進協会(JANSI)は設立された。

JANSI は、日本の原子力産業界における世界最高水準の安全性の追求(たゆまぬエクセレンスの追求)をミッションとして、安全性向上対策、ピアレビューなどの評価と支援の活動を展開している。

2. JANSI の取り組み**2-1. 自主規制組織としての JANSI の歩み**

現在の取り組みに至るまでの創成期の課題とそこから導かれる自主規制の目指す姿にふれ、そこで大切となる自主規制機関と事業者による協働の原則について紹介する。

2-2. 自主規制実現に向けた取り組み

原子力産業界自主規制実現のために定めた JANSI 事業運営の 5 原則および中期的な計画を定めた JANSI の 10 年戦略策定の流れ・主要アクションをご紹介します。また、その礎となっている計画策定時に合わせて考察した産業界の将来ビジョンについてもお示しする。

2-3. 活動状況

10 年戦略で定められた主要なアクションについて、現在の活動状況を紹介します。主なものとして、ピアレビュー、安全文化診断、運転経験(OE)情報の活用およびリーダーシップ研修があり、それらの概要、活動状況および特徴などについて触れる。

3. まとめ

現在までの活動を踏まえ、産業界の将来ビジョンに対する達成状況を取りまとめ、現状の総括と今後の対応についてお示しする。

今後の取り組みとして、WANO、INPO 等の世界の中の支援組織および ATENA、NRRC 等の国内の産業界支援組織と連携して活動していくことが、さらに求められていくと考えている。

これらの活動の報告を原子力学会の場で行い、さらに幅広いご意見を傾聴し、より良い活動に繋げていきたいと考えている。

*Norio Atsumi¹

¹Japan Nuclear Safety Institute

原子力発電部会セッション

エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み
Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

(3) 中部電力における自主的安全性向上の取り組み

(3) Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co., Inc.

*堤 喜隆¹

¹ 中部電力株式会社

1. はじめに

国の中長期的なエネルギー政策の方針である「エネルギー基本計画」の見直しが、あらゆるエネルギー関連設備の「安全性」を大前提として進められている。特に原子力については、不断の安全性向上に向けて、産業界全体での自主的な取り組みが重要視されている状況である。

ここでは、中部電力におけるサイト特性に合わせた追加対策及び廃止措置プラントを活用した研究による知見の反映状況を紹介する。

2. 事業者が主体的に安全を向上させるための取り組み**2-1. 浜岡原子力発電所の自主的安全性向上の取り組み（基本姿勢）**

浜岡原子力発電所では、南海トラフの地震の発生に備え、東北地方太平洋沖地震発生以前から耐震性を高める工事など常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努めてきた。

福島第一原子力発電所の事故以降も、新規制基準施行前から津波対策や重大事故等対策を自主的に進めるとともに、新規制基準を踏まえた追加対策に取り組むなど、安全対策を積み重ね、リスク低減に向けた活動を実施している。

2-2. 設備・機器への知見の反映**2-2-1. 耐震裕度向上工事**

2005年1月、原子力安全委員会（当時）において、耐震設計審査指針改訂の審議を契機として、自主的に耐震裕度向上工事（約1,000ガル）を実施した。

2-2-2. 免震装置の採用（緊急時ガスタービン発電機建屋）

東北地方太平洋沖地震において、免震重要棟では機器等の転倒もなく、震災後の活動拠点として重要な役割を果たしたことを踏まえ、多重化された設計基準の電源設備に対して、地震に対する多様性をもたせて電源設備の信頼性を向上させるため、重大事故等対策用の緊急時ガスタービン発電機建屋に採用した。

なお、中越沖地震後に設置した緊急時対策所（新規制基準上の自主設備）にも免震構造を採用している。

2-2-3. 防波壁への複合構造の適用

震災以前には、巨大津波に対する防潮堤等の標準的な設計手法はなく、東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、釜石湾口防波堤をはじめ多くの防潮堤等が津波の波力や越流に伴う基礎部の洗掘により倒壊した。

このため、防波壁には、巨大地震・津波に対して十分な安定性と耐力を保持し、さらに防波壁を大きく越流する津波に対しても津波防護機能を保持することが求められたことから、防波壁の構造には、岩盤に根入れした安定性の高い鉄筋コンクリート造の地中壁基礎の上に、鋼構造と鉄骨・鉄筋コンクリート構造からなる靱性の高いL型の壁部を結合する、新たな構造形式を採用した。

図1に防波壁（一般部）の構造概要を示す。

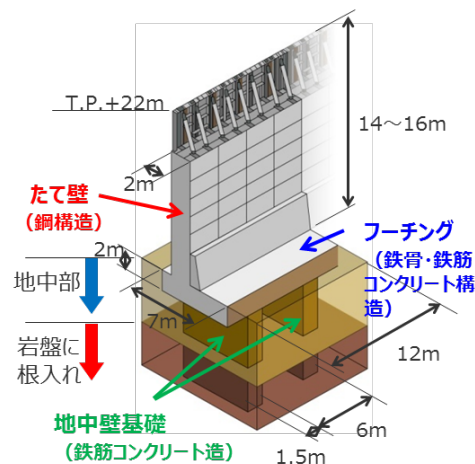


図1 防波壁（一般部）の構造概要

2-2-4. 浸水防止対策としてのフラップゲートの採用

東北地方太平洋沖地震では、津波襲来時に防潮堤の開口部に設置された陸閘（りっこう）の閉止が間に合わなかったり、電源等の喪失によりゲートが閉止できずに被害が拡大した。

フラップゲートは、浸水時の浮力により自動的に作動する構造であるため、無動力かつ人為操作なしで閉止することが可能となり、取水槽溢水防止壁車両ゲート、排水用ゲート及び原子炉建屋空調開口部に採用している。

2-2-5. 大物搬入口扉の二重化（強化扉＋水密扉）

福島第一原子力発電所では東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、建屋の開口部から建屋内に浸水し、建屋内の電源盤等の重要機器が機能喪失した。

浜岡原子力発電所では、防波壁を越流する津波に対しても津波波圧や津波漂流物により、浸水防止機能を有する大物搬入口水密扉が破損しないように、大物搬入口水密扉の外側に耐波圧用の強化扉を設置し、強化扉、水密扉の二重化により建屋内への浸水防止機能の信頼性を向上させている。

2-2-6. 緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系

緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系は、重大事故時等において、高圧炉心スプレイ機器冷却水系又は原子炉機器冷却水系が使用不能となった場合、緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水ポンプ及び空冷式熱交換器を用いて高圧炉心スプレイポンプ、又は格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ水を格納容器下部に流し込む）として使用する余熱除去ポンプに冷却水を供給する。

2-2-7. 緊急時海水取水系

緊急時海水取水系は、各号炉の取水槽を結んでいる連絡トンネル水路から分岐した水路を経て、緊急時海水取水ポンプピットへ導いており、引き津波時においても、緊急時海水取水ポンプの運転に必要な海水をピット内に確保できる設計としている。

2-3. 研究による知見の積み上げ・反映

2-3-1. 安全性向上のための知見

現場を有効に活用し、現場と密接に連携して研究を進めるため、浜岡原子力発電所内に「原子力安全技術研究所」を設置（2012年7月）し、原子力発電所の安全性向上や運営改善のための研究として、浜岡のフィールドを活用し、廃止措置中の1・2号機の実際の機器・設備の経年変化の調査などの研究に取り組んでいる。

また、将来にわたる原子力の安全利用に必要な技術を中心として、大学や研究機関などと連携して取り組むことをねらいに「公募研究」を実施している。

2-3-2. 津波監視システム

津波発生時の初動対応に役立てるため、沖合の観測情報をリアルタイムで監視し、襲来を予測する「津波監視システム」を開発している。DONET、GPS 波浪計を取り込んだプロトタイプを 2016 年に構築し、海洋レーダ・高感度カメラの取込み、予測手法の改良を実施している。

また、海洋レーダについて、通常 15～30 分かかる観測時間を 1 分に短縮したことで、常設では世界初の津波対応機となり、津波がどのように観測できるか検証中である。

図 2 に浜岡原子力発電所で観測する津波監視システムを示す。



図 2 津波監視システム（浜岡原子力発電所で観測）

2-3-3. 廃止措置プラントの活用

「原子炉圧力容器」や「原子炉建屋コンクリート」の各部から試料を採取し、原子炉の運転による材料特性変化の調査・研究を実施している。

2-3-4. 浜岡 1 号機の廃材を活用した研究

浜岡 1 号機の廃材（運転中はサンプル採取できない原子炉圧力容器を構成する金属や原子炉建屋コンクリート）を活用し、最新の材料分析技術を用いてデータを採取し、中性子照射脆化や高経年化コンクリートの健全性評価手法などの研究に取り組んでいる。

図 3 にコンクリートサンプルの分析例を示す。

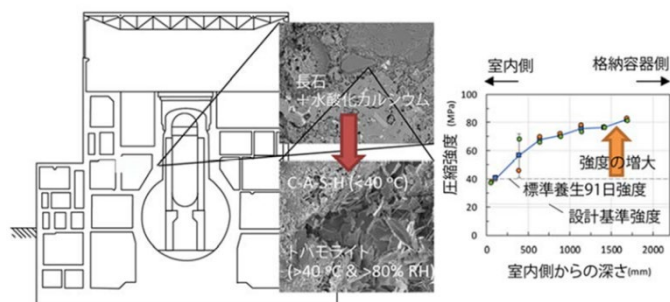


図 3 コンクリートサンプルの分析例

3. まとめ

浜岡原子力発電所における事業者が主体的に安全を向上させるための取り組みを紹介した。

今後も新規規制基準を踏まえた追加対策、新検査制度を踏まえた安全性向上の取り組みを行うとともに、プラント再稼働後は、安全性向上評価の知見を反映した取り組みを行うなど、常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努める。

*Yoshitaka Tsutsumi¹

¹Chubu Electric Power Co., Inc.

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

[3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop

*Genichiro Wakabayashi¹ (1. Kindai Univ.)

[3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis code SAMPSON

*Masao Chaki¹ (1. IAE)

[3G_PL03] V&V for digital twin

*Seiichi Koshizuka¹ (1. UTokyo)

計算科学技術部会セッション

原子力における仮想空間の活用

Utilization of the virtual space in a nuclear field

(1) バーチャル原子炉実習の紹介

(1) Introduction of the Virtual Reactor Workshop

*若林 源一郎

近畿大学

1. はじめに

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は熱出力 1 ワットの教育訓練用原子炉であり、原子力を専門とする学生だけでなく、理科教員を対象とした研修会や、国内外の技術者等の研修にも広く活用されている。このうち学生実習については、参加学生の旅費を継続的に確保する仕組みがなく、希望する学生が確実に実習に参加できないため、学生を送り出す大学側も実習を単位化できないことが長年の課題となっていた。さらに近年、原子力規制の強化によって施設への立入人数が厳しく制限されるようになり、原子炉の教育利用の機会が制限されつつあった。そこでこれらの問題を克服するため、TV 会議システムを活用した原子炉遠隔実習システムの整備を計画した。令和元年度の文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業に提案したところ幸いにも採択されたので、早速整備を開始したところ、同年度末から新型コロナウイルスの感染拡大が始まり、図らずもオンライン実習が大活躍することになった。

2. 原子炉遠隔実習システム

原子炉の制御コンソールから、制御棒位置や核計装の検出器出力等、実習に必要な運転パラメータ信号を取り出し、LabVIEW を用いて PC 上に表示するバーチャルコンソール (VC) を製作した (図 1)。この画面を TV 会議システムの画面共有機能を使って遠隔地の PC と共有する。当初の計画では、近畿大学での実習に参加した学生のフォローアップとして、遠隔地の教室に集まった学生に対して現地で教員が VC 画面を見せながら実習指導をすることを想定していたが、新型コロナウイルス感染拡大のため、実習全体をオンライン開催することになり、参加者は自宅から各自の PC で参加する形式となった。そのため VC 画面だけでなく、原子炉の各所に設置した複数のカメラからの実況映像も交え、原子炉制御室から実習指導を行った。これまでに学生実習、理科教員対象の研修会、オンライン原子炉見学会を行った。

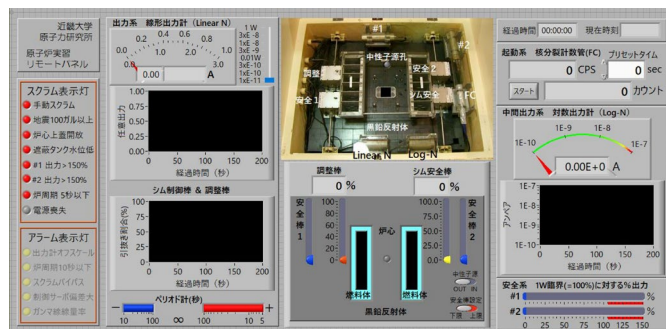


図 1 バーチャルコンソールの画面

3. おわりに

実物の原子炉施設における経験を遠隔実習で完全に代替することはできないが、従来からの課題を解決する手段としてはコロナウイルス終息後も活用できるのではないかと考えている。また、限られたマシンタイムの中で原子炉実習を効率的に提供したり、参加学生の教育効果を高めるために遠隔実習を活用できる可能性もある。今後もコロナ禍における代替実習だけでなく、その後を見据えて活用法を考えていきたい。

謝辞

VC の構築及びオンライン研修会の実施に当たっては、摂南大学名誉教授の山本淳治先生にご指導、ご尽力いただきました。ここに感謝申し上げます。

*Genichiro Wakabayashi

Kindai Univ.

計算科学技術部会セッション

原子力における仮想空間の活用

Utilization of the virtual space in a nuclear field

(2) 過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向

(2) Latest trends in severe accident analysis code, SAMPSON

*茶木 雅夫¹, 木野 千晶¹, 手塚 健一¹¹エネ総研

1. はじめに

過酷事故時の原子力発電所内の詳細な状況の把握は事前、事後ともに一般に困難である。一方で、解析技術を活用し、過酷事故時の状況を出来るだけ詳細に仮想空間的に可視化することで事故防止や事故進展緩和、事故時のマネジメントに役立つ可能性がある。本報では過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向を中心に今後の展望について紹介する。

2. 安全解析の概要と SAMPSON の位置づけ

原子力発電所の安全解析では燃料集合体の限界出力予測のための液膜、液滴といったミクロスケールの詳細解析がある一方で、RELAP や TRAC といった過渡事象や設計基準事故の解析用の空間スケールの大きいシステムコードもある。過酷事故時は燃料や圧力容器、さらに格納容器の破損等も想定する必要があり、MAAP, MELCOR といったコードが代表的である。SAMPSON は後者の過酷事故解析コードに属する。原子力技術の導入経緯から安全解析全般で米国由来のコードが多い中、SAMPSON は数少ない国産コードである。

2-1. SAMPSON の開発経緯と特長

1993 年から通商産業省（当時）の委託事業「IMPACT」として 10 年計画で開発された。その後も福島第一原子力発電所の事故進展、デブリ分布把握を目的とした国プロ等で高度化され、現在も開発を継続中である。SAMPSON は原子力施設内の過酷事故事象を、他の解析コードに比べ、可能な限り物理現象を正確に解析可能とすることを目指して開発されたコードである。また、空間分解能的にも詳細な解析が可能である。国産コードであるため、ソースコードへのアクセスが容易で、海外の過酷事故解析コードと比較して、コードの改良が容易という利点を有する。

2-2. SAMPSON の最近の解析事例

エネ総研は OECD/NEA プロジェクト ARC-F（福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析）に参画中である。SAMPSON は ARC-F の前身プロジェクトである BSAF プロジェクト[1]の結果を受けて物理モデル・解析安定性・速度・使いやすさを改良し続けており、現在は SAMPSON2.0 を用いて 1F 事故解析を実施している。その結果[2]の一例を図 1 に示す。

また、JAEA で開発された燃料集合体内

を詳細に解析可能なコード（JUPITER）[3]との連成解析技術を開発している。図 2 に SAMPSON/JUPITER 連成解析を Phebus 試験[4]解析に適用した例を示す。JUPITER による燃料集合体内の詳細な解析結果を反映しつつ、炉心を含む RPV/PCV/建屋全体を SAMPSON で解析することで、従来は困難であった炉心内の溶融進展を、4 次元空間(3 次元空間+時間)で可視化することも可能となる。

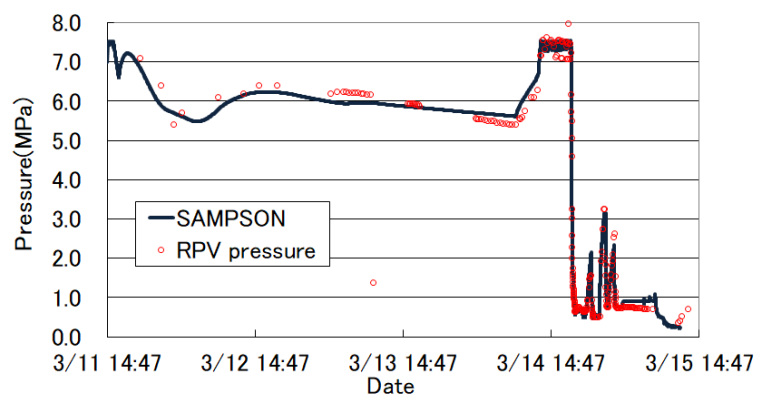


Fig.1 SAMPSON による 1F2 解析結果

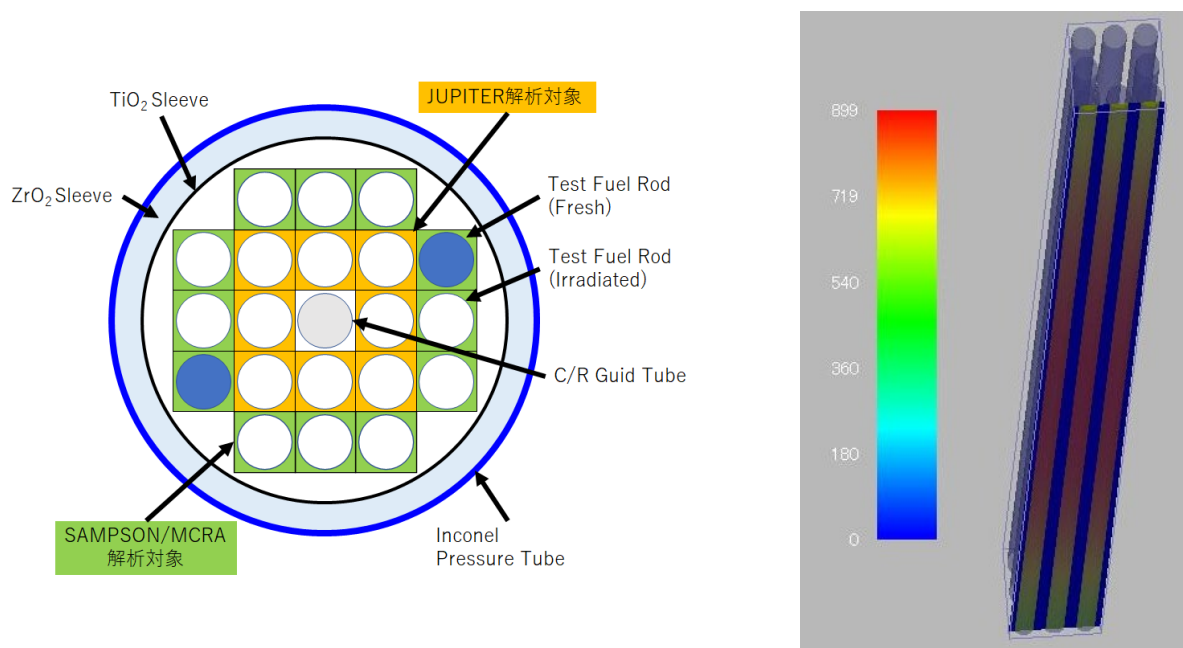


Fig.2 (a) Phebus 試験体系と SAMPSON/JUPITER 解析対象 Fig.2 (b) JUPITER で評価された燃料棒温度

3. SAMPSON の今後の開発方針

上述の通り、SAMPSON は過酷事故解析コードとしての詳細解析・メッシュの細分化や CFD も含めた連成解析等により更に長所を伸ばすことが可能である。一方で、SAMPSON は多額の公的資金を使って開発してきた経緯があり、広く、多くの方に公益目的で利用される形で普及を進める必要があり、内部で使用されている計算手法・相関式も幅広く、合理的な開発が重要である。そこで、2021 年 3 月より国内有識者で構成される委員により客観的で透明性のあるレビューを受けつつ最先端知見を積極的に導入するため、SAMPSON 開発運用普及委員会を立ち上げた。

SAMPSON のようなシステムコードの開発には様々な機関との連携も重要である。上記委員会等を通じてエネ総研は引き続き SAMPSON の開発を積極的に継続していく予定である。

- [1] OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase1 Summary Report, NEA/CSNI/R (2015)18, (2016).
- [2] 手塚 健一, その他 2 名, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1A04, (2021).
- [3] S. Yamashita, et al., "A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors", *Nucl. Eng. and Design*, vol. 322, pp. 301-312, (2017).
- [4] Jacquemain D., Burdon S., Bramaeker A., et al., FPT1 Final Report (Final Version), IRSN/DRS/SEA/PEPF report SEA1/100, IP/00/479, (2000).

*Masao Chaki¹, Chiaki Kino¹ and Kenichi Tezuka¹

¹The Institute of Applied Energy

計算科学技術部会セッション

原子力における仮想空間の活用

Utilization of the virtual space in a nuclear field

(3) デジタルツインにおける V&V

(3) V&V for Digital Twins

*越塚 誠一

東京大学

1. Society5.0 におけるデジタルツインの位置づけ

Society5.0 とは、日本政府の第 5 期科学技術基本計画において提唱された我が国が目指すべき未来社会の姿であり、サイバー空間（仮想空間）とフィジカル空間（現実空間）を高度に融合させたシステムにより、経済発展と社会的課題の解決を両立させる人間中心の社会である[1]。

Society5.0 では現実であるフィジカル空間のデータに基づいてコンピュータの中のサイバー空間にモデルを構築し、サイバー空間でのシミュレーションを通じてフィジカル空間に新たな価値をもたらす。こうしたシステムをサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインと呼ぶ。ドイツ政府の提唱するインダストリー4.0 においても、ものづくりを主な対象としてサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインの導入が展望されている[2]。

科学技術振興機構の報告書[3]に記載されているものづくりにおけるデジタルツインに、V&V を描き加えたものを図 1 に示す。様々な工学分野における現実の製品は、研究開発、設計、製造、保守という過程を経て利用される。こうしたそれぞれの過程に対応してサイバー空間にモデルを構築する。フィジカル空間にそっくりのモデルをサイバー空間に作り上げるため、デジタルツイン（デジタルの双子）と呼ばれる。デジタルツインが構築されると、サイバー空間におけるシミュレーションによって、フィジカル空間の製品の挙動を予測することができるようになる。特に、工学製品を製造した後の保守の過程においてもサイバー空間にモデルを構築することが想定されており、保守に関する様々なデータを、センサーを用いて計測してサイバー空間に取り込むことにより、高度な保守を実現することが目指されている。工学製品は顧客によって様々な使い方があり得るので、Society5.0 における人間中心の考え方に対応するためには、保守に対してもデジタルツインを構築するというのが重要である。

原子力発電所においては、これまで設計において様々な事故解析が行われ、安全な原子力発電所が建設されてきた。デジタルツインの考え方を導入すれば、従来の設計の過程における事故解析だけでなく、運転開始後においてもプラントのシミュレーションが行われるとともに、プラントの現状に関する計測データがそこに活用されることが考えられる。そして、トラブルが発生した場合に、計測データからトラブルの原因を予測したり、考えられる対応策の実施前にシミュレーションを行ってその影響を事前に検討したり、さらには対応策そのものが提案されるようにまでなれば理想的なデジタルツインが構築できたとと言えるであろう。

2. デジタルツインにおける V&V の役割

デジタルツインが有効に機能するためには、サイバー空間に構築されたモデルがフィジカル空間の現実を適切に表現できていなければならない。すなわち、サイバー空間でのシミュレーション結果の信頼性が確保されていなければならない。V&V (Verification and Validation, 検証と妥当性確認) は、シミュレーションの信頼性を高めるための方法論である[4]。Verification (検証) はシミュレーション結果がモデルの正しい結果となっているかを定量的に確認することであり、Validation (妥当性確認) はモデルが現実を正しく表しているかを定量的に確認することである。特に Validation は現実の挙動とシミュレーションの結果を突き合わせる作業であり、これを地道に繰り返すことでモデルの信頼性を高めることができると考える。

*Seiichi Koshizuka

The Univ. of Tokyo

工学シミュレーションに対する V&V の標準的な手順は、技術規格として日本原子力学会[5]、米国機械学会[6]等において作成されている。こうした規格では、構造計算、熱流動計算、核計算などシミュレーションに関わる広い分野に共通して適用することができる基本的な考え方が示されている。

米国機械学会からは 2018 年に医療分野の V&V の規格が発刊された[7]。そこでは意思決定と V&V の関係が記載されている。モデルの影響と意思決定の重要性をそれぞれ 3 段階で評価してマトリックスを作成し、モデルのリスクを導出する。同様な手順は NASA の規格[8]にも記載されている（ただし 5 段階評価）。たとえば、モデルの影響が大きく、かつ意思決定の重要性が大きい場合は、リスクが最大になる。この導出されたリスクから、V&V をどこまで慎重に行うべきかが決定される。リスクが最大の場合には、不確かさの統計量の定量化まで行わなければならないとされている。反対の視点からは次のように言うこともできる。V&V によって得られるのはシミュレーション結果の持つ不確かさである。不確かさとはリスクであるから、品質マネジメントの観点からは、意思決定にはシミュレーション結果だけでなく V&V によって得られる不確かさも考慮しなければならない。このように、最近の V&V の規格では意思決定と V&V の関係が記述される傾向が見られる。原子力分野におけるグレーデッドアプローチの考え方と対応していると考えられる。

参考文献

- [1] https://www8.cao.go.jp/cstp/society5_0/
- [2] 岩本晃一, "インダストリー4.0 ドイツ第4次産業革命が与えるインパクト", B&T ブックス (2015).
- [3] 科学技術振興機構, "戦略プロポーザル 革新的デジタルツイン ～ものづくりの未来を担う複合現象モデリングとその先進設計・製造基盤技術確立～", CRDS-FY2017-SP-01 (2017).
- [4] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V", 丸善出版 (2013).
- [5] 日本原子力学会, "シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン" AESJ-SC-A008:2015 (2015).
- [6] American Society of Mechanical Engineers, "Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics," ASME V&V 10-2006 (2006).
- [7] American Society of Mechanical Engineers, "Assessing Credibility of Computational Modeling Through Verification and Validation: Application to Medical Devices," ASME V&V 40-2018 (2018).
- [8] National Aeronautics and Space Administration, "Standard for Models and Simulations," NASA-STD-8009A (2016).

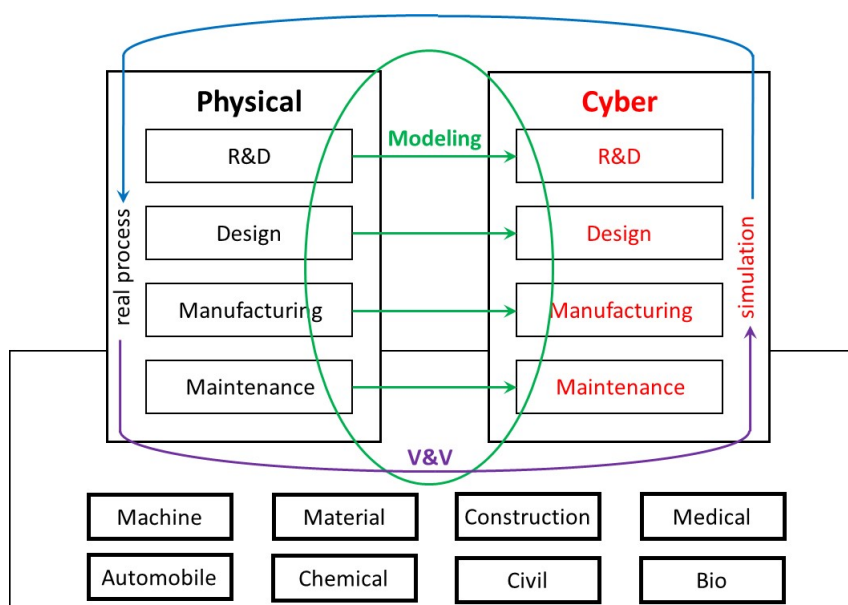


図1 ものづくりのためのデジタルツインにおけるモデリングと V&V の関係

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

[3H_PL] Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*Shiro Takahira¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*Tatsuo Torii¹ (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*Hideo Hirayama¹ (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion

*Yuki Sato¹ (1. JAEA)

放射線工学部会セッション

福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

(1) 福島第一における放射線計測・遮蔽に関する現状と今後の課題

(1) Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*高平 史郎¹, 鈴木 尋斗¹, 鈴木 純一¹, 向田 直樹¹, 林田 敏幸¹¹東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故により、燃料棒の中に閉じ込めていた放射性物質が拡散し、構内外の放射線環境が変化した。放射線防護を確実なものとしつつ廃炉作業を着実に進めるため、新たな技術を導入しながら放射線管理を遂行してきた。ここでは、これまで行ってきた取り組みや課題について報告する。

2. これまでの主な取り組み

(1) ストロンチウム分析の迅速化

従来、ストロンチウムの分析に前処理から計測完了まで 24 日ほどを要し、時間短縮が課題となっていた。このため、福島大学で研究が進められていた ICP-MS (Inductively coupled plasma - mass spectrometry : 誘導結合プラズマ質量分析) を用いた分析法を取り入れ迅速化を図った (約 24 日→約 30 分)。これにより、汚染水の漏えい検知の判断を早めることに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

(2) 放射線源の位置把握の精度向上

被ばく低減を図る上で放射線源の位置を把握することは最も重要なプロセスである。従来、線量率から放射線源を推定し、線量低減対策を決定していたが、放射線源が表面上に存在するか否かで対策が異なる。Cs-137 等の主要線源の光電ピークとコンプトン散乱の割合を計測することで、放射線源の位置推測の精度を高めることができ、主に 3 号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減に活用してきた。

(3) 汚染水漏えいの検知性の向上

福島第一構内の排水路を流れる水中には、事故時に飛散したフォールアウト由来のセシウムが告示濃度未満で含まれている。一方、汚染水にはストロンチウムが含まれており、汚染水の漏えい検知にはストロンチウムのモニタリングが有効である。日本原子力研究開発機構が開発した弁別型の PSF (Plastic Scintillation Fiber) を導入することで、排水路からサンプリングして分析せずともストロンチウム濃度を検知することに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

3. 今後の課題

今後、ALPS 処理水の海洋放出や燃料デブリの取り出し作業の本格化等により、把握すべき放射性物質の種類が増えていくと想定するとともに、作業現場の作業環境の変化を適切に把握し、放射線管理の方法も柔軟に変化させ、周辺地域に放射線影響を与えないことは勿論のこと、構内で働く作業員の放射線防護に関しても、引き続き確実なものとする必要がある。

特に、万全を期さなければならないのが、燃料デブリ取り出しに向けた準備であり、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みさせないための管理方法をはじめ、万が一内部取り込みした場合の措置として、体内に取り込んだ量を調査するためのバイオアッセイ技術や肺モニタ等の導入を進めていく。また、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みした際の線量評価手法の確立についても、社外機関の協力を得ながら確立させていく。

* Shiro Takahira¹, Hiroto Suzuki¹, Junichi Suzuki¹, Naoki Mukaida¹, Toshiyuki Hayashida¹¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

放射線工学部会セッション

福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

(2) 1F 事故後に開発・適用された放射線の計測・マッピング技術

(2) Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*鳥居 建男^{1,2}, 眞田 幸尚², 佐藤 優樹²¹福島大学 環境放射能研究所, ²原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故後、10 年が経過した。事故により、1F 建物やサイト内だけでなく、環境中にも広く放射性物質が拡散沈着した。事故発生直後より、放射線源の空間分布を直感的に把握できる放射線源の可視化への要求が高まり、環境中における放射線分布のマッピングやガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。本稿では、事故後に開発され運用されてきた放射線分布の計測技術について紹介するとともに、今後の展望について述べる。

2. 線源分布の測定解析技術

2-1. 環境中の放射線計測マッピング技術

事故直後より、有人のヘリコプターだけでなく、無人ヘリ、ドローンなどの遠隔機器がモニタリングに活用されている。これらのデータは、広範囲に拡散した放射性物質の影響を迅速に知ることができ、さまざまな防護対策等に活用されてきた。特に地理情報システム (GIS) と組み合わせることにより、汚染分布とその推移の把握や除染技術への利用など、有効的に適用されてきた。さらに、これらのデータは事故後 10 年間にビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。これらのデータをもとに住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

2-2. ガンマカメラによる放射線分布の可視化技術

放射線源の空間分布を直感的に把握するための放射線可視化技術への要求から、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。線源分布の測定といっても、原子炉建屋内の高線量率エリアから環境中の比較的低線量率エリアのホットスポットの検出までそのダイナミックレンジは大きく、対象となる計測エリアの大きさ、3 次元的な幾何形状、線源分布も様々である。現在利用されているガンマカメラにはピンホールカメラ型とコンプトンカメラ型に大別されるが、それぞれの特長を生かして、環境中だけでなく、1F 現場でもその利用や開発研究が行われている。特に、1F 原子炉建屋内などでは放射線源が 3 次元的な広がりを持っていること、また構造物や瓦礫などの障害物が多数あるため、従来の 2 次元的な放射線源分布の把握には限界がある。このため、①多点計測により異なる視野角からの線源分布画像を逆解析して求めたり、②光学画像や測域センシング技術等の他の計測技術により求めた環境情報と組み合わせることにより線源分布を推定する手法が試みられている。

3. 今後の展望

上述のように、事故後、放射線計測技術は他分野の技術と組み合わせられることにより、広く拡散した放射性物質の影響範囲の理解と除染や廃炉作業への適用が試みられている。今後、これらの技術が ICT や AI 技術の適用により、得られる情報が少ない中からより多くの情報を得るための研究が加速されると考えられる。加えて、廃炉作業の進展とともに、燃料デブリ起因の α 核種等をはじめ放射性セシウム以外の核種の迅速な分布計測により、現場作業者の放射線防護や廃炉作業の進展に貢献できる技術の開発研究が期待される。

*Tatsuo Torii^{1,2}, Yukihisa Sanada², and Yuki Sato²¹Fukushima Univ., ²Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

放射線工学部会セッション

福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

(3) 放射線遮蔽の知見による線源推定

(3) Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*平山 英夫^{1,2}¹ 高エネルギー加速器研究機構, ² 原子力規制庁

1. はじめに

福島第 1 原子力発電所（以下、「1F」という。）の事故後の対応で重要な課題の一つに、原子炉建屋内の線源の推定（様々な場所に沈着している Cs-137 を中心とする放射性核種の場所と放射能を把握すること）がある。前の二人の講演で紹介されているように、様々な手法で原子炉建屋内部の状況把握が試みられているが、線源の原因・状況は多様であり、放射能の推定は難しい。特に、大量の Cs-137 等を含む線源の場合は、遮蔽となる物質の外部から取得可能な線量率等の情報から推定することが必要である。1F の事故時の状況は現在でも十分には解明されていないこと、場の線量当量率が非常に高い場合が多いことから、可能な測定方法が限られている。このような状況での放射能の推定では、把握が難しい「詳細な情報」ではなく、大まかな状況を得るという観点から取り組むことが必要である。そのためには、「放射線測定器」に関する知識を基に、使用可能な測定器の選定や特性の評価を行った上で、放射線遮蔽計算の知見を活用して入手出来た波高分布や線量当量率等から線源の状態を推定することが必要となる。

以下では、原子炉格納容器上部の 3 層のシールドプラグの隙間に沈着していると考えられる大量の Cs-137 の沈着量の推定の取り組みを通じて、このような活動を紹介する。

2. シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定

2-1. 3 号炉

3 号機は、水素爆発によりオペレーションフロア（以下、「オペフロ」という。）の天井や壁が破壊され、床についても一部が崩落する状況になっていた。東京電力ホールディング株式会社（以下、「東電」という。）は、使用済み燃料の取り出し作業を進めるために、オペフロ上部の周辺線量当量率分布の測定を行い、がれきの撤去を行と共に、オペフロ床面の汚染が主要な線源であるとして遠隔で高圧洗浄等により、コンクリートを 5 mm 程度削除した。しかし、当初から線量率が高かったシールドプラグ上の空間では、5 m 位置での最大線量率は第 1 図のように、200 mSv/h と除染前の半分程度のレベルまでにしか低減しなかった。コンクリート表面に付着した Cs-137 は深い位置まで浸透することはないことから、シールドプラグ表面の汚染が主要な線源であったならば、表面を 5 mm 程度の削除により、線量率は大幅に減少するはずである。このことから、除染後のシールドプラグ上部の高い線量当量率の線源がシールドプラグ表面の汚染ではないと考えるのが最も自然である。

事故時には、第 2 図に示す圧力容器、格納容器とその上部のシールドプラグの関係から、格納容器に出た放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がシールドプラグの隙間に充満し、オペフロに達したと思われる。このことを踏まえ、それぞれ 60 cm のコンクリートで構成されている 3 層のシールドプラグの上段と中段の隙間に大量の Cs-137 を中心とする放射性核種が沈着しており、それがシールドプラグ上の空間の高線量当量率の主要な線源である可能性が高いと推測した。この推測が正しければ、最低 60 cm のコンクリートを透過した放射線場であることから、Cs-137 等から放出される γ 線よりもコンクリート中で散乱されたよりエネルギーの低い散乱線の寄与が大きいことになる。このことは、シールドプラグ表面の散乱線を含む光子の波高分布を

* Hideo Hirayama^{1,2}¹ High Energy Accelerator Research Organization., ² Nuclear Regulation Authority.

測定することができれば確認できると考えた。

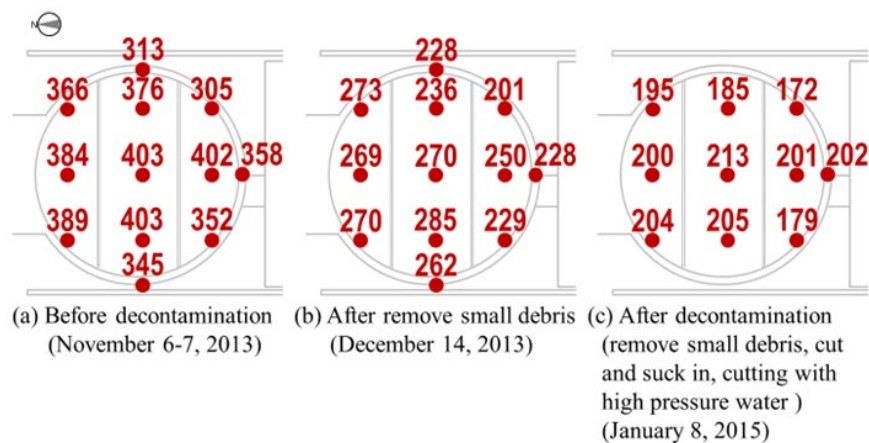


Figure 1. Ambient dose equivalent rates in mSv/h above the shield plugs

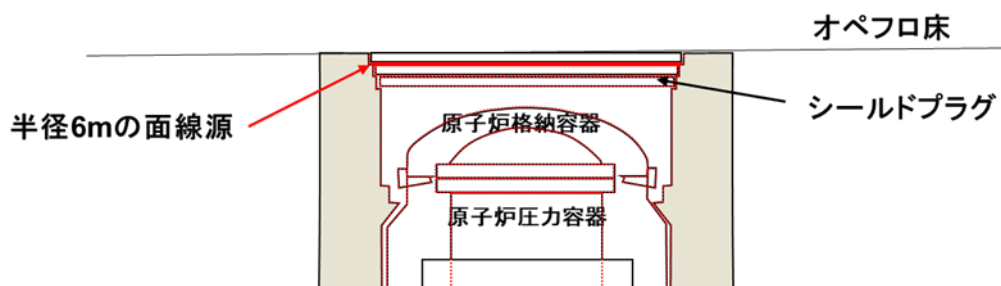


Figure 2. Structure around the shield plug

シールドプラグ表面の汚染は除かれたが、崩落部で除染が出来ない箇所など線量当量率が高い場所が周辺に存在していたので、シールドプラグ表面での波高分布を測定するためには、それらの線源からの光子が参与しない構造のコリメータが必要である。シールドプラグを含む3号機オペフロ上部での波高分布の測定は、2015年11月19日に東電、東芝及び鹿島JVの関係者の協力で第3図に示す高エネルギー加速器研究機構のコリメータを大型クレーンにより測定点に移動することにより行われた。

第4図に示すシールドプラグ上部の測定点での波高分布は、第5図に示す様にCs-137の全エネルギー吸収ピークに比べて散乱線が遙かに多いという想定通りの結果であった。測定点No.1からNo.5の間でも、全エネルギー吸収ピークの計数率が異なることから、場所により汚染密度にばらつきがあることが分る。

使用したCdZnTe検出器のCs-137 γ 線に対する全エネルギー吸収ピーク計数率と60cmのコンクリートを透過してシールドプラグ表面から50cm位置の検出器の達する非散乱線数から求めた汚染密度を第1表に示す。5箇所の平均の汚染密度は 2.7×10^{10} Bq/cm²で半径6mの隙間全体では30 PBq (測定点によるばらつきから、9.2~64 PBq) という結果が得られた。

上記の3号機の測定結果は、2016年にパリで開催された第13回遮蔽国際会議で発表した。

2-2.2 号機²⁾

2号機では水素爆発が起きなかったことから、オペフロの天井・壁・床は健全である。しかし、事故に伴い大量の放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がオペフロに達したことは3号機の場合と同じである。シールドプラグを含む広い領域に養生シートが敷かれており、事故後もそのシートが破損していなかったとみられることから、オペフロ内部全体に汚染が存在していると考えられる。東電がロボットを使ってオペフロ内の残置物を移動・片付後に実施したオペフロ空間での線量当量率では、第6図に示す様に3号機の場合と同様にシールドプラグ上部が他の場所に比べて高いという結果が示されている³⁾。同様に、コリメータ付きの γ 線

線量計を用いて測定した表面 γ 線線量率でも第7図に示す様に同様の傾向であることが報告されている³⁾。

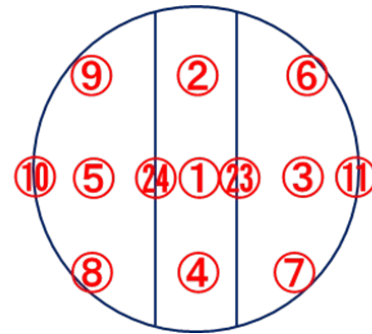
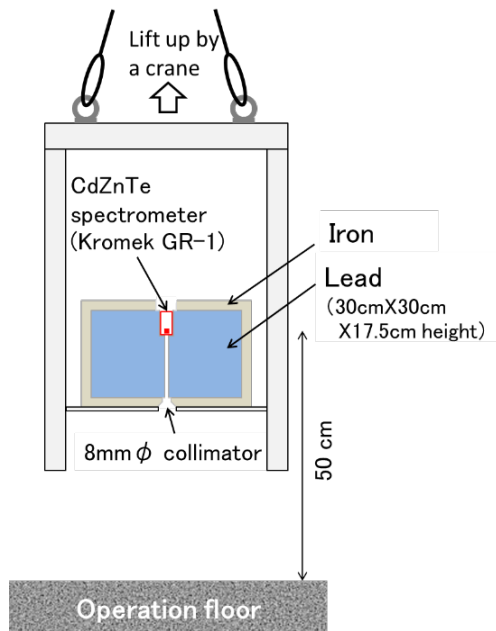
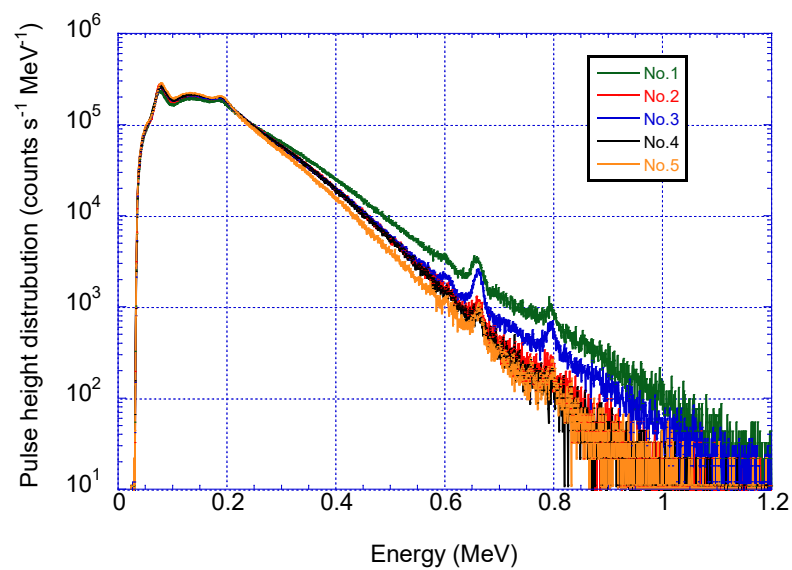


Figure 3 Schematic drawing of the collimator system

Figure 4 Measurement points above the shield plug



(a) Above the shield plugs (1)

Figure 5 Measured pulse height distributions above the shield plug

Table 1 Estimated Cs-137 concentration at the gap under 60 cm of the shield plug

Point	Peak count rates (cps)	Concentration (Bq/cm ²)
No. 1	32.8 ± 13.4	5.7E+10
No. 2	7.19 ± 8.13	1.2E+10
No. 3	23.4 ± 10.7	4.0E+10
No. 4	4.72 ± 7.46	8.1E+09
No. 5	8.67 ± 7.46	1.5E+10
Average concentration		2.7E+10

2号機では、オペフロの床、壁及び天井が健全なので、それぞれに Cs-137 等の汚染が存在している。第2表に示すように、床の汚染密度は、スミア測定、ピンホール型ガンマカメラによる測定、2台の70マイクロメートル線量当量測定用の線量計を用いた表面β線による測定で、ファクター2程度の分布はあるが、シールドプラグ上の床面と他の床面でほぼ同様の汚染密度である。それぞれの測定方法にはそれぞれ異なった不確かさが存在するが、汚染密度そのものも概略似たような値となっている。このことを踏まえ、ファンネル部等の汚染がたまりやすい個所を除いたシールドプラグ以外の場所での空間線量当量率あるいは表面γ線線量当量率が、シールドプラグ表面での表面汚染によるそれぞれの線量当量率としてシールドプラグ上の空間での測定値から除くことにより、シールドプラグ上段と中段の隙間に蓄積している Cs-137 等による寄与を推定することができる。

Table 2 Comparison of surface contamination density measured at the operation floor of the Unit-2

測定点		NRF54 (NRA2021.0414測定)	スミア (東電2019.5.20報告)	ガンマカメラ (NRA2020.1.30測定)
		Cs-137汚染密度 Bq/cm ²		
No. 1	西側床	3.3E+04	3.3E+05 位置(8)	-
No. 3		1.2E+04		-
No. 4		3.7E+04		-
No. 6		6.2E+04	6.5E+05 位置(1)	7.00E+04
No. 7	シールドプラグ	8.3E+04	6.7E+05 位置(11)	1.70E+05
No. 8		1.2E+04	6.4E+05 位置(12)	8.00E+04
No. 9			9.7E+05 位置(12)	1.70E+05
No. 10			5.1E+05 位置(15)	1.00E+05
No. 11	東側床	1.6E+05	8.2E+05 位置(13)	1.70E+05
No. 12		1.0E+05	1.0E+06 位置(16)	-
No. 13			2.0E+05 位置(17)	1.70E+04
No. 14		3.6E+04	2.9E+06 位置(18)	1.70E+05
			()は引用資料内位置番号	東西に長いピクセル内 平均の測定値
				[-]は視野外

(1) オペフロ床から 1.5 m での周辺線量当量率からの推定

オペフロ床面から 150 cm での周辺線量当量率は、床面、天井及び側壁の汚染による寄与の合計である。第5図の測定結果では、ファンネル部、隙間及びシールドプラグに近傍以外の場所は場所により 17 から 40 mSv/h となっている。以下では、シールドプラグ上部の線量当量率中 30 mSv/h が周辺（床面、天井及び側壁）に寄与とする。シールドプラグ上部の測定結果は、79–148 mSv/h である。平均の 114 mSv/h をシールドプラグ上部での線量当量率とすると、シールドプラグ上段と中段の隙間に沈着していると思われる Cs-137, Cs-134 及び Sb-125 による線量当量率は 84 mSv/h となる。半径 6 m の一様な密度の面線源が 60 cm のコンクリート下部にある場合に、線源の中心軸上で表面から 150 cm 位置での線量当量率を、電磁カスケードモンテカルロ計算コード egs5⁴⁾に「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法⁵⁾」を適用し、Cs-134, Cs-137 及び Sb-125 の汚染密度が 1Bq/cm² の場合の周辺線量当量率を計算した。床面のスミア測定で得られている Cs-134 と Sb-125 の汚染密度は、Cs-137 の汚染密度の 10 %であることから、Cs-137 1Bq/cm² 当たりのシールドプラグ中心での 150 cm 高さでの周辺線量当量率は、1.26E-06 μSv/h となり、シールドプラグ隙間の汚染密度は、6.6E+10 Bq/cm² (隙間全体では約 70 PBq)と推定される。

(2) 表面γ線線量当量率からの推定

第6図に示す表面γ線線量当量率は、鉛遮蔽により測定対象がコリメータの開口領域に限定されることから、床面のみを対象とした評価が可能であると考えられる。シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1 mSv/h 程度であることから、シールドプラグ上の空間でも床面の汚染による寄与が同じ 1 mSv/h であるとする。シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では、7.1～12 mSv/h であるので、シールドプラグの上段と中段の隙間の汚染による寄与は 6.1～11 mSv/h となる。「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法」を拡張して、コリメータに対応して平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱の寄与を無視した条件で、61 cm (最近の情報) のコンクリート下部の面線源からの表面γ線線量当量率を計算した。(1)と同様に、Cs-134 と Sb-125 は、Cs-137 の 10 %であるとした場合、Cs-137 の汚染密度が 1Bq/cm² の時の表面γ線線量当量率は 0.352E-

06 $\mu\text{Sv/h}$ となる。この結果と、上段と中段の隙間の汚染による寄与が 6.1～11 mSv/h ということから、汚染密度は $2.0\text{E}+10 \sim 3.3\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$ で、半径 6 m の領域全体では、23～39 PBq と推定される。

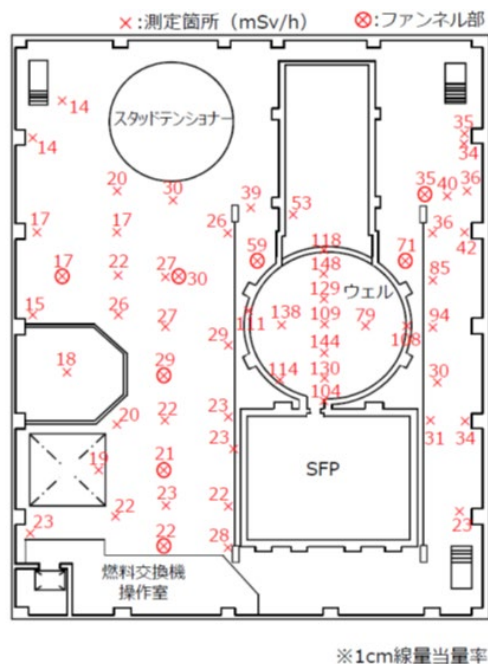
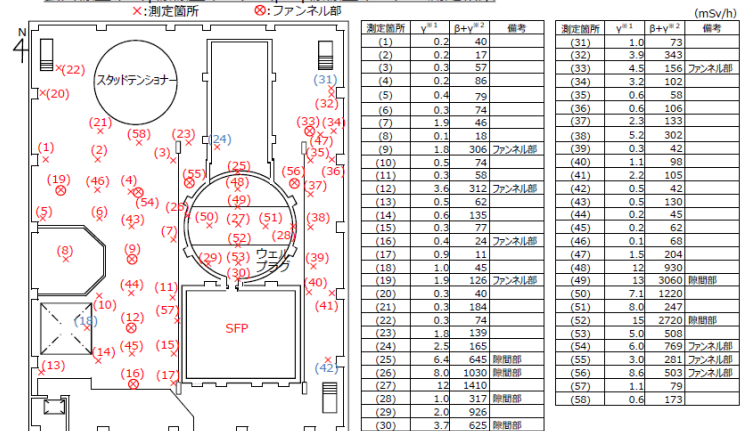


Figure 5. Ambient dose equivalent rate at 1.5 m from the surface of the operation floor

【参考2】表面線量率① <床面>

■ 表面線量率 (γ 線線量率※1) ($\beta+\gamma$ 線線量率※2) の測定結果



※1 : 1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメータ付線量計で測定
 ※2 : 70 μm 線量当量率、床上@0.5cmコリメータ付線量計で測定
 注 : 青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

■ γ 線線量率(1cm線量当量率)

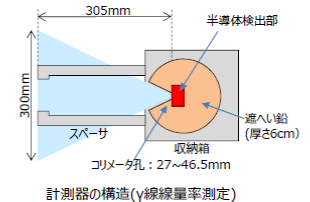


Figure 6 Surface γ -ray dose of the operation floor measured with collimator

3. まとめ

放射線工学分野における活動の例として、放射線遮蔽と放射線測定器の知見を用いて行った「シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定」を紹介した。1F では、今後とも原子炉建屋内を含め様々な箇所と同様の「放射能」の推定が必要である。対象となる場所は、状況が不明な箇所が多く、得られる情報(可能な測定法)も限られている。具体的な対応策については様々な制約があると思われるが、放射線工学分野の研究者が、その経験を生かして、貢献することが望まれる。

References

1. H. Hirayama, K. Kondo, S. Suzuki, Y. Tanimura, K. Iwanaga, H. Nagata, "Investigation of Main Radiation Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station", Presented at 13th International Conference on Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shhielding Division, 03-06 Oct 2016, Paris, France.
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, "東京電力福島第一原子力発電所 事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～". 2021年3月5日
3. 東京電力ホールディングス株式会社, "2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～", 経済産業省 廃炉・汚染水対策チーム会合/医務局会議(第63回)資料3-2-4, 2019年5月20日。
4. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, "The EGS5 Code System", SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).
5. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49, 167-172 (2012)
6. 波戸 芳仁、平山 英夫, "線源と検出器の形状変換の拡張", 1D01, 日本原子力学会 2021年春の年会、2021年3月17-19日

放射線工学部会企画セッション

福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

(4) 議論

(4) Discussion

(座長) 佐藤 優樹¹¹ 原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に起因する東京電力福島第一原子力発電所 (1F) 事故から、今年で 10 年が経過した。その間、1F サイト内では除染・フェーシング等の実施により、構内の殆どが一般作業服で作業できるエリア (G ゾーン) となり、防護装備の軽減化が達成されている。その一方で、原子炉建屋内を含む高線量率エリアにおける放射能分布測定の効率化や、炉心からの燃料デブリ取り出し及び継続して発生する汚染水の処理・処分等、廃炉に向けた課題は数多く残されている。

本セッションでは、「福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望」というテーマで、廃炉作業の現状及び関連した計測・遮蔽分野の研究開発に関する講演 3 件を設けるとともに、これらを総括して議論する時間を併せて設ける。

議論では、東電 HD 高平史郎氏から、今後の廃炉作業における課題・対応方針を踏まえたニーズをご提示いただくとともに、福島大 鳥居建男氏、KEK 平山英夫氏より、放射線の強度分布を可視化してマッピングする放射線イメージングに関するこれまでの研究開発事例、ならびに放射線遮蔽の知見を活用することによる Cs-137 の沈着量推定についてご紹介いただく。併せて、本セッションの参加者とともに、産学官が有する放射線計測ならびに遮蔽に関する技術について、どのように廃炉作業に適用可能であるかについて、今後の展望を交えて議論を実施したい。

* Yuki Sato¹¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

[3K_PL] Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano¹ (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki¹ (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting

*Kazumasa Suyama¹ (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and reliability

*Hiroshi Sakaba¹ (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*Hirotaka Nakahara¹ (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*Tetsushi Hino¹ (1. HGNE)

新型炉部会セッション

原子カイノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(1) 最新の国内外の新型炉開発の状況

(1) Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*山野 秀将¹, 稲葉 良知¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

近年、国内外において革新炉導入に向けた活発な動きが見られる。米国では、2020年に「新型炉実証プログラム（ARDP）」を開始し、高速炉、高温ガス炉、マイクロ炉、熔融塩炉、軽水型小型モジュール炉（SMR）のプロジェクトが進められている。カナダ、英国、ロシア、中国でも同様に新型炉開発が盛んになってきている。我が国においても、経済産業省により、2019年度から「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」が開始され、民間の活力を活かした革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティスタディ）が進められている。新型炉開発は原子力研究・開発の将来を開拓する技術分野であり、現在、原子力業界に求められているイノベーションの実現を目標としていることから、若い世代を原子力研究・開発へと惹きつけるもっとも魅力的な分野のひとつである。本講演では、主要な開発国を対象に国外の開発動向を紹介するとともに、国内においては2050年カーボンニュートラルに向けた原子カイノベーションに係る革新炉開発の動向を主に紹介する。

2. 国外の開発動向

2-1. 米国

米国エネルギー省（DOE）は2020年5月、「新型炉実証プログラム（ARDP）」を開始した。ARDPには、5～7年以内に実証可能な先進型原子炉、将来の実証リスク低減を目的とした技術・運転・規制課題解決、2030年代半ばに実用化が期待される革新的先進型原子炉概念の3つのカテゴリーがあり、公募により選ばれた先進型原子炉開発プロジェクトに対して資金援助を実施する。2020年10月には実証炉カテゴリーとしてTerraPower社のナトリウム冷却高速炉（Natrium炉）とX-Energy社の高温ガス冷却炉（Xe-100）が選定され、前者は2021年6月にワイオミング州、後者は2021年4月にワシントン州に建設する方向と発表された。また、2020年12月には他の2つのカテゴリーについても原子炉概念が選定された。

アメリカ航空宇宙局（NASA）はDOEと共同で深宇宙探査用核熱推進技術の開発を進めており、2021年7月に有望な原子炉技術の詳細な設計概念と価格に関する提案募集に応じた企業の中から、BWXT Technologies（BWXT）社、General Atomics Electromagnetic Systems（GA-EMS）社及びUltra Safe Nuclear Technologies（USNC-Tech）の3社を選定したと発表した。今回の3社が開発に関わるSMRは、深宇宙探査用核熱推進の重要機器であり、HALEU燃料（U235の濃縮度が5～20%の低濃縮ウラン）を使用する予定である。

国防総省は遠隔地で電力を得る技術開発としてプロジェクトPeleを立ち上げ、2020年3月にWestinghouse社、BWXT社及びX-Energy社に対して小型モバイル原型炉を設計する契約の締結を発表した。

その他、先行して設計承認のための安全審査を進めていたNuScale Power社はアイダホ国立研究所（INL）に小型PWRの建設を計画しており、2021年4月に日揮HD、2021年5月にIHIが出資を表明したことは記憶に新しい。INLにはOklo社の超小型高速炉Auroraも建設計画がある。また、GE Hitachi Nuclear Energy社はBWRX-300の設計承認のための先行審査を2020年1月から開始しており、2021年7月には燃料供給のた

*Hidemasa Yamano¹, Yoshitomo Inaba¹¹Japan Atomic Energy Agency

めの協力覚書を結ぶなど実用化への動きを活発化している。

以上のように、米国は、多くのプロジェクトを立ち上げ、商業原子力技術における国際的リーダーシップの再構築を狙っている。また、米国では再生可能エネルギーだけでなく、原子力が必要不可欠であるということが政府、議会、民間全ての共通認識となっている。原子力技術に関して、米国では現在建設中のヴォーグル 3,4 号機以降は大型の従来炉が建設される可能性はほぼゼロに等しく、現在、官民共同で開発が進められている SMR に移行が見込まれる。SMR は柔軟な設計が可能で、負荷追従性に優れることから再生可能エネルギーとの併用性に優れることや、熱供給や水素製造といった発電以外の用途にも活用できる利点を持つ。さらに、米国は、先進炉開発を円滑に行い、次世代炉のスタンダードを確立して世界に広めていくことは、国家安全保障とともに、核不拡散・核セキュリティの観点からも極めて重要だと考えている。

2-2. カナダ

政府は、2018 年に SMR ロードマップを策定し、2020 年 12 月には SMR アクションプランと公表し、ステークホルダーを交えて SMR 導入に向けた道筋を提示した。同プランでは、100 以上の機関が参加して、各組織の SMR 導入に向けた具体的アクション（SMR 開発、サプライチェーン構築、立地地域の合意形成、輸出支援等）が整理されている。また、電気事業者により国内建設サイト候補や想定ベンダー候補が提示され、2020 年代後半から 2030 年代中頃にかけて導入することが提案されている。

カナダでは数年前から既設炉より建設費が安く安全性が向上するだけでなく、北部の遠隔地域でのエネルギー源として、SMR の適合性がクローズアップされ、官民挙げて開発が進められている。カナダ原子力研究所（CNL）内に 2026 年までに実証炉を建設する計画で、2018 年に熔融塩炉の Terrestrial Energy 社と高温ガス炉の StarCore Nuclear 社、Global First Power 社、U-Battery カナダ社の 4 社が選定され、評価中である。2019 年に 3 州（オンタリオ州、ニュー・ブランズウィック州及びサスカチュワン州）の州政府がカナダ国内で SMR を開発・建設するための協定を締結し、2021 年 4 月に 3 州の電気事業者が共同で実施した SMR 開発の実行可能性調査結果が公表された。また、同時期にアルバータ州も、SMR 開発協力に加わった。オンタリオ州では、送電網への接続が可能な出力 30 万 kW 程度の SMR 初号機を 2028 年までに建設し、これに続くフェーズで最大 4 基の SMR の最初の一基を 2032 年までにサスカチュワン州内で完成させる。複数の地点で早急かつ効率的に SMR を建設できるよう、共通技術を 1 つに絞り込み SMR 群を一まとめに建設するアプローチを取っており、2021 年末までに採用技術と開発企業を選定する。ニュー・ブランズウィック州では、ARC 社のナトリウム冷却・プール型高速中性子炉 ARC-100 の実証炉を 2030 年までに完成させる。また、Moltex Energy 社の燃料ピン型熔融塩炉（SSR-W）と廃棄物リサイクル施設を 2030 年代初頭までに稼働可能にする。

規制機関（CNSC）においては、12 件もの事前設計審査が申請されている状況であり、米国原子力規制委員会（NRC）と Terrestrial Energy 社の一体型熔融塩炉の共同技術審査も行われている。また、2021 年 5 月には超小型ガス炉 MMR のサイト準備許可申請が技術審査に移行しており、SMR 開発が非常に活発になっている。

2-3. 英国

政府は、2018 年から先進モジュール炉（AMR）の実行可能性調査を行い、2020 年 7 月に核融合炉の Tokamak Energy 社、鉛冷却高速炉の Westinghouse UK 社、高温ガス炉の U-Battery Developments 社の 3 社を選定した。AMR にとどまらず、既存技術を活用し、より実現可能性が高いとも言える PWR 型 SMR 開発も支援する方針を採っている。Rolls-Royce 社が率いるコンソーシアムは 2030 年代初頭に初号基完成を皮切りに 2035 年までに最大 10 基の建設を目指しており、2021 年秋の設計審査に向けて設計の調整・改善を図っている。英国政府は、気候変動対策のために原子力発電を活用していくという方針を堅持している

2-4. ロシア

ナトリウム冷却高速炉については、880MWe 級の実証炉 BN800（スヴェルドロフスク州ザレーチヌイのベロヤルスク原子力発電所に設置）が 2016 年 10 月から商業運転に入り、実用炉 BN1200 が設計中であり、2030 年に建設が着工する見込みであり、ロシアが世界で最も実用段階に近い。鉛冷却高速炉については、2021 年

6 月に BREST-300（トムスク州セベルスク）の建設工事に着手した。鉛ビスマス冷却高速炉については、100MWe 級の小型炉 SVBR-100 を開発中であり、2020 までに建設予定（2013 年時点）であったが、計画が遅延している。2028 年までにロシア初の陸上設置式 SMR 完成に向け、ロスアトム社は設置予定のサハ共和国政府と電力売買で合意に達したと 2020 年 12 月に発表された。これは 5 万 kWe 級 SMR だが、その設計のベースは原子力砕氷船用に開発した「RITM-200」設計であり、2020 年 10 月に就航した最新式の原子力砕氷船「アルクティカ」に搭載されている。また、同社は海上浮揚式原子力発電所用の SMR ついても開発を進めている。出力 3.5 万 kW の小型炉「KLT-40S」を 2 基装備した「アカデミック・ロモノソフ号」は、2020 年 5 月に極東チュクチ自治区内の湾岸都市ペベクで商業運転を開始した。

2-5. 中国

ナトリウム冷却高速炉については、中国高速実験炉（CEFR）が 2014 年 12 月に 100%出力運転を達成し、実証炉 CFR600 が 2017 年 12 月に建設開始され 2023 年に完成予定である。また、実用炉 CFR1000 が設計中であり、2030 年代に運転開始の見込みである。高温ガス炉については、実証炉 HTR-PM の建設が完了し、本年中に臨界の予定である。その他、熔融塩炉や鉛冷却炉の研究も進められている。

軽水炉については、2021 年 5 月に 50 基目の商用炉が送電網に接続され、現時点では世界で最も速いペースで原子力発電所を建設している。また、2021 年 7 月には、中国南端の海南省（海南島）に位置する昌江原子力発電所で、12.5 万 kWe の多目的一体型 SMR「玲龍一号」の実証炉建設工事を正式に開始したと発表した。

中国は主に大型原子炉を建設しているが、中国核工業集团公司（CNNC）によれば、SMR は分散型エネルギー源として海水脱塩や地域冷暖房用の熱供給に加えて、離島や鉱山地区、エネルギー多消費産業に対するエネルギー源として利用可能であり、様々なシナリオに対応できるとのことである。

3. 我が国の開発動向

2021 年 6 月に、政府は「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」を発表した。原子力産業については、以下のように記述される。

2050 年カーボンニュートラル実現に向けては、原子力を含めたあらゆる選択肢を追求することが重要であり、軽水炉の更なる安全性向上はもちろん、それへの貢献も見据えた革新的技術の原子力イノベーションに向けた研究開発も進めていく必要がある。原子力は大量かつ安定的にカーボンフリーの電力を供給することが可能な上、技術自給率も高い。更なるイノベーションによって、安全性・信頼性・効率性の一層の向上、放射性廃棄物の有害度低減・減容化、資源の有効利用による資源循環性の向上を達成していく。また、再生可能エネルギーとの共存、カーボンフリーな水素製造や熱利用といった多様な社会的要請に応えることも可能である。

現行軽水炉では、中露が政府ファイナンスをバックに市場を席卷しており、米英加を始めとした先進国では小型炉、革新炉に活路を見出し、2030 年前後の商用化を目指して大規模政府予算を投入して研究開発を加速している。目標として①国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、②2030 年までに国際連携による小型モジュール炉技術の実証、③2030 年までに高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立、④ITER 計画等の国際連携を通じた核融合研究開発の着実な推進を目指す。

2021 年 7 月に経済産業省総合資源エネルギー調査会基本政策分科会にて発表されたエネルギー基本計画（素案）では、新計画は「2050 年カーボンニュートラル（2020 年 10 月表明）、2030 年の 46%削減、更に 50%の高みを目指して挑戦を続ける新たな削減目標（2021 年 4 月表明）の実現に向けたエネルギー政策の道筋を示すことが重要テーマ」と位置付けられている。2030 年に向けた政策対応のポイントとして、原子力の研究開発については、「2030 年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立等を進めるとともに、ITER 計画等の国際連携を通じ、核融合研究開発に取り組む」と明記された。

基本政策分科会に先んじて行われた 2021 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委

員会では、「2050年カーボンニュートラルに向けて、一層の安全性向上、安定供給、資源循環、柔軟性などの課題を克服すべく、官民の取組により、複線的 R&D 投資で死の谷（実用化のギャップ）を越えていくことが必要」と明記され、原子力イノベーションの貢献の可能性が述べられている。原子力イノベーションの創出に向けた支援として、経済産業省及び文部科学省は、日本原子力研究開発機構と共に原子力イノベーションを加速するための環境整備の取り組みを令和元年度より開始した。経済産業省は令和元年度より「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）を実施してきた。令和2年度末の継続審査において、技術成熟度や市場性等の観点で9件が絞り込まれた。現在、軽水冷却 SMR では、NuScale、BWRX-300、多目的 PWR、高速炉では、PRISM、粒子型金属燃料ナトリウム冷却炉、軽水冷却高速炉、高温ガス炉では、水素製造/発電コジェネレーション高温ガス炉、蓄熱型高温ガス炉、さらに多用途モジュール式マイクロ炉の開発が進められている。

複線的 R&D 投資戦略は、原子力を安全・安定的に活用していけるよう戦略的にサプライチェーンを維持・強化するとともに、一般産業品活用や3D プリンティング技術といった調達・製造等のプロセスイノベーションを推進する。また、革新的サイクル技術による高レベル放射性廃棄物低減の追求のため、高速炉開発は国際連携・異業種連携を活用する。さらに、SMR 技術で負荷追従性を向上させ、高温ガス炉や核融合炉の超高温を活用した水素製造・熱利用を推進する。

4. おわりに

米国、カナダ、英国、ロシア、中国における最新の新型炉開発の動向を概説するとともに、我が国における2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略に係る新型炉開発に係る動向を紹介した。現在、原子力を利用している国の多くがカーボンニュートラルを表明している中、原子力は脱炭素化の有力な技術選択肢として、多くの国が原子力発電を活用していく方針を堅持している。また、欧米との国際連携を通じて原子力発電所の新規導入国（東欧・アジア等）への展開も考えれば、日本の原子力技術が世界の脱炭素化に貢献可能である。新型炉開発は若い世代を原子力研究・開発へと惹きつける魅力的な分野であるため、今後、民間の活力を活かした革新炉開発に国が支援していき、日本の原子力の人材・技術・産業基盤の維持・強化に繋げていくことが重要である。

新型炉部会セッション

原子カインノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(2) 早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉

(2) Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*鈴木 哲¹, 神保 昇¹, 藤原 斉二¹, 田邊 賢一², 田澤 勇次郎², 定廣大輔²,¹東芝エネルギーシステムズ株式会社, ²富士電機株式会社

1. 緒言

高温ガス炉は、高い安全性（①自然に炉停止、②自然に冷却、③高い放射性物質閉じ込め能力）を有し、高い出口温度を活かした熱利用による温室効果ガス排出量削減、さらには二酸化炭素を排出しない水素製造熱源として水素社会の実現といった多方面への貢献が期待されている原子炉であり、日本では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）を中心として研究開発が進められている。JAEA が所有する高温工学試験研究炉（以下、HTTR）は東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝 ESS）、富士電機株式会社（以下、富士電機）をはじめとする国内メーカーによって設計、建設され、平成 10 年に初臨界、平成 16 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出しに成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立に向けた研究開発の中心的な役割を担っており、高温ガス炉技術は我が国が原子力安全に関する分野で世界に貢献し得るポテンシャルを有する原子力システムのひとつと考えられる。また、東芝 ESS では、水を原料とし、高温ガス炉を熱源とした高温水蒸気電解法による CO2 フリーの水素製造技術の開発を推進しており、高温ガス炉利用の有力なオプションと考えている。

東芝 ESS と富士電機は、HTTR 建設後も小型高温ガス炉 HTR50S[1]の概念設計を JAEA の下で実施する等、高温ガス炉開発を継続しており、現在、共同で早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発を実施している。東芝 ESS は全体システム取り纏め、冷却系等を担当し、富士電機は炉内構造物、蓄熱システム等を担当している。また、電力事業者によるレビューや外部有識者委員会による安全設計レビュー、プラント仕様レビューを適宜実施している。

本発表は、上記蓄熱型小型モジュール高温ガス炉プラントの概要と、実用化に向けた取り組みについて報告する。

2. プラント概要

2-1. プラントシステムの全体概要

本発表の高温ガス実用炉は、2030 年代に想定される高温ガス実用炉建設を視野に入れ、高温ガス炉固有の安全性を活かした設計を行うことにより社会受容性を持つこと、確立した技術を採用することで早期実用化と開発費圧縮を行うことをコンセプトとして設定した。更に、太陽光発電等、再生可能エネルギー（以下再エネ）普及時代に、再エネと共存可能な出力可変システム（蓄熱システム）を備えることとし、プラント概念を構築した。表 1 に HTTR と本発表の高温ガス実用炉の仕様比較を示す。

早期実用化の観点から、原子炉本体は JAEA で開発された GTHTR300[2]と同等の仕様とし、スケールメリットを活かすため、熱出力は安全性を維持できる範囲で最大を目指し 600MWt とした。HTTR と比較して冷却材圧力を 2 倍以上高く設定して除熱能力を向上させており、出力密度も 2 倍以上として炉心小型化による経済性向上を目指している。また、平均燃焼度も 5 倍以上とし、燃料交換間隔を広げている。

GTHTR300 の原子炉システムは高温ガス炉固有の安全性を備えており、事故時においても放射性物質の放出を最小限に抑え周辺住民の避難対応の負荷を大幅に低減する原子炉システムを構築することが可能と考えられ、社会受容性に優れている。固有安全性を活かして、HTTR で使用された鋼製原子炉格納容器を排した閉じ込め概念（コンファインメント）を採用するとともに、原子炉圧力容器（以下、RPV）と蒸気発生器（以下、SG）を横並びに配置（サイド・バイ・サイド）して高温二重配管を短縮することにより経済性向上を考

慮している。なお、図1に示す蓄熱システムありの場合はSGの代わりに中間熱交換器が配置されるサイド・バイ・サイド構成になる。更に、二重配管の外管を圧力容器として扱うスリーベッセル概念の導入により、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図り、安全性向上にも配慮している。RPV周辺には空冷自然循環による炉容器冷却設備を設置し、受動的なRPV冷却を行う。

経済性向上の観点では、原子炉出口温度をGTHTR300の850℃から750℃に低下させることで、RPVの材料を、廉価かつ既設軽水炉での使用実績のあるマンガン・モリブデン鋼に変更する等、コストダウンしている。また、発電システムもコンベンショナルな蒸気タービン発電を選択し、開発費を圧縮しているが、原子炉出口温度は750℃でも蒸気発電には十分であるとともに、蓄熱システムとの整合性もよく、既設軽水炉の平均的な発電効率33%程度に対して42%（蓄熱なしの場合）を達成し、経済性向上に寄与している。なお、海外の設計例では、建設中である中国のHTR-PM炉や米国NGNP(Next Generation Nuclear Plant)に採択されたSC-MHRが、成熟した技術として原子炉出口温度750℃及び蒸気発電を採用している[3]他、近年、SMRとして米国・英国・カナダ等で開発されている高温ガス炉の多くも同様の温度・発電システムを採用している[4]。更に、600MWtの原子炉システムを1モジュールとして、4モジュールで2400MWtのプラントを構成する想定であり、モジュール化による量産効果と蒸気タービンのスケールメリットを考慮すると、経済性向上を期待できる。

再エネと共存可能な電気出力可変システムとしては、太陽熱発電で実績のある熔融塩蓄熱システムを選択した。原子炉出力は一定を維持し、蓄熱タンクへの蓄熱と二次側(蓄熱システム側)の流量調整のみで再生可能エネルギーの出力変動による電力需要変動に応じた発電量の調整が可能なシステムを検討した。

図1に現在検討している蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念を示す。

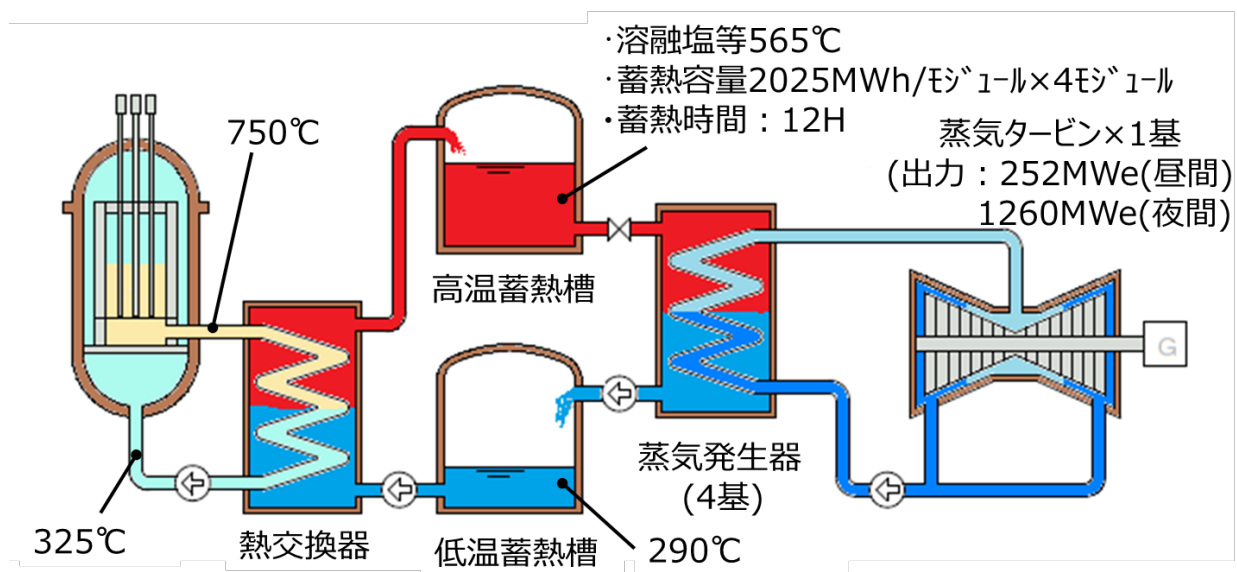


図1 蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉

主要目	HTTR	実用炉	変更の考え方
原子炉熱出力	30MW	600MW	熱出力の最大化
冷却材	ヘリウムガス		同じ
原子炉入口温度	395℃	325℃	高温化による技術課題を回避し、実用的な選定
原子炉出口温度	850(950)℃	750℃	
冷却材圧力	4MPa	7MPa	高圧化によるコンパクト化
炉心構造材	黒鉛		同じ
炉心有効高さ	2.9m	8.4m	出力増加による大型化
平均燃焼度	22GWd/t	120GWd/t	JAEA殿開発中
出力密度	2.5MW/m ³	5.8MW/m ³	JAEA殿開発中
燃料	二酸化ウラン・被覆燃料粒子/黒鉛分散型		同じ
燃料体形式	ピン・イン・ブロック型		同じ
原子炉圧力容器	2・1/4Cr-1Mo鋼	Mn-Mo鋼	軽水炉の実績（材料）
原子炉圧力容器内径	5.5m	7.6m	出力増加による大型化
発電方式	－	蒸気タービン	発電機能を追加
閉じ込め機能	鋼製格納容器	コンファインメント	コスト低減等
炉容器冷却設備	強制水冷	空冷自然循環	パッシブ化による信頼性向上

表 1 原子炉系の基本仕様

2-2. 蓄熱システムの概要

蓄熱システムは、高温ガス炉発電プラントに再エネの電力需給変動に対する調整力を与えることを目的とし、原子炉系と蒸気タービン発電系の間にアドインする。現時点では、原子炉および蓄熱システムを4モジュール、蒸気タービン1ユニットのマルチモジュール原子炉プラントを想定した。SGは4基、タービン建屋側に付属する。原子炉から蓄熱システムの範囲は共有せずにモジュールごとに独立した設備とすることにより、プラント全体出力の要求に応じたモジュール数の設定や原子炉ごとのメンテナンスを可能とした。また、蓄熱システムがある場合、1次冷却系とSGは直接接続しないため、SGの伝熱管破損による1次系への水侵入を想定する必要はなくなる。このため、水侵入による1次冷却材圧力の上昇、反応度添加、黒鉛酸化による炉心及び炉心支持構造物への悪影響については想定が不要となる。その他の安全シナリオについては蓄熱システムの有無で大きく変わらない見通しである。

また、原子炉出力は一定運転を維持しながら、負荷要求に応じて蓄熱システムから水・蒸気系への熱供給量と水・蒸気系流量を増減させて発電量を調整することで、稼働率を下げずに発電調整可能としている。本システムの出力変更パターンを図2に示す。現状では、すでに太陽光発電等の出力制御が行われており、電力需給状況としては、日負荷で見た場合、太陽光発電の発電量の小さい朝及び夕方は需要が高く、太陽光発電の発電量が増加する昼間は供給が多くなっている。これらの状況を考慮して、6:00～18:00等を蓄熱需要があると想定して、蓄熱時間は12時間を基本とした。図2に示す出力変更パターンは、昼間の太陽光発電がピークになる時間帯は本プラントのタービン出力を下げ蓄熱を主とし、夜間はタービン出力を増加させる三角パターンとした。なお、現時点では、最低出力はタービンを停止しない20%で設定しているが、蓄熱容量が増加しない範囲では蓄熱時間等の調整は可能である。

本蓄熱システムの主な構成は高温蓄熱槽と低温蓄熱槽から構成される2タンク方式とした。海外の太陽熱発電プラントで実証済みであり、技術的成立性等の課題はないと考えられ、早期に採用可能である。高温ガス炉の炉心出口温度750℃に適合する蓄熱媒体としては熔融塩(ソーラソルト：60wt.%NaNO₃ / 40wt.%KNO₃)を採用するとともに、ソーラソルトの耐熱温度や融点を考慮して、高温槽565℃/低温槽290℃の温度条件を設定した。本温度については、太陽熱発電の海外実証施設で実証例があり、技術的に採用可能である。

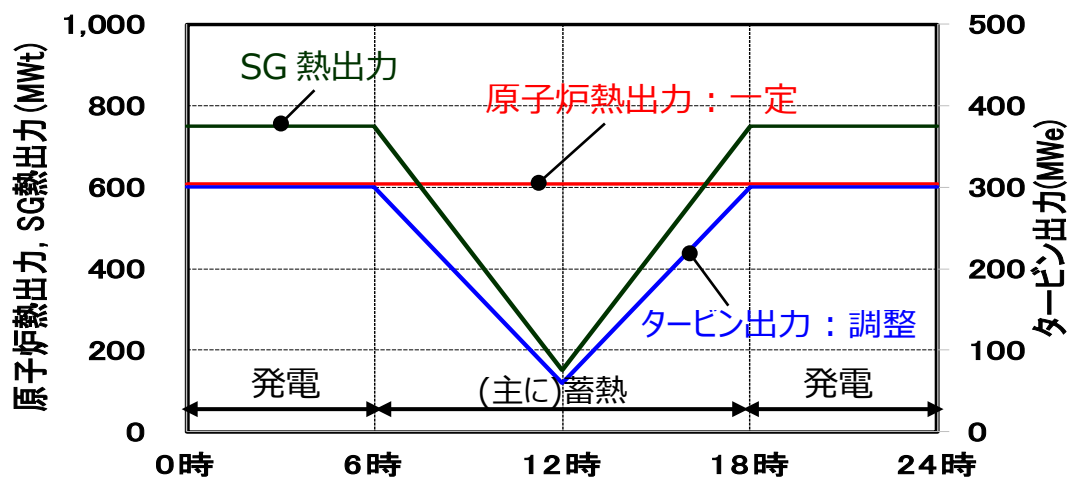


図2 蓄熱システムの出カパターン

2-3. プラント配置概念

図3に蓄熱システムと組み合わせた高温ガス炉蒸気タービン発電プラントの鳥観図を示す。

原子炉建屋には600MWtの原子炉とヘリウム-溶融塩熱交換器を1セットとしたモジュールが4基設置され、周辺部には4モジュールの共用設備である放射性廃棄物廃棄施設、燃料取扱及び貯蔵設備、制御室等を設置する。原子炉建屋は地下6階、地上3階の建屋構成とし、平面寸法は約83m×約74mになる見通しである。タービン建屋には4基のSGと、蒸気タービン1基及び発電機、復水器、給水加熱器等が設置される。なお、蓄熱システムがない場合には、原子炉建屋内の熱交換器がSGに置き換わるが、熱交換器とSGの寸法はほぼ同じになる見通しであるため、原子炉建屋寸法は変更されない想定である。

蓄熱槽は原子炉モジュール1基につき高温と低温の2基が必要なので、合計8基となる。蓄熱槽の容量は、海外実証プラントの設計を参照し、高温側溶融塩温度565℃、低温側溶融塩温度290℃、蓄熱容量2025MWh、蓄熱12時間として評価したところ、約26,000トン/槽となった。蓄熱槽は、内径45m、高さ15mの円筒構造物になる見通しである。

以上に加え、搬出入建屋、海水熱交換器建屋、補助ボイラ建屋、給排水処理建屋、開閉所、排気筒などを考慮した結果、図3に示すプラントの敷地面積は350m×450mとなった。

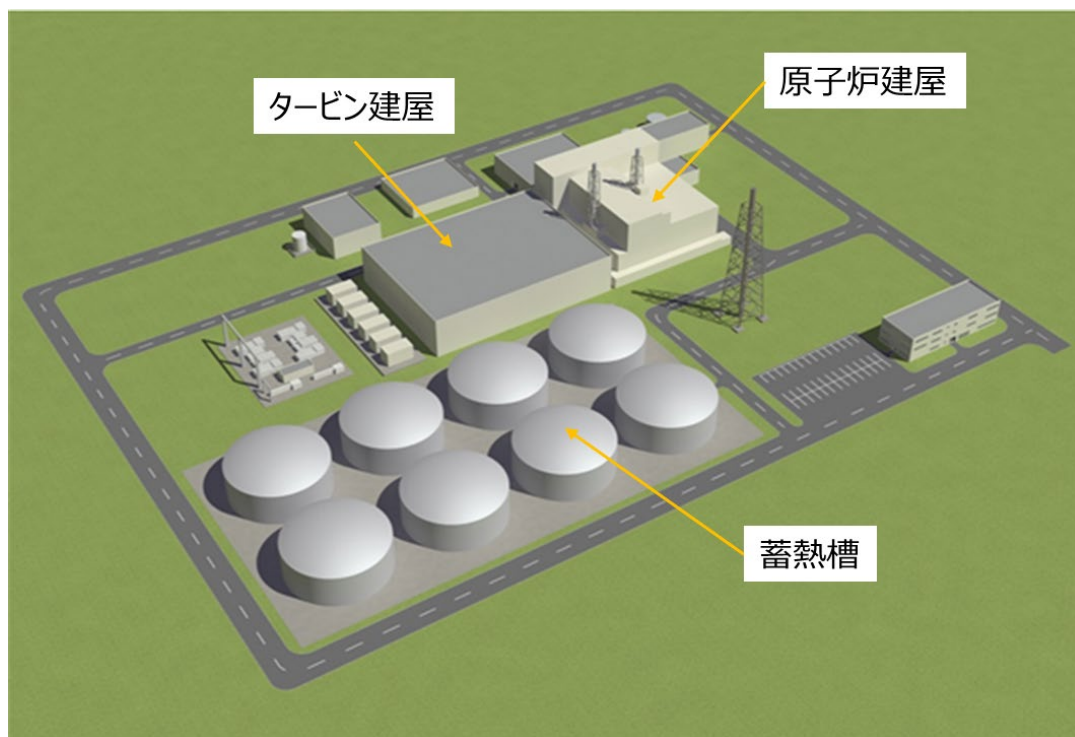


図3 蓄熱システムを備えた1GWe級蒸気タービン発電プラントの鳥観図

3. 実用化に向けた取り組み

前項までに述べた高温ガス実用炉の概念を実用化するにあたっては、規制への適合性が求められるため、既存の実用発電用原子炉の規則（「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」）の基本的な構成を変えずに、解釈等の説明を考慮し、試験炉用の規則、先行研究を参照して高温ガス炉の特徴を考慮した規則案（安全設計の方針、要件案）を検討した。その結果、設計基準対処設備等の主な条文は高温ガス炉固有の記載に変更することで、規制主旨に大きな変更はなく対応可能であることを確認した。また、重大事故を防止する重大事故対処設備に関しては、対処すべき事象について高温ガス炉固有の記載に変更するとともに要件も変更する必要がある、重大事故が発生した場合における規則については、高温ガス炉の特長を考慮して変更することも必要である。

実用化においては高温ガス実用炉の安全性を示すことも必要であり、まず、マスターロジックダイアグラム手法による安全評価事象の抽出を行った。今回は、被覆燃料粒子、原子炉冷却材圧力バウンダリを中心に放射性物質の放出に至る異常事象を抽出し、既設炉、既往研究を参考にグループ化（純化系、気廃系、燃取系は別途検討）を行い、代表事象を選定した。選定された代表事象は、出力増加事象（制御棒の誤引き抜き）、1次冷却材流量減少（主循環ポンプ故障）、除熱機能喪失（水・蒸気系異常）、外部電源喪失、1次冷却材喪失事故、SG 伝熱管破損事故、炉内局所閉塞事故の7つである。

次に、7つの起因事象について、イベントツリー作成を作成した。事故シーケンスの考え方として、原子炉トリップに失敗しても固有安全性により低出力静定となる。また、残留熱除去系の起動に失敗した場合でも、制御棒等が挿入され炉停止していれば、放熱によっても炉心損傷は回避できる設計が可能であり、その方針で進めている。ただし炉容器健全性の判断基準、補助冷却系の維持等については今後検討の必要がある。SG 伝熱管破損の水侵入事故、1次冷却材喪失事故（空気侵入事故）については炉停止、除熱に成功しても一部放射性物質がコンファインメント内に流出する可能性があり、イベントツリーでは放射性物質放出の可能性がある事象については被ばく評価が必要とされるため、今後、定量的な検討を進める。

以上は、蓄熱システムなしで原子炉と SG が直結する系統構成に関する検討であるが、蓄熱システムありの系統構成でも大きな変更はない見通しである。

4. 結言

令和元年～2年に、東芝 ESS と富士電機は蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念検討を実施した。本検討では、早期実用化に向け、黒鉛減速・被覆燃料粒子・ヘリウムガス冷却など確立済の高温ガス炉技術を踏襲するとともに、蒸気タービン発電を採用して開発リスクを排除、原子炉出口温度を 750℃として圧力容器に軽水炉で実績のある材料を採用し、固有安全性を活かしてコンファインメントを採用するなど経済性を向上させた高温ガス実用炉の実現に向けた見通しを得た。蓄熱については電力需要の日変動を吸収できるシステム構成を検討した今後も高温ガス炉の特長を生かして、安全性と経済に優れ、早期実用化可能な高温ガス炉システムの検討を継続し、2030年代の実用化に向けて開発を進めていく。

5. 参照

- [1] 大橋弘史ほか、開発途上国向け小型高温ガス炉の概念設計、FAPIG No. 191 (2016-2)
- [2] 國富一彦ほか、高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究、日本原子力学会和文論文誌，Vol.1, No.4, 2002, pp. 352-360
- [3] 経済産業省、原子力の利用状況等に関する調査(革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査)報告書 平成 29 年度、3-85~95
- [4] IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 Edition, pp. 135-194

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Tetsu Suzuki¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

新型炉部会セッション

原子カイノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(3) 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント

(3) High-temperature gas reactor co-generation without core melting

*須山 和昌¹, 倉林 薫¹, 中野 敬之¹, 米元 聡志¹¹ 三菱重工業株式会社

1. はじめに

三菱重工業では、固有の安全性を有し炉心溶融を想定する必要がなく、かつ 900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する「高温ガス炉コジェネプラント」の概念構築を進めている。カーボンニュートラル社会に向けて、高温を利用した水素の安定的かつ大量製造と、ガスタービン発電による高効率発電を両立できる高温ガス炉コジェネプラントを実用化する。これにより、水素を大量にかつ安定供給できることから製鉄業界で目指している水素還元製鉄に提供して産業界の脱炭素化に貢献すると共に、水素製造量と発電量を調整することにより原子炉出力を一定に保ちつつ電力負荷変動に対応することで、原子炉の高稼働率を維持し経済性と脱炭素化の両立を目指す。

2. 高温ガス炉コジェネプラント概念

2-1. 全体計画

高温ガス炉コジェネプラントの原子炉出力は、固有の安全性が維持できると評価されている 600MWt とし、原子炉出口温度は、HTTR の実績から 950℃と設定した。水素製造法は、早期実現が見込めるメタン水蒸気改質法を選定し、発電には高効率が見込めるガスタービンサイクルを採用した。全体系統構成を図1に示す。1次系の主要設備は中間熱交換器(IHX)、He ガスタービン、再生熱交換器から構成され、IHX を介して水素製造設備に高温の熱を供給する。プラントの運転は、水素製造を主体

表1 高温ガス炉コジェネプラントの主要目

炉型	黒鉛減速ヘリウム冷却炉	
冷却材	ヘリウム	
熱出力	600MWt	
熱利用	水素定格運転	発電定格運転
水素製造	12 万 N m ³ /hr	9 万 N m ³ /hr
発電	160MWe	200 MWe
温度/圧力	原子炉出口 950℃/ 4~6MPa	
燃料	セラミック被覆粒子燃料	

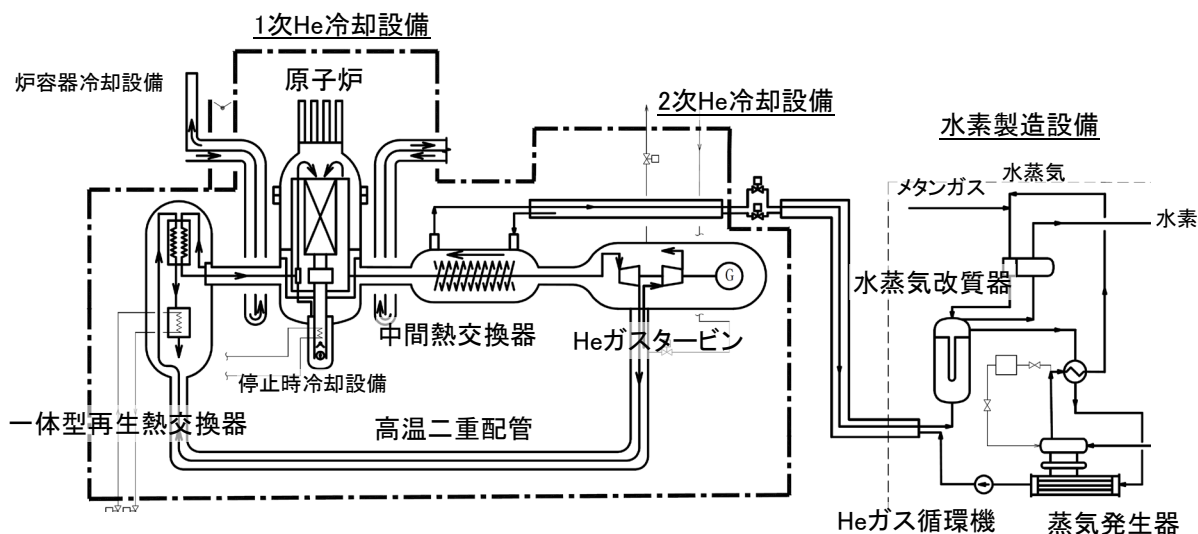


図1 高温ガス炉コジェネプラントの全体系統構成図

とする水素定格運転と発電を主体とする発電定格運転を設定し、水素製造と発電を調整運転することで負荷変動に追従する。水素定格運転時の水素製造量は、2050年頃に製鉄業界が目指す直接還元製鉄を対象として製鉄に必要な水素量（400万トンの製鋼に必要な水素量）を目標とした。発電定格運転では無冷却翼を採用できる温度としてタービン入口温度 850℃を条件とした。2つの定格運転についてヒートマスバランスと炉心や高温機器の特性を検討した。1基当たりの水素定格運転及び、発電定格運転における水素製造量、発電量の評価結果を表1に示す。プラントのイメージ鳥観図を図2に示す。図2では、目標の水素製造量を達成する為に600MWtの原子炉4基、水素製造設備4ユニットの構成とした。

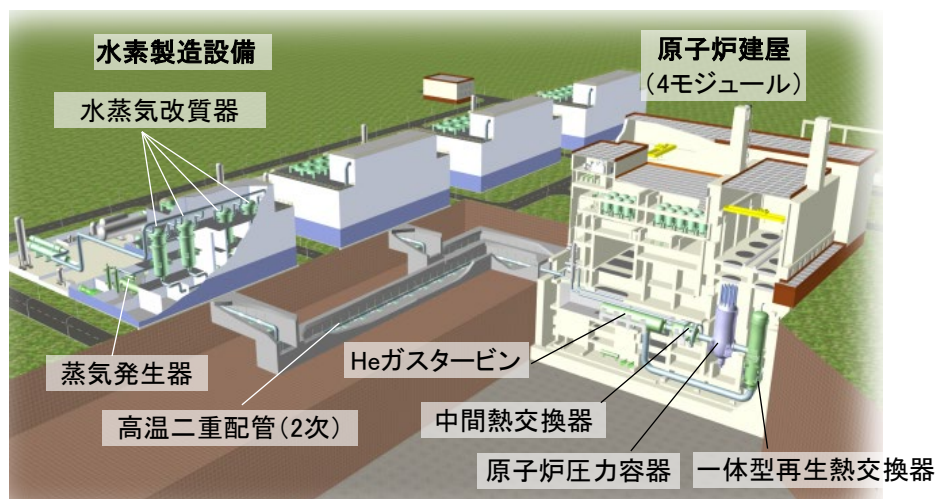


図2 高温ガス炉コジェネプラントの鳥観図

2-2. プラント制御概念

高温ガス炉コジェネプラントでは、プラントの運転計画として原子炉熱出力一定で水素製造と発電量の負荷分担を変更可能な制御概念を目指している。原子炉、ガスタービン、水素製造設備と応答性の異なる3つの設備を考慮しながら運転を行う必要があり、プラント運転制御は複雑となる。図3に電力側負荷変動の一例を示す。日負荷追従運転は、日周期負荷変動に対する計画的な発電機出力の制御方法、AFC運転は、中周期負荷変動に対する中央給電指令所指令に応じた発電機出力の制御方法、GF運転は、小周期負荷変動に対する系統周波数変動に応じた発電機の出力制御方法である。これら周期の異なる負荷変動に応じた、制御概念の構築を進めており、三菱重工では、PWRでプラントの熱流動解析に実績のあるM-RELAP5を用いて、1次ヘリウム系、2次ヘリウム系をモデル化、水素製造設備については2次ヘリウム系の境界条件として図4に示す解析モデルを構築し、制御方法、運転方法の成立性、実用性の検証を進めている。

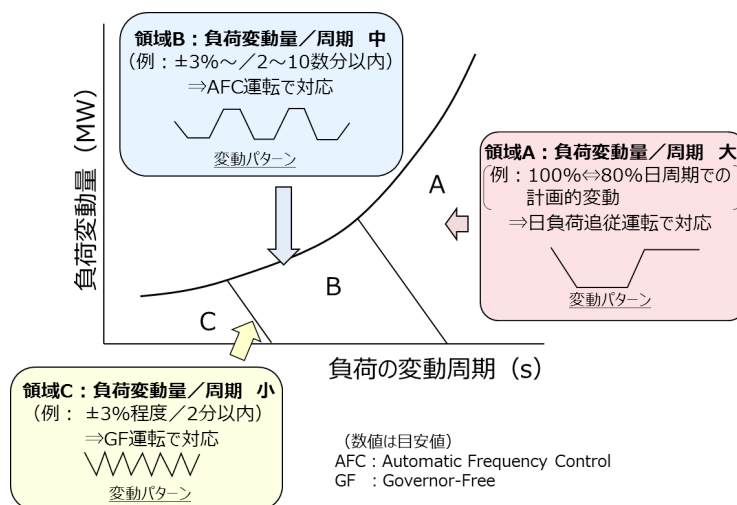


図3 電力負荷変動と対応する負荷運転方法との関係

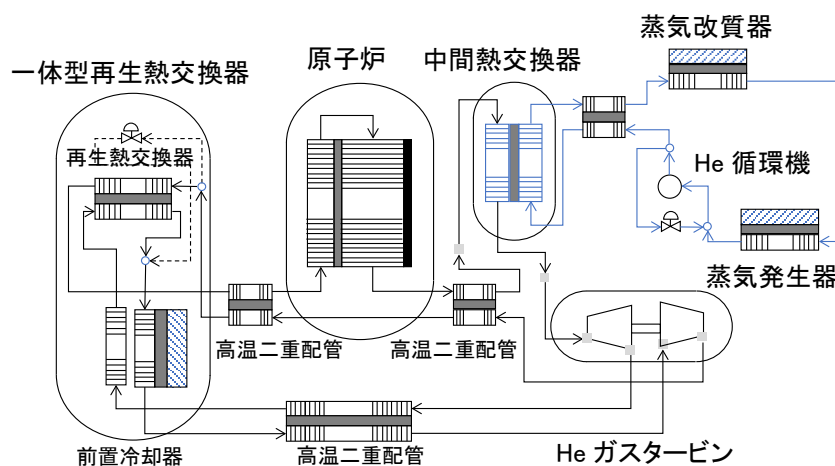


図4 高温ガス炉コジェネプラント解析モデル

2-3. 主要機器概念

高温ガス炉コージェネプラントの1次系の主要機器として、原子炉から水素製造施設へ熱を供給するためのIHX、プラント発電効率に寄与する再生熱交換器が挙げられる。IHXは原子炉出口の超高温に晒されるとともに水素製造と発電のバランスにより運転条件が異なりそれぞれの条件で成立することが求められる。また、ガス/ガスの熱交換器であり伝熱性能が低い大型化が懸念される。高温のガス/ガス熱交換器としてはHTTRにおいてヘリカルコイル型伝熱管を採用した熱交換器が実証されている。そこで、コージェネプラントにおいてもヘリカルコイル型の熱交換器を基にして、大型化と複数の運転条件で成立する中間熱交換器の検討を進めている。中間熱交換器の概念図を図5に示す。交換熱量約220MWtに対し概略寸法は直径約6.0m、全長約12.2mとなった。再生熱交換器については、交換熱量がさらに大きくなることからこれまで三菱重工業で開発を進めている熱交換密度が大きい細密プレートフィン型熱交換器を採用して検討を進めている。一体型再生熱交換器の概念図を図6に示す。前置冷却器を含めた一体型熱交換器として交換熱量約760MWtに対し、直径約6.7m、高さ約30.5mの外形となった。

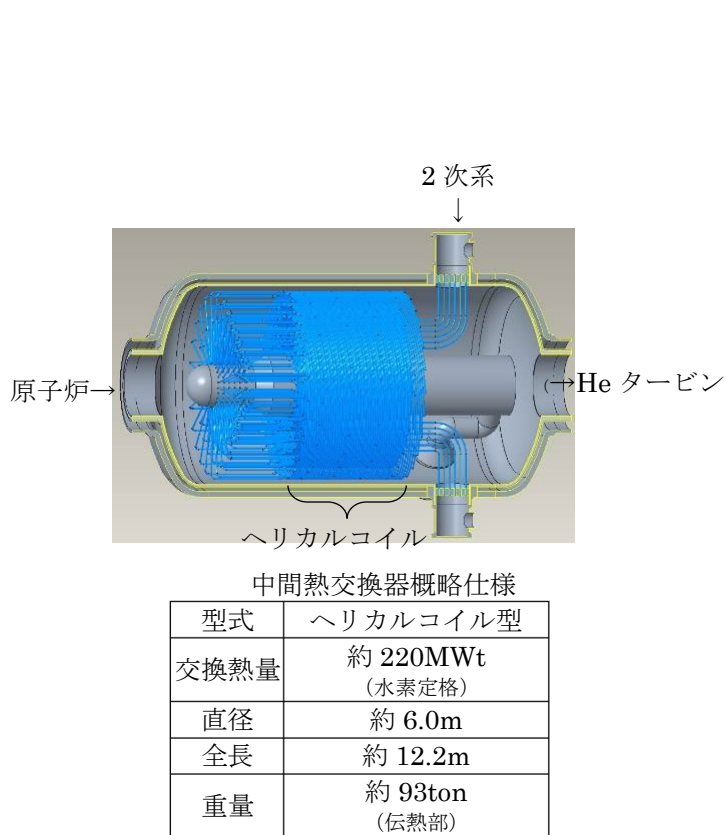


図5 中間熱交換器概念図

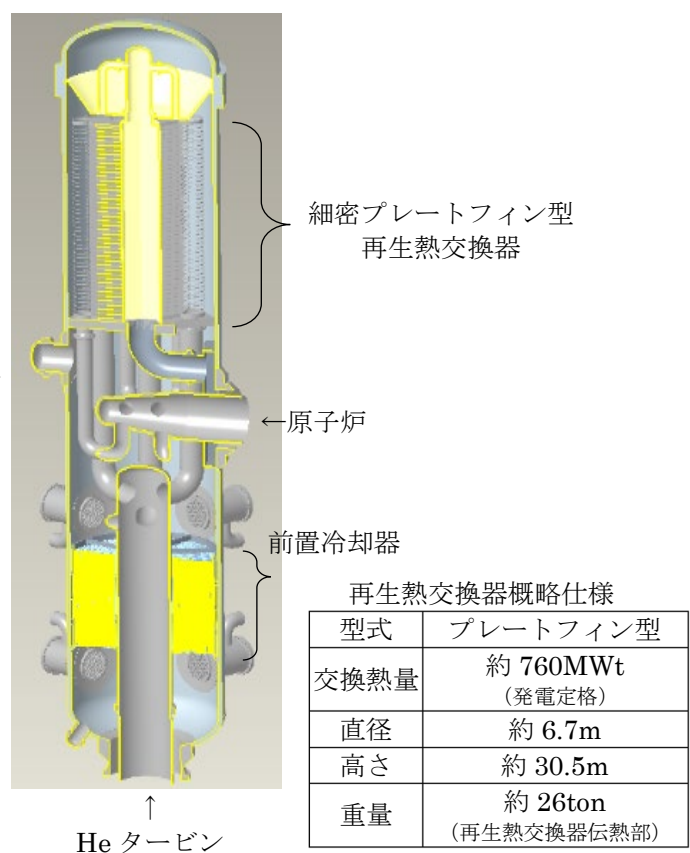


図6 一体型再生熱交換器概念図

3. まとめ

三菱重工業では、炉心溶融のない高温ガス炉コージェネプラントの概念を構築し、水素製造量及び発電量のバランス、水素定格運転と発電定格運転による負荷追従を想定したプラント制御概念、主要機器であるIHX、再生熱交換器の概念構造を得た。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和2年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Kazumasa Suyama¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takayuki Nakano¹ and Satoshi Yonemoto¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

新型炉部会セッション

原子カイノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(4) 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉

(4) Compact SFR with improved safety and reliability

*坂場 弘¹¹ 三菱重工業株式会社

1. 開発の目標とコンセプト

21 世紀中の軽水炉／高速炉共存から、将来の実用炉への発展・実証を見据え、多様な高速炉ニーズに対応できるナトリウム冷却高速炉プラント概念構築を目指している。

高速炉技術として最も成熟したナトリウム冷却炉（SFR）をベースに、国産技術に立脚した高い安全性・信頼性を実現するとともに、競争力のある経済性、資源の有効利用（柔軟な燃料増殖比の確保）や放射性廃棄物低減（マイナーアクチニド：MA の核変換）が可能で、さらに、再生可能エネルギーと共存できる機動性を有する小型ナトリウム冷却高速炉（MCR：Mitsubishi Compact Reactor）概念を構築する。

具体的には、以下を採用することによる従来小型炉より高い受動的な安全特性及びナトリウム安全特性を有するとともに、将来の社会ニーズに合わせ大型化への展開（出力変更）も容易なプラントとしている。

- ・粒子型金属燃料炉心の採用により異常時炉停止失敗事象（ATWS）時にも固有の反応度フィードバック特性による受動的炉停止を達成
- ・ナノ流体の採用によりナトリウムの化学的活性度を抑制
- ・実証性の高いナトリウム冷却高速炉技術を採用（小型から大型の出力増大へ対応可能な崩壊熱除去系型式を採用）
- ・将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念

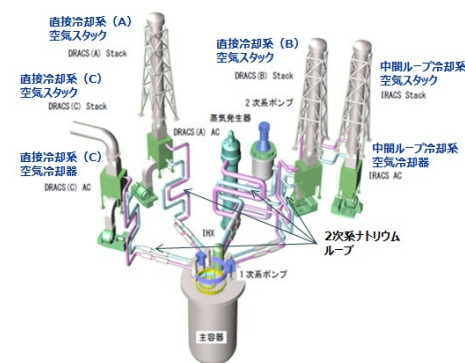


図 1. MCR200 の系統概念

2. 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉の概要

2-1. プラントの概要

a. 系統概念と出力増加の考え方

金属燃料炉心を搭載した出力 200MWe 級の小型ナトリウム冷却高速炉の系統概念を構築した。崩壊熱除去系や炉停止系は実績ある SFR 技術を採用。主冷却系は 1 系統とし、同一系統を増やすことにより出力増加が容易なプラントを構築する。

この大型化によりスケール効果及び習熟効果により実用レベル出力での経済性を追求する。図 1 に系統概念図を示す。

b. 採用する主な革新技術

革新的な He ボンドを使用した粒子型金属燃料炉心を採用すること等により受動的炉停止機能を強化する。図 2 に従来型金属燃料との比較を示す（燃料ピン内の充填材を Na から He ガスに変更することでガスパレナムを燃料ピン下部に設置）。また、2 次系 Na にナノ流体（冷却材 Na 中に金属ナノ粒子を分散）を採用し、Na の化学的活性を抑制することで Na 水反応等の影響緩和を行い小型ナトリウム冷却高速炉の信頼性向上を図る。

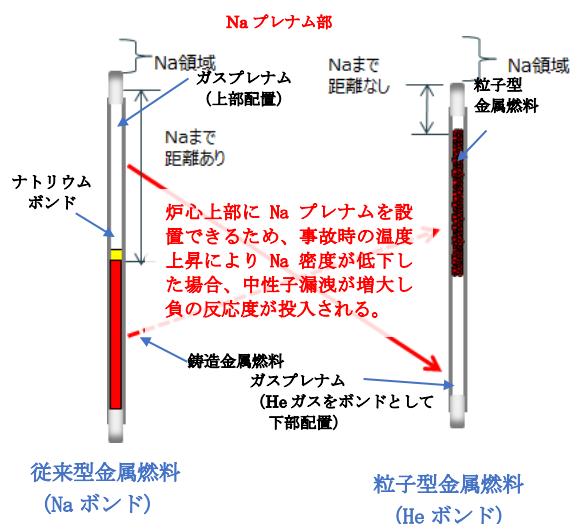


図 2. 従来型金属燃料と粒子型金属燃料

2-2 高い受動的安全特性を有する金属燃料炉心概念の構築

高い炉心性能及び低ナトリウムボイド反応度を達成できる革新的な上部ナトリウムプレナム付き粒子型金属燃料炉心を構築した。ナトリウムボイド反応度低減には、上部ナトリウムプレナムの設置に加え、炉心を扁平化し、中性子漏えいを増大させ、更に内側炉心と外側炉心の高さに差をつけることにより、炉心径増大、炉心性能低下を回避しつつ、線出力増加を抑制した（図3）。

また、炉心大型化（電気出力 200MWe の MCR200 から 1000MWe の MCR1000 への出力増大を想定）に際しては、燃料ピン細径化と多数ピンバンドル化により、線出力を維持しつつ出力密度を増加させることにより、径方向サイズの増大を抑制することを可能とした。（図4）。

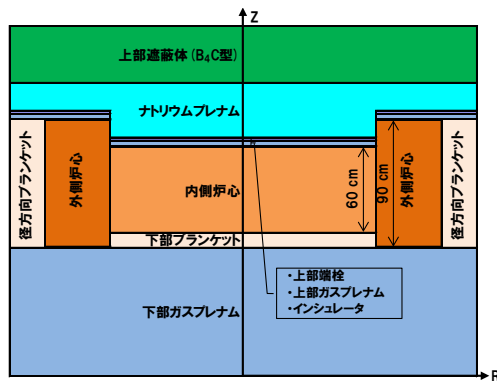


図3 MCR200の炉心断面図

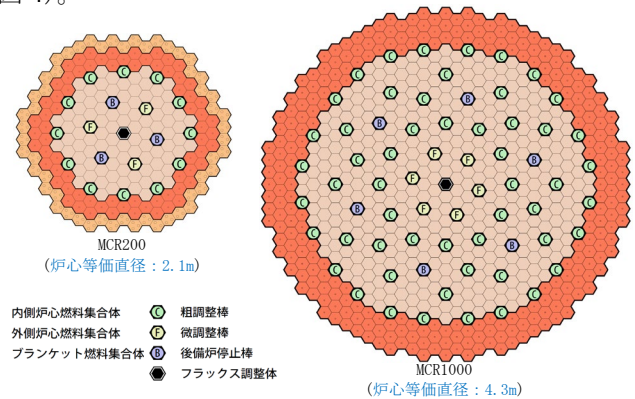


図4 MCRの炉心配置

2-3 受動的安全特性の概略評価

MCR200 及び MCR1000 を対象に、動特性解析コードを用いて ATWS 時の過渡解析を実施し、受動的炉停止特性の成立性を評価した。

その結果、MCR200 については、集合体（ラップ管）の熱変形によりもたらされる炉心湾曲による負の反応度フィードバックを考慮することで、受動的炉停止を達成できる見通しを得るとともに、設計対応を要する点（ロッドストップ機構や1次系ポンプのポニーモータ運転など）を明らかにした。また、MCR1000 についても炉心湾曲による反応度を考慮することによって受動的炉停止を達成できる見通しを得た。

2-4 プラント概念の構築

a. ヒートマスバランス

小型炉の系統構成として IHX（中間熱交換器） 1 基、1 次系ポンプ 2 基とし、各系統の温度をパラメータにケーススタディを行い、主容器径への寄与が大きい IHX の径を小さくするヒートマスバランスを見出した。

b. 原子炉構造

将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念として、大型化に際した開発要素を低減するために、出発点の小型炉の冷却系機器の数を極力少なくし、同一構成の冷却系統ループ数を増加することで出力をアップするシナリオを策定した。このシナリオに基づき MCR200 の原子炉構造概念（図6）を構築した。この概念では、小型炉として主容器径を可能な限り削減するために、主容器に設置する機器の配置スペース合理化の観点から炉心を大きく偏心させた上で機器を反対側に寄せて配置する、更に熱交換器の2次系冷却材の放射化抑制に寄与しない遮蔽体を削除する等の対策を施した。また、主容器の炉壁熱保護方策の検討を踏まえ、冷却系機器含め日負荷追従運転をした場合での機器の健全性を評価・確認し再生可能エネルギーとの共生できる概念であることを併せて確認した。

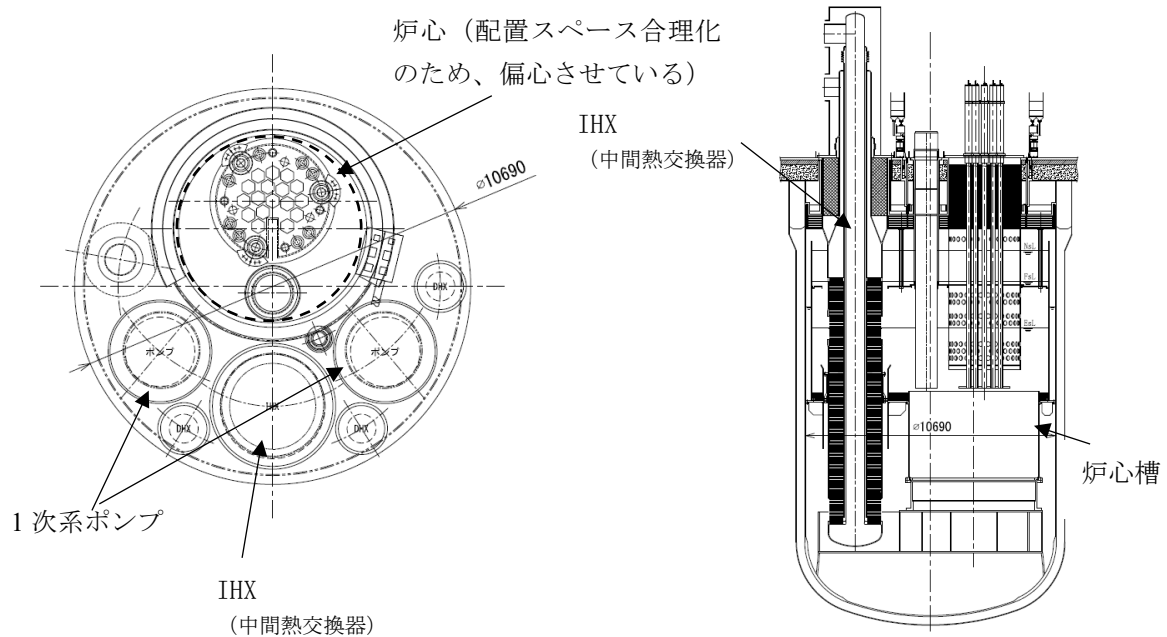


図 6 原子炉構造概念

c. 1次冷却系/2次冷却系

先に述べたように採用したヒートマスバランスは、主容器径の削減を狙い、搭載機器である IHX の伝熱面積を小さくできる条件のもと、2次系の主要機器である SG の伝熱面積を小さくできるケースを選定し、MCR200 の IHX 及び 1次系ポンプについて必要仕様を設定し、基本構造を構築した (図 7)。

なお、IHX に関しては、熱過渡事象における構造健全性の確認として、上部・下部管板周りを対象に、上部管板については手動トリップ、下部管板については外部電源喪失を想定した熱応力評価を行い、構造健全性の成立見通しを得た。同様に 2次系主要機器であるポンプについては、必要仕様を設定し、基本構造を構築した。

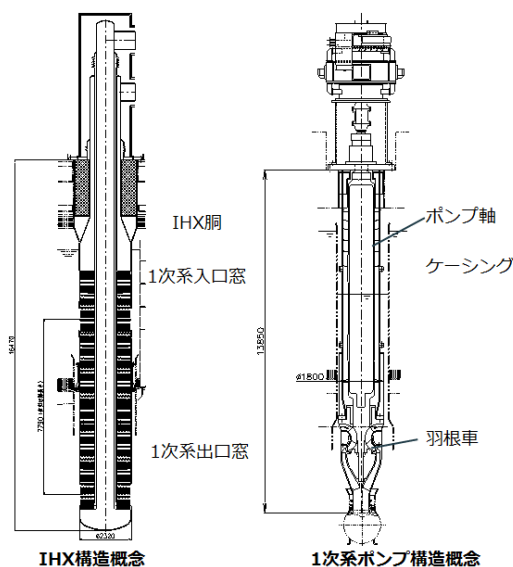


図 7 IHX(中間熱交換器)及び 1次系ポンプの構造概念

d. 建屋配置

構築した主要機器の基本構造を格納できるコンパクトな建屋を実現するため、以下の配置設計とした。2 次主冷却系及び崩壊熱除去系（DRACS）の 2 次系配管が極力短くなるように接続先の各機器を近傍に設置し、もう一つの崩壊熱除去系（IRACS）は、2 次系配管の引き回しを考慮して 2 次主冷却系室の近傍に配置する。SG は建屋南側の設置となるためタービン建屋は原子炉施設建屋の南側に配置する。これらの検討により最適な建屋配置概念を構築した。

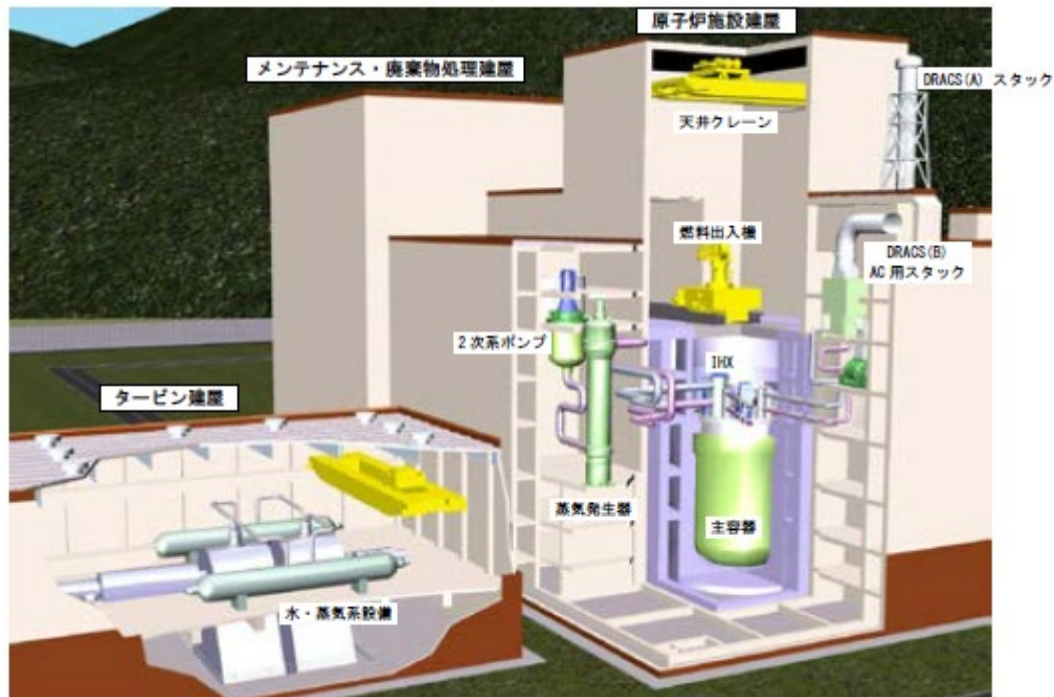


図 8 建屋配置概念図

3. まとめ

高い安全性、信頼性を確保しつつ、社会的要請に応じて柔軟に出力アップが可能なプラントを市場に提供するため、冷却系統ループ数の増加により出力アップするシナリオを策定し、出力 200MWe 級のプラントの基本構造概念を構築した。今後、同一構成の冷却系統を増設することにより出力アップすることを想定した基本構造概念を構築していく予定である。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Hiroshi Sakaba¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

新型炉部会セッション

原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(5) 固有安全性を活用した革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉

(5) Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*中原 宏尊¹¹日立GEニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

将来の我が国における高速炉サイクルの実現を目指し、特に革新技術として、金属燃料の固有安全、受動的な安全系の採用、乾式再処理と組合わせた高い核不拡散性に注目し、第4世代原子力システムの中でも技術的成熟度が高く、安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉の技術開発を進めている。その開発状況について報告する。

2. 背景と目的

我が国における高速炉開発では、より高い安全性と経済性、資源有効利用、放射性廃棄物対策、核不拡散性に加えて、国際協力による最新知見、開発コスト抑制などが重要となっている。さらに2050年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力は最大限導入される再生可能エネルギーとの共存、熱利用といった多様な社会的要請に応えることが期待されている。一方、米国では、静的安全系を採用して高い安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする、金属燃料小型高速炉の開発[1][2]が進められており、2020年代後半に高速中性子照射施設の建設を目的とした多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムや、商用を目指した先進的原子炉実証プログラム（ARDP: Advanced Reactor Demonstration Program）における高速炉 NatriumTMの開発が推進されている。

これらの米国プログラムによる高速炉の開発、実機実証を通じて、ナトリウム冷却材によるタンク型炉、金属燃料の採用、受動的な安全系の採用、小型モジュール化を特長とした革新技術について技術成熟度（TRL: Technology Readiness Level）のさらなる向上が期待される。日立GEでは、これら革新技術を2040年代に日本に導入することを目的として、高速炉開発ロードマップにおいて示された今世紀後半の高速炉導入に資する効率的な開発を目指している。

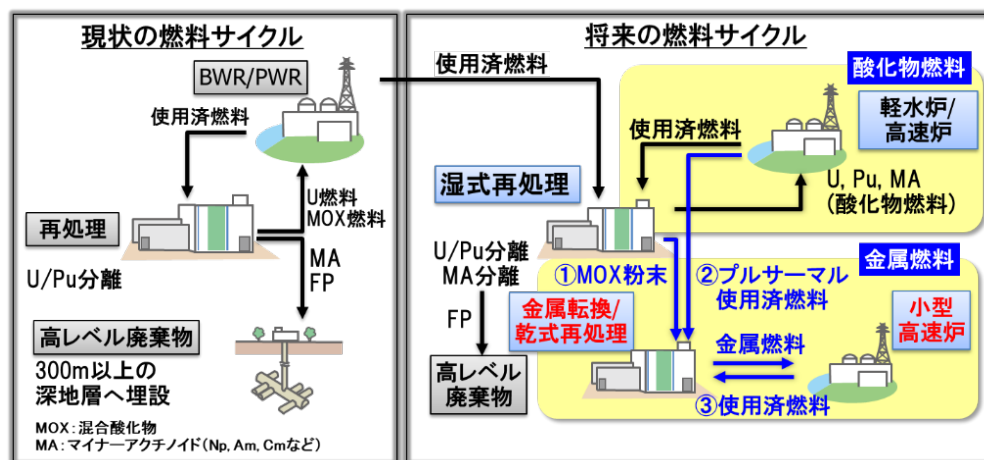


図1 金属燃料高速炉サイクル導入の構想

*Hiroataka Nakahara¹

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

3. 開発技術の概要と国内導入のねらい

金属燃料小型高速炉で開発する技術の特長を示す。冷却材とするナトリウムは、水と比べて沸点が高いため、すべての運転状態において沸騰に対する余裕があり、大気圧に近い圧力での運転を可能とする。また、タンク型原子炉容器中の1次系冷却材ナトリウムは、その大きな熱容量により出力変動に対する冷却材温度変動が比較的小さいという利点がある。

金属燃料(U-Pu-Zr 三元系合金燃料等)の物理的・化学的特性上の特長は、高燃料密度、高熱伝導度、低比熱、高熱膨張率、冷却材であるナトリウムとの良好な共存性である。このため、高い増殖性、高次アクチノイド生成抑制・燃焼特性、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度特性を有するほか、燃料ピン内の温度分布が平坦、酸化物燃料と比較して定常及び異常時の温度が低い、炉心に蓄えられている熱エネルギーが少ないなど、安全性・経済性上の利点がある。

さらに、事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的な安全系設備 RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System : 原子炉容器補助冷却システム) は、静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有し、初期投資・運転及び保守費用の抑制を実現している。

図1に我が国における将来の高速炉サイクルへの金属燃料導入の構想を示す。使用済燃料の再処理には電解精製をキー技術とする核不拡散性の高い乾式再処理技術を適用する。高速炉は、高速中性子の利用で燃料となる核分裂性物質を消費しつつ、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有し、燃料組成に対して高い柔軟性を有している。将来の燃料サイクルに向けて、金属燃料によるマルチサイクルの他、今後のプルサーマル利用で発生する使用済 MOX 燃料を原料に、金属転換、乾式再処理を経て金属燃料として使用することにより、使用済燃料の蓄積量を削減することが狙える。また、乾式再処理では Pu と MA が同時に回収されるため、金属燃料高速炉と乾式再処理を組み合わせることで高レベル放射性廃棄物の有害度低減が可能となる。

また、NatriumTMでは、ナトリウム冷却高速炉の高温と太陽熱発電利用で知られている熔融塩を使用した蓄熱技術との組み合わせにより、原子炉出力は定格出力を維持したままに、再生可能エネルギーの出力変動を補完する柔軟な出力応答を実現することが提案されており、実用化によって我が国でも機動性の観点から再生可能エネルギーとの共存の実現が期待される。

4. 開発項目

2018年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは21世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技術の国内実証に向けた初号機を2040年代に導入し、その後に商用炉を段階的に導入することを想定としている。

そこで、建設開始までに詳細設計、許認可の準備を効率的に進めるために、米国最新設計を活用した基本設計、実証試験の実施に向けて、現在、国内導入の概念設計、実証計画の具体化を計画している。国内導入に向けた開発においては日米の知見を活かし、必要とする技術の実現性の把握が重要となる。

表1に、必要と考えられる主要な要素技術の技術成熟度レベル(TRL)評価の概要を示す。総じて評価結果はTRL4(技術の実証段階)以上となっている。システム、機器について、多くは、既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用できTRL6(技術の実証段階)にあり、TRL6未満には米国で先行する実機建設の実績を開発に活かすなどでTRL6以上への向上に取り組むものとしている。

開発計画の立案に際して、金属燃料に関する高性能化(被覆管の照射・高温耐性向上、MA含有燃料)やシビアアクシデントの安全評価、RVACSの除熱性能、金属燃料サイクル等がTRL6未満となっていることが確認されている。これらから、今後優先して取り組む課題項目として以下と整理している。

- (1) 国内核燃料サイクル政策に整合した再処理、金属燃料及び炉心の成立性、安全性評価と評価手法の開発
- (2) 安全系の崩壊熱除去系となるRVACSの信頼性、安全性評価と評価手法の開発(外部事象を含む)

表 1 主要な要素技術の技術成熟度レベル (TRL) 評価概要(注 1)

項目	要素技術	TRL	備考
安全関連設備	・制御棒駆動機構 CRD 等 CRD、ロッドストップ、USS:Ultimate Shutdown System ・受動的炉停止系 自己作動型炉停止機構 SASS、ガス膨張機構 GEM、固有反応度フィードバック等 ・自然循環崩壊熱除去系 RVACS、蒸気発生器補助冷却系 SG-ACS	5	・反応度制御/能動的安全系は米で TRL6 ・固有/受動的安全性は米で TRL6、但し国内で耐震の炉心拘束は要検討 TRL5 ・崩壊熱除去系は米で TRL5
	・液位保持機能を持たせた格納容器 ・シビアアクシデント対策（安全解析ツール）	5	・格納機能は米で TRL5 ・安全解析ツールは米で TRL5、但し国内要検証
	・安全関連設備の外部ハザード等対策 ・耐震（水平免震）	5	・日米で TRL6 だが、サイト条件で設計対応要 ・免震は実証対応要で TRL 5
運転保守	・炉内の検査技術、運転、保守技術	5	・米で TRL5
	・ナトリウム漏えい検知技術	5	・日米で TRL5
炉心燃料	・金属燃料・被覆管・集合体 ・将来の性能向上（高燃焼度・高被覆管温度、MA 含有燃料）	6~*	・設計技術は TRL6 以上 * 高性能化は国内で TRL5
	・金属燃料炉心設計 ・金属燃料構造設計・評価手法	6~	・国内外知見の蓄積 ・国内燃料挙動解析コード
原子炉構造、冷却材系	・原子炉容器 ・燃料交換機（炉内燃料移送装置 IVTM）	4	・炉容器は米で TRL5 ・燃料取扱等は米で TRL4
	・ナトリウム冷却材系配管、弁、ポンプ等 ・中間熱交換器 ・蒸気発生器	4	・ポンプは米で TRL4 ・中間熱交換器は米で TRL6 ・蒸気発生器は米で TRL7
原子炉補助施設	・燃料出入機、燃料検査設備、燃料処理設備 ・冷却材純化系	6	・日米で TRL6
計装制御	・炉内計装 ・破損燃料検出設備	5	・炉内計装は米で TRL5
その他（原子炉本体外）	・原子炉に蓄熱システムを備えた中間熱輸送系を導入したシステム	5	・原子炉との組合わせの実証なく TRL5
	・乾式再処理および金属燃料製造 ・周辺技術（前処理、後処理等）	4*	* キー技術は TRL6 ・周辺技術は TRL4~5

TRL 1-2：基礎技術の研究段階

TRL 2-3：実現可能性を示すための研究段階

TRL 4-5：技術の開発段階

TRL 6：技術の実証段階

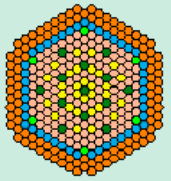
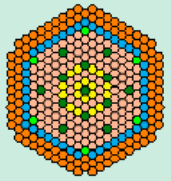
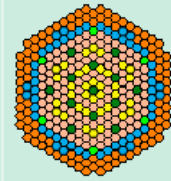
TRL 7-8：システムの試運転段階

TRL 9：システムの運転段階

(注 1) 国内評価は文献[3]の金属燃料高速炉特有技術部分、
米国評価は文献[4]の Appendix B Table B-1 を参考とした。

課題項目(1)については、軽水炉から高速炉への段階的な移行を想定し、酸化物燃料サイクルに整合性をもって金属燃料高速炉を導入するシナリオを検討している[5][6]。表 2 に、国内軽水炉の UO₂ 使用済燃料を原料とする炉心 A、プルサーマルの使用済 MOX 燃料を原料とする炉心 B、マルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を原料とする炉心 C のそれぞれについて、炉心特性の評価例を示す。いずれのケースも Pu の残存比（燃焼前後の Pu 量の比率）が 1 以上となることから、Pu の増殖による資源の有効利用が持続可能な見通しを得ている。なお、サイクルの諸量評価によって、すべての軽水炉が高速炉に移行する平衡期までに必要な Pu 量が使用済燃料から確保できる見通しを得ており、Pu バランスの観点で国内導入の成立性を見通しを得た。また、金属燃料の乾式再処理では Pu と MA を同時に回収できる利点があり、さらに Pu が単独分離の形で回収されない点で核不拡散性も高い手法である。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃棄物の有害度低減及び廃棄物減容の効果についても評価することを検討していく。

表 2 国内燃料組成に基づく炉心解析評価例

	炉心A	炉心B	炉心C
炉心構成	 - 炉心燃料 120体 - 内部ブランケット 30体 - 径方向ブランケット 45体 - 制御棒等 13体 - GEM※ 6体 - 反射体+遮蔽体 177体 ※GEM: ガス陽子モジュール	 - 炉心燃料 132体 - 内部ブランケット 18体 - 径方向ブランケット 45体 - 制御棒等 13体 - GEM※ 6体 - 反射体+遮蔽体 177体	 - 炉心燃料 114体 - 内部ブランケット 36体 - 径方向ブランケット 54体 - 制御棒等 13体 - GEM※ 6体 - 反射体+遮蔽体 168体
導入時期	導入初期(2040年)～	移行期前期(2060年)～	移行期後期(2090年)～ 平衡期～
燃料体数	炉心燃料:120体 内部ブランケット:30体 径方向ブランケット:45体	炉心燃料:132体 内部ブランケット:18体 径方向ブランケット:45体	炉心燃料:114体 内部ブランケット:36体 径方向ブランケット:54体
装荷燃料	・MOX粉末※由来 (※UO ₂ -SFの再処理回収物) ・Pu中のPuf含有率:62%	・プルサーマルMOX-SF由来 ・Pu中のPuf含有率:49%	・金属使用済燃料由来 (マルチリサイクルを想定) ・Pu中のPuf含有率:66～74%
使用済燃料	・Pu残存比:1.06 ・燃焼後のPuf含有率:65.9%	・Pu残存比:1.01 ・燃焼後のPuf含有率:52.7%	・Pu残存比:1.13 ・燃焼後のPuf含有率:パラメータ

課題項目(2)については、事故時の想定においても炉心冷却能力を担う崩壊熱除去系に採用された RVACS の除熱性能に対する信頼性検証のため、適切な裕度を有した設計となることを最新の CFD（数値流体力学）による伝熱流動解析を用いて確認することを進めている[7]。これまでに原子炉容器外側の空気系流路と内側の一次冷却材(ナトリウム)流路を組合せた 3 次元解析モデルを構築し、空気とナトリウムの自然循環を同時に計算できることを確認している。これにより、RVACS の熱流動定常解析による除熱性能を確認し、感度解析により除熱性能への影響因子の抽出を可能とする見通しを得ている。今後、過渡解析や外部事象を含めた影響因子の緩和検討を進めることにより、実証試験の合理化を含め、固有安全性に係る設計裕度評価を検討していく。

5. まとめ

固有安全性を活用する革新技術を採用した金属燃料小型高速炉は米国での開発、実機計画が進んでおり、2020 年代後半には建設、運開が期待され、高い実機実証のポテンシャルを持つ革新的原子炉の一つである。国内の核燃料サイクル政策に整合した金属燃料高速炉サイクルの成立性、受動的安全系の信頼性について国内導入へ適合できる見通しを得たことにより、これら革新技術に基づき、高速炉開発ロードマップにおいて

示された今世紀後半の高速炉導入に資する開発を進めていく。

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

- [1] B. Triplet, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012) .
- [2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4) .
- [3] 「高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ（第 10 回）」資料 4, (2018/6) .
- [4] “Advanced Demonstration and Test Reactor Options Study”, (ANL, INL, ORNL, January 2017) Appendix B Table B-1 Technology readiness levels for each system and subsystem for reactor deployment.
- [5] 渡邊他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I09 (2020).
- [6] 藤村他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I11 (2020).
- [7] 阿部他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I12 (2020).

新型炉部会セッション

原子カイノベーションを支える最新の新型炉開発の状況

Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

(6) 国内燃料サイクル柔軟性拡大へ寄与する軽水冷却高速炉

(6) Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*日野 哲士¹

日立GEニュークリア・エナジー

1. はじめに

沸騰水型原子炉（BWR）の炉心燃料の設計自由度を活用し、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減を図った軽水冷却高速炉の開発を進めており、その開発状況について報告する。

2. 背景と目的

日立は BWR プラントメーカーとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR の特徴を活かした軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR）の開発を進めてきた[1][2][3]。図 1 に RBWR の概要を示す。冷却水の沸騰および稠密燃料により水素対燃料の原子数比を減少させ、通常の軽水炉よりも中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトする。図 2 に RBWR の導入ビジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により、超ウラン元素（TRU）の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、既設炉にバックフィットし、現状の再処理および MOX 燃料製造技術の利用を前提とする四角格子 RBWR の開発も進めてきた。後述するように、まずはプルトニウム利用の促進により再処理工場の稼働率を向上し、使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決、原子力発電の維持に寄与することで、2050 年カーボンニュートラルに貢献すべく、本開発では四角格子 RBWR に注力する。

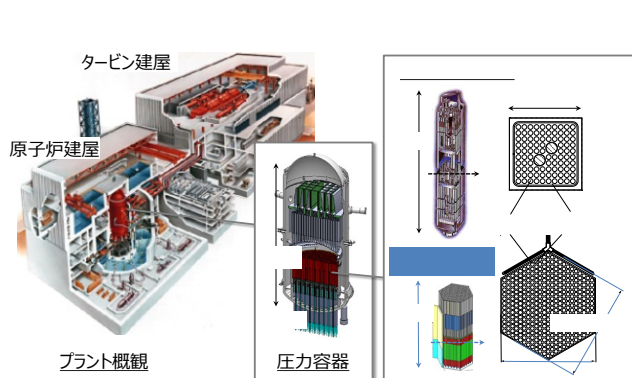


図 1 RBWR の概要

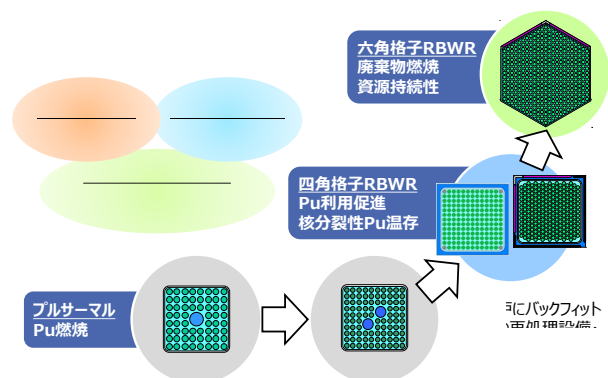


図 2 RBWR の導入ビジョン

3. 四角格子 RBWR の概要とねらい

図 3 に四角格子 RBWR で用いる燃料集合体の概要を示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR で取替容易なコンポーネントの交換および追加のみで実現をめざしたコンセプトである。図 3 の短尺燃料は、燃料棒を

*Tetsushi Hino¹

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

三角格子配列し、チャンネルボックス間の水ギャップに水排除板を設置、また制御棒にフォロアをつけることで、水を可能な限り排除し中性子エネルギーを高めることを重視している[4]。長尺燃料は、制御棒は既存のものを扱い、水排除板の追加設置も不要として、燃料集合体の交換のみで実現することを前提とした[5]。

図 4 に四角格子 RBWR のねらいを示す。四角格子 RBWR は、短尺および長尺燃料のいずれも、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量を増やすことで、プルトニウム利用量を現行 BWR プルサーマルの約 2 倍にできる見通しである。核不拡散の観点から、日本はプルトニウムを利用する分のみ再処理する方針であるが、燃料集合体当りのプルトニウム利用量を増やすことで、プルトニウムを利用できるプラントが限られる場合でも、再処理量を増やし、使用済燃料貯蔵量をより多く削減することができる。また、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量が増えることで、同じ量のプルトニウムを利用した場合に発生する使用済 MOX 燃料の体数も現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。

さらに、四角格子 RBWR は、プルトニウム利用量を増やしつつも、将来的に高速炉で使用済 MOX 燃料を再利用することを考慮し、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を現行プルサーマルよりも高く維持する。プルサーマル後の使用済 MOX 燃料は、長期保管され ^{241}Pu の崩壊が進むと、高速炉で再利用する際に、核分裂性プルトニウムの割合が比較的多い使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムと混合するなど、核分裂性プルトニウムの割合を高める必要がある[6]。四角格子 RBWR は、燃料稠密化による高速中性子スペクトルを利用し、長期保管後も、核分裂性プルトニウムの割合を単独で高速炉で再利用可能なレベルに維持することで、高速炉サイクル移行に必要とされる使用済燃料の保管量や再処理量の削減を図るねらいである。

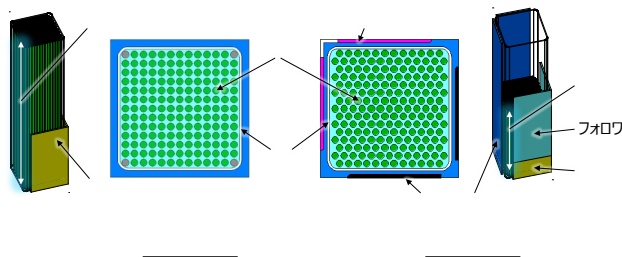


図 3 四角格子 RBWR の概要

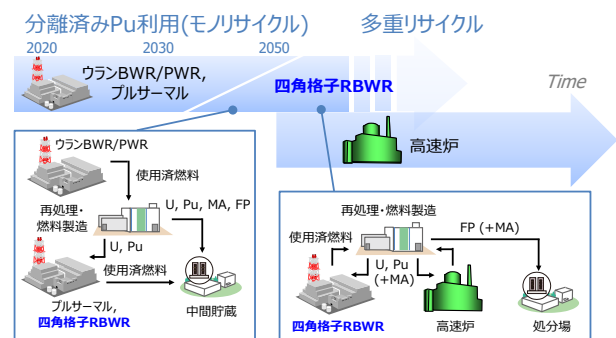


図 4 四角格子 RBWR のねらい

4. 開発項目

表 1 に RBWR の格子タイプ毎の技術成熟度レベル (TRL) および市場性について評価した結果を示す。四角格子は既設炉へのバックフィットが可能であり、早期の実用化が可能である。特に長尺燃料タイプは、短尺燃料タイプよりも開発要素が少なく、現行プルサーマルからの使用済 MOX 燃料体数削減効果も大きいことから、国内燃料サイクルの短中期課題と考えるプルトニウム利用促進へ大きく寄与できると考えている。

図 5 に四角格子長尺燃料の中性子エネルギースペクトルを現行 BWR および六角格子 RBWR と比較して示す。四角格子長尺燃料の特に集合体中央付近では、六角格子 RBWR と同様に熱中性子ピークがほとんどないスペクトルとなる。この特徴により、四角格子長尺燃料は、現行 BWR と同様にチャンネルボックス間の水ギャップを有しながらも、現行プルサーマルよりも使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合が高くなるが、これまでの BWR の中性子スペクトルと異なることから核特性解析手法の妥当性確認が必要となる。また、図 6 に熱水力パラメータを現行 BWR および既存の稠密燃料試験条件と比較して示す。四角格子長尺燃料は現行燃料と稠密燃料試験の間の領域となるが、特に、チャンネルコーナーがボイド率分布に及ぼす影響に対する、熱水力解析手法の妥当性も同様に確認する必要がある。

表 2 に四角格子 RBWR の現状設計例でのプルトニウム含有率と燃焼度を示す。プルトニウム含有率は現行再処理および MOX 燃料製造技術の範囲内ではあるが、既存の照射実績を超えるため、炉外材料試験デー

タや照射試験データを蓄積していく必要がある。

表 1 RBWR の TRL および市場性の評価結果

格子タイプ	TRL	評価結果
四角格子 (長尺)	5	- 主な開発要素は、炉心解析妥当性評価、燃料ペレットおよび被覆材の炉外材料・照射試験データ蓄積に限定される - 短中期課題であるプルトニウム利用促進への効果大 - 再処理、MOX 燃料技術進展に伴い、高速炉サイクル実現までのマイナーアクチニド (MA) 蓄積量削減などへの寄与も期待できる
四角格子 (短尺)	4	長尺タイプよりも高転換比が得られるが、長尺タイプの開発要素に加え、フォロア付き制御棒および水排除板など炉内構造の開発が必要
六角格子	3	- 狭隘な集合体・炉内構造、高プルトニウム・MA 含有ペレット、従来実績を大きく超える燃焼度に適用する被覆管の開発が必要 - TRU 燃焼炉としての市場性の可能性があるが、Na 冷却高速炉の実用化状況、社会状況に依存

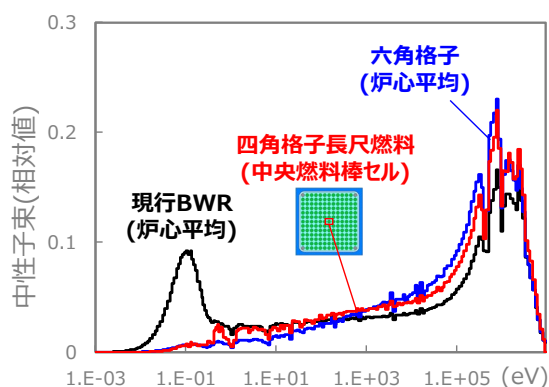


図 5 中性子エネルギースペクトル

	現行燃料	四角格子	稠密燃料試験*
燃料棒配列	正方	正方	三角
燃料棒外径 (mm)	10~12	8.0	12.3,13.0 6.4,7.1
燃料棒間ギャップ(mm)	2.5~4	2.0	1.0,1.3 1.5~2.3
水力等価直径(mm)	10~14	6.1	2.4~4.4 4.2~6.5

* W. LIU, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 44, pp. 558-571 (2007)
M. KURETA, et al., JAEA-Data/Code 2006-007 (2006)
B.W. LETOURNEAU, et al., WAPD-TM-1013 (1975)

図 6 熱水力パラメータ

表 2 プルトニウム含有率と燃焼度

	四角格子長尺燃料 設計例	従来知見範囲 (実績など)
集合体平均 プルトニウム含有率 (wt%)	~13	- 臨界試験は核分裂性プルトニウム富化度 16wt%までのデータあり - 照射試験はプルトニウム含有率 14.3wt%までのデータあり
ペレット最高 プルトニウム含有率 (wt%)	18	
バンドル平均 MA 含有率 (wt%)	~*	
取出平均燃焼度 (GWd/t)	55	ノード最高燃焼度 80GWd/t までの照射データあり
ノード最高燃焼度 (GWd/t)	~90	

* ^{241}Pu の崩壊で生成される ^{241}Am 除く

5. まとめ

日立は燃料サイクルの短期から長期のさまざまな課題に対応するため、BWR をベースとした軽水冷却高速

炉 RBWR のバリエーションを検討してきた。開発要素が相対的に少なく、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減により、国内燃料サイクルの柔軟性拡大に寄与できると考え、四角格子長尺燃料を用いた RBWR の開発に注力して進める。

謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

- [1] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)
- [2] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)
- [3] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)
- [4] 三輪他,” 軽水冷却高速炉の開発(3) Pu 利用に適用する四角格子炉心の核・熱水力特性長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会 1I07 (2020)
- [5] 三輪他,” 軽水冷却高速炉の開発(6) 現行炉心からの移行性を高めた Pu 利用向け四角格子炉心概念”, 日本原子力学会 2021 年春の年会 3B09 (2021)
- [6] 高増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書 -(1)原子炉プラントシステム- (2006)