

Fri. Sep 18, 2020

Room A

Planning Lecture | Joint Session | Health Physics and Environment
Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee[3A_PL] Current activities and future
perspectives of Research Group on
Radiological Aspects of Emergency
Countermeasures andChair: Itsumasa Urabe (Fukuyama Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)[3A_PL01] Activities of Health Physics and
Environment Science Subcommittee in
connection with Research Group on
Radiological Aspects of Emergency
Countermeasures and*Takatoshi Hattori¹ (1. CRIEPI)[3A_PL02] Current situation of environmental
radiation monitoring and activities of
Radiation Science and Technology
Subcommittee*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[3A_PL03] Discussion

*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2
NARO)

Room B

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[3B_PL] Grand Challenge of Japanese Nuclear

Chair: Ken Nakajima (President of AESJ)
1:00 PM - 2:00 PM Room B (Zoom room 2)

[3B_PL01] Grand Challenge of Japanese Nuclear

*Yoshiaki Oka¹ (1. Atomic Energy Commission)

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3D_PL] Rethinking Code of Ethics and Ethical
BehaviorChair: Kyoko Oba (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)[3D_PL01] Statement of the AESJ Ethics Committee on
the incident of receipt of cash-and-gifts
committed by KEPCO*Shin-etsu Sugawara¹ (1. KANSAI Univ.)

[3D_PL02] About Draft Revision of AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | International
Nuclear Information Network[3E_PL] Outline of joint research projects in the
OECD/NEA after 1F-accidentChair: Yukinori Hirose (Toshiba ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)[3E_PL01] Outline of joint research projects in the
OECD/NEA after 1F-accident*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

Room G

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee on Advanced
Hydrogen Safety[3G_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear
plantsChair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)[3G_PL01] Activity report of the special committee on
advanced hydrogen safety*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City University)[3G_PL02] Validation analysis results on hydrogen
diffusion and combustion by CFD using
existing experimental data*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)[3G_PL03] Preliminary CFD analyses on hydrogen
diffusion and combustion in container vessel
of PWR and accumulated knowledge for
advancing hydrogen safety*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)[3G_PL04] Public release of the CFD code of hydrogen
behavior*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics
Division[3H_PL] R&D status for Fuel Removal on
Fukushima Daiichi Nuclear Power PlantsChair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)[3H_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi
Accident and Fuel Debris Information

Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Overview of R&D status on Criticality
Control Technique for Fukushima Daiichi
Fuel Debris

*Makoto Nakano^{1,2} (1. IRID, 2 MHI)

[3H_PL03] Important Issues in terms of Criticality
Safety

*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor
Division

[3I_PL] Status of technology development
recommended for safety standard
demonstration reactor of SFR

Chair: Takaya Ito (MFBR)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[3I_PL01] Overview of safety enhancement
technologies

*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[3I_PL02] Recriticality-elimination technology

*Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology

*Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[3I_PL04] Three-dimensional seismic isolation
technology

*Tsuyoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

Room J

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

[3J_PL] 2019 Award Commemorative lecture of
Social and Environmental Division

Chair: Shoji Tsuchida (Kansai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[3J_PL01] Dynamics of Nuclear Power Public Opinion

*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

[3J_PL02] Transition of Nuclear Public Opinion and
Information Acquisition Behavior

*Hiroshi Kimura¹ (1. Kimura Learning
Consultant)

[3J_PL03] Public Opinion Concerning Nuclear Energy
and AESJ members' perception

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety
Division

[3K_PL] Safety of Advanced and Innovative
Nuclear Reactors and the Preparation of
Regulatory Infrastructure

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[3K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentarō Funaki¹ (1. METI)

[3K_PL02] Safety design features of innovative
reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[3K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature
of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[3K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other
countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on
Particle Accelerator and Beam Science

[3L_PL] Present status of Accelerator Application
in Fukushima Prefecture

Chair: Kai Masuda (QST)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[3L_PL01] Boron Neutron Capture Therapy

*Yoshihiro Takai¹ (1. Southern Tohoku BNCT
Research Center)

[3L_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using
Accelerator-produced Alpha-emitters

*Kohshin Washiyama¹ (1. Fukushima Med. Univ.)

[3L_PL03] Nano-Particle Assisted Laser
Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass
Spectrometry

*Shu Taira¹ (1. Fukushima Univ.)

Planning Lecture | Joint Session | Health Physics and Environment Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee

[3A_PL] Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures and

Chair: Itsumasa Urabe (Fukuyama Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[3A_PL01] Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures and

*Takatoshi Hattori¹ (1. CRIEPI)

[3A_PL02] Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[3A_PL03] Discussion

*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2 NARO)

保健物理・環境科学部会 放射線工学部会 合同セッション

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

(1) 放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

(1) Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

*服部 隆利¹¹電力中央研究所

1. 緒言

保健物理・環境科学部会は、2011年4月に発足した原子力安全調査専門委員会放射線影響分科会、2012年6月に発足した福島特別プロジェクト及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（学会事故調）に参画し、福島第一原子力発電所事故後、福島復興を目指した様々な活動を継続してきた。以下にその主な活動を紹介する。

2. 主な活動内容

2-1. 放射線影響分科会

標記分科会を通じた当部会の主な活動は、提言等の発表（2011年5、6、8、11月、2012年9月）、緊急シンポジウム（2011年5月）における汚染状況マップと大気拡散の解析結果の発表、福島県対話フォーラム（2011年11月、2012年1、2(2回)、5、8、9、11月、2013年2月）における除染に向けたモニタリングと放射線影響に係る講演ならびに2時間にわたる住民との直接対話であった。最初の提言では、空間線量率や放射性物質の土壌濃度等のマップの早急な作成と住民に理解しやすい方法での公開等を促すとともに、緊急シンポジウムでは、そのマップの先駆けとして、2011年4月の時点で公表されていた情報をもとに、福島県内の空間線量率マップを報告した。また、フォーラムでの対話集会では、1) 質問の範疇が極めて広い専門分野にわたること、2) 月日の経過とともに説明対象となる様々な基準・考え方・公表される線量推計値等が変化していくこと、3) 質問にはすぐ回答しなければならないが、正確な信頼できる根拠に基づき定量的に回答するためには時間が必要なこと、4) 質問者の抱えている悩みはそう簡単に共有できないこと、等が回答する立場となる専門家にとって難しい点であった。

2-2. 学会事故調

学会事故調の議論に参加し、その最終報告書では、被ばく線量測定、初期対応としての環境放射線モニタリング、放射線影響、住民と従事者の長期的健康管理について執筆を担当した。

2-3. 福島特別プロジェクト

標記プロジェクト主催のシンポジウム（2012年から毎年開催）、福島県のリスクコミュニケーション活動（2013年12月、2014年6、10月、2015年6月）、除染質問コーナーにおけるQ&A対応（2013年11月、2014年3月、2015年1、2月）、地元との交流イベント（2019年7月）等に参加・協力した。

2-4. 部会企画セッション

震災後9年間の全18回開催された当学会の春の年会及び秋の大会での部会企画セッションにおいて、福島第一事故に関連するテーマを中心に取上げ、学術的かつ実務的な議論を重ねてきた。

3. 福島復興に向けて

当部会は、今後も福島特別プロジェクトを通じて、科学的な事実を判りやすく誠実に伝えられる専門家集団として、福島県のニーズに継続して応えていく所存である。

「2020 春予稿からの転載」

*Takatoshi Hattori¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

(2) 環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

(2) Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*眞田 幸尚¹

¹日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門

1. はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第1原子力発電所(1F)事故から8年経過した現在、環境中における放射線モニタリングは原子力規制庁が中心となり、様々なモニタリングが実施されている。残されている避難指示区域の解除は、被災地域における重要な政策の一つであり、住民の帰還に資するきめ細かいモニタリングが求められている。2018年度より日本原子力研究開発機構が行ってきた、1Fに近い双葉町、大熊町、富岡町の特定復興再生拠点におけるモニタリングと被ばく評価をパッケージングした評価は、2020年3月の一部解除の基礎データとなっている。本発表では、環境中でのモニタリング活動の現状と放射線工学部会の事故後の活動について紹介する。

2. 環境モニタリングの現状

2-1. 陸域のモニタリング

事故直後より、人手による空間線量率のモニタリングだけでなく、車両、有人のヘリコプター及びUAVがモニタリングに活用されている。モニタリングデータは、事故後8年の間にいわゆる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。空間線量率の実効半減期は、事故直後は1年以下の速い速度で減少し、近年では3-5年程度と評価されている。また、異なった手法を相互比較することにより土地利用の違いや地面の被覆状況による空間線量率の減少傾向の違いが考察されている。これらのデータを元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. 海域のモニタリング

海域においては、海水や海底土のモニタリングが関係機関によって継続的に行われている。それらの情報と海底地形の測量結果を重ね合わせ汚染分布の状況が可視化できている。特に、海底が窪んだ地形になっている場所には放射性セシウムの濃度上昇が確認されている場所があるものの、全体のインベントリーとしては数%程度に過ぎない。また、それらのモニタリングデータの経年変化から表層海底土における放射性セシウム濃度は物理的半減期よりも早い速度で減少している。特に河口域等では鉛直分布の変化が確認されているが、その堆積過程のメカニズムの解明も進んでいる。また、台風等のイベントにより陸域から海域への放射性セシウムの移行状況についても明らかになりつつある。

3. 放射線工学部会の活動

事故直後から放射線工学部会では、環境修復、安全確保に向けた取り組みを強化し、専門家集団として責任を果たすとともに、その内容を一般の方々に広く発信していくことが必要であるとの考えに基づき、以下の4つのワーキンググループを立ち上げ、活動を行ってきている。(1) 環境モニタリングWG, (2) 測定技術WG, (3) 線量概念検討WG及び(4) 国産安全解析コード開発戦略検討WGである。これらの活動内容は、学会の企画セッション等を利用し、報告されてきた。本発表ではこれらのWGの活動の概要を紹介する。

・本予稿は原子力学会2020年春の年会から転載である。

*Yukihisa Sanada

¹Japan Atomic Energy Agency, Fukushima Environmental Safety Center

(Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[3A_PL03] Discussion

Future perspectives from the view of radiation effects

*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2 NARO)

放射線影響分科会は福島事故後、放射線被害と社会混乱を最小限にとどめることを目指し、放射線被ばくのリスクをめぐる情報の整理と一般の人との対話を継続してきました。事故9年を迎えた現状においても、環境修復と被ばく線量低減化対策、住民の被ばく線量の再構築、また除染により除去された土壌等に関連しても多くの残された課題があります。本企画では分科会に関わる3部会（分野）での企画や一般発表を中心とした動向を総括するとともに、飯舘村長泥地区での再生利用実証事業例も参照しながら、行政側および専門家側の双方の立場から住民との協働・合意形成における課題について理解を深め、今後の分科会のあり方について議論を行います。

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[3B_PL] Grand Challenge of Japanese Nuclear Nuclear Policy and Issues

Chair:Ken Nakajima(President of AESJ)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:00 PM Room B (Zoom room 2)

[3B_PL01] Grand Challenge of Japanese Nuclear *Yoshiaki Oka¹ (1. Atomic Energy Commission)

招待講演

グランドチャレンジ:日本の原子力の大挑戦
原子力政策と課題

Grand Challenge of Nuclear Community in Japan

*岡 芳明¹¹内閣府原子力委員会

1. グランドチャレンジ:日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカー/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力:成果と停滞、原子力発電所の輸出:日本が輸出を考えるべきだったのは1970年代、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は? 日本の原子力の1990年代からの停滞の原因と対策:まず課題の認識を、なぜグランドチャレンジが必要か、なぜ英語で検索する必要があるのか。

2. 原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方:各ステークホルダーの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、高速炉開発について(見解)、核燃料サイクルと高速炉:中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。フランスの核燃料サイクル政策、人材育成(見解)、大学原子力教育、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について(見解)、TMI事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

3. コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備(見解)コミュニケーションのインフラ作り、日本のコミュニケーションの課題例、原子力は極めて危険?自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション?・容易でない、安全(リスク)の説明は規制側の役割

4. 研究開発機関の役割と知識基盤

JAEAの中期目標の変更について(答申)、原子力利用の知識基盤、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、

5. 日本の原子力政策の考察

演繹型ではなく帰納型の思考を、上から目線では帰納型の思考ができない、研究や安全の話に偏りすぎ、餅は餅屋に、餅屋がいなければ育てるしかない、自己改善の仕組みを持つのが良い、生き残りをかけて努力する必要がある、負けに不思議の負けなし、まず問題の認識を

6. 原子力の役割

日本の課題の例、原子力発電の特徴と役割、原子力は発展性のある分野

*Yoshiaki Oka¹¹Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3D_PL] Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

Draft revision of code of ethics based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[3D_PL01] Statement of the AESJ Ethics Committee on the incident of receipt of cash-and-gifts committed by KEPCO

*Shin-etsu Sugawara¹ (1. KANSAI Univ.)

[3D_PL02] About Draft Revision of AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

-Draft revision of code of ethics

based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸¹, *菅原 慎悦²

¹日本原電, ²関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程, 倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは、1998 年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後、約 1 年の準備期間を経て、日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第 1 回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのは JCO 臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき、2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後、日本原子力学会は、制定委員会の精神を継承する組織として、常設委員会としての倫理委員会を設置し、第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は、(1)本会の制定した倫理規程（前文、憲章、行動の手引）の改定案の作成等、倫理規程に関する事項、(2)倫理問題の事例集や教材の発行、(3)研究会等の実施、(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査、(5)倫理問題に関する意見の表明、(6)その他必要な事項、の 6 点が定められている（倫理委員会規程第 2 条）。

また、倫理委員会発足時から承継している委員の責務として、(1)倫理規程制定の基本精神に基づき、規範は時代とともに変化するものであることを忘れず、常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに、その遵守状況を見守っていくこと、(2)会員が、原子力界はもとより、昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を、常に自らの問題として捉えられること、(3)会員が、原子力に携わる者、あるいは技術者として、誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること、(4)自己の確立に向け、会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること、の 4 点を掲げている（倫理委員会運営細則第 3 条）。

これら任務と責務を踏まえ、倫理規程の改定、倫理規程の浸透等のための研究会の開催、学会年会・大会における企画セッション、事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は、学会誌アトモスにとりまとめている^[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後、これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011 年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」）が起き、事故に関わる倫理的な問題、あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか、また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね、2014 年の改定を行った。この改定では、米国 PE 協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに、事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya¹ and * Shin-etsu Sugawara²

¹ JAPC, ² Kansai Univ.

表 1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ 2 次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第 1 回会合	JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	・ 倫理規程改定 2003 年（1 回目） 2005 年（2 回目） 2007 年（3 回目） 2009 年（4 回目） ・ 倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所 3 号機 2 次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2016	倫理規程改定（6 回目）	
2018	倫理規程改定（7 回目）	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する（行動する）重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の 5 点も重視した。

2016 年の改定を経て，現行の倫理規程は 2018 年 1 月に改定したもので，1 F 事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会ではほぼ終えていた 2017 年の秋以降，自動車メーカーによる不適切な完成検査や素材メーカーによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019 年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った^[3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019 年 9 月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書（2019 年 9 月 11 日）や第三者委員会調査報告書（2020 年 3 月 14 日）をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性（憲章 4），行動原理（憲章 1），組織文化の醸成（憲章 7）の 3 点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて、1F事故後に行われてきた多くの改革は、事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし、本件のように、調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば、事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては、上記のような観点から議論を積み上げつつ、委員会としての「見解」を作成中である（2020年7月末現在）。倫理委員会では、これまでも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い、意見表明を行ってきた¹⁴⁾。現在、新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下、メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが、「見解」をとりまとめの上、倫理委員会 HP（<http://www.aesj.or.jp/ethics/>）等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では、倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった、原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば、本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から、原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか、という意見があった一方で、本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも、自律的なマネジメントを阻害している点は見逃げない、とする見方もあった。さらに、既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ、法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり、とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか、といった議論も為された。

また前節に述べたように、本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが、それらは従来の倫理規程においても深く認識され、憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず、それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ、また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ、学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに、同様の問題が幾度も発生してしまうことは、倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは、との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では、倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが、この「見守る」の意味や具体的な行動については、従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では、一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし、またその範を超えるべきでもないと考えるが、会員個々の所属組織とは別の、緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について、この改定を機に改めて議論したい。

このほか、問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず、葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか、との意見もあった。序章に述べたように、1F事故以降、倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし、これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず、ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう、学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお、本件「見解」の取りまとめの過程では、この他にも数多くの論点が出され、委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は、あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることをお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2で述べた品質不正問題の議論を経て、次の倫理規程改定に向けた検討を、2019年4月から本格的に開始した。重要な論点として3で述べた金品授受問題も加えて、会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。2019年7月時点の検討状況を表2に示す。

表2 倫理規程改定に係る主な検討状況※1

検討箇所※2	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して、組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が、社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて、「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて、「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて、原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や、社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相手方は、「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要はないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけでなく、「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は、「分野横断的な取り組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第117回倫理委員会（2019年7月9日）時点

※2：番号は、現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_02_02/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し、総合討論を行う。総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め、2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ、その後にパブコメの実施（2 ヶ月間）、パブコメでいただいたご意見の検討を行い、最終案をとりまとめ学会理事会に上申していく。

参考文献

- [1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019.
- [2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019.
- [3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01，2019.
- [4] 倫理委員会，意見表明一覧．http://www.aesj.or.jp/ethics/03_03_051/

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

-Draft revision of code of ethics

based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸¹, *菅原 慎悦²

¹日本原電, ²関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程, 倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは、1998 年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後、約 1 年の準備期間を経て、日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第 1 回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのは JCO 臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき、2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後、日本原子力学会は、制定委員会の精神を継承する組織として、常設委員会としての倫理委員会を設置し、第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は、(1)本会の制定した倫理規程（前文、憲章、行動の手引）の改定案の作成等、倫理規程に関する事項、(2)倫理問題の事例集や教材の発行、(3)研究会等の実施、(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査、(5)倫理問題に関する意見の表明、(6)その他必要な事項、の 6 点が定められている（倫理委員会規程第 2 条）。

また、倫理委員会発足時から承継している委員の責務として、(1)倫理規程制定の基本精神に基づき、規範は時代とともに変化するものであることを忘れず、常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに、その遵守状況を見守っていくこと、(2)会員が、原子力界はもとより、昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を、常に自らの問題として捉えられること、(3)会員が、原子力に携わる者、あるいは技術者として、誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること、(4)自己の確立に向け、会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること、の 4 点を掲げている（倫理委員会運営細則第 3 条）。

これら任務と責務を踏まえ、倫理規程の改定、倫理規程の浸透等のための研究会の開催、学会年会・大会における企画セッション、事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は、学会誌アトモスにとりまとめている^[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後、これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011 年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」）が起き、事故に関わる倫理的な問題、あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか、また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね、2014 年の改定を行った。この改定では、米国 PE 協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに、事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya¹ and * Shin-etsu Sugawara²

¹ JAPC, ² Kansai Univ.

表 1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ 2 次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第 1 回会合	JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	・ 倫理規程改定 2003 年（1 回目） 2005 年（2 回目） 2007 年（3 回目） 2009 年（4 回目） ・ 倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所 3 号機 2 次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2016	倫理規程改定（6 回目）	
2018	倫理規程改定（7 回目）	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する（行動する）重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の 5 点も重視した。

2016 年の改定を経て，現行の倫理規程は 2018 年 1 月に改定したもので，1 F 事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会ではほぼ終えていた 2017 年の秋以降，自動車メーカーによる不適切な完成検査や素材メーカーによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019 年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った^[3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019 年 9 月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書（2019 年 9 月 11 日）や第三者委員会調査報告書（2020 年 3 月 14 日）をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性（憲章 4），行動原理（憲章 1），組織文化の醸成（憲章 7）の 3 点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて、1F事故後に行われてきた多くの改革は、事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし、本件のように、調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば、事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては、上記のような観点から議論を積み上げつつ、委員会としての「見解」を作成中である（2020年7月末現在）。倫理委員会では、これまでも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い、意見表明を行ってきた¹⁴⁾。現在、新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下、メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが、「見解」をとりまとめの上、倫理委員会 HP（<http://www.aesj.or.jp/ethics/>）等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では、倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった、原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば、本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から、原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか、という意見があった一方で、本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも、自律的なマネジメントを阻害している点は見逃げない、とする見方もあった。さらに、既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ、法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり、とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか、といった議論も為された。

また前節に述べたように、本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが、それらは従来の倫理規程においても深く認識され、憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず、それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ、また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ、学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに、同様の問題が幾度も発生してしまうことは、倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは、との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では、倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが、この「見守る」の意味や具体的な行動については、従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では、一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし、またその範を超えるべきでもないと考えるが、会員個々の所属組織とは別の、緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について、この改定を機に改めて議論したい。

このほか、問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず、葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか、との意見もあった。序章に述べたように、1F事故以降、倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし、これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず、ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう、学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお、本件「見解」の取りまとめの過程では、この他にも数多くの論点が出され、委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は、あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることをお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2で述べた品質不正問題の議論を経て、次の倫理規程改定に向けた検討を、2019年4月から本格的に開始した。重要な論点として3で述べた金品授受問題も加えて、会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。2019年7月時点の検討状況を表2に示す。

表2 倫理規程改定に係る主な検討状況※1

検討箇所※2	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して、組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が、社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて、「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて、「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて、原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や、社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相手方は、「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要はないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけでなく、「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は、「分野横断的な取り組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第117回倫理委員会（2019年7月9日）時点

※2：番号は、現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_02_02/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し、総合討論を行う。総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め、2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ、その後にパブコメの実施（2 ヶ月間）、パブコメでいただいたご意見の検討を行い、最終案をとりまとめ学会理事会に上申していく。

参考文献

- [1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019.
- [2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019.
- [3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01，2019.
- [4] 倫理委員会，意見表明一覧．http://www.aesj.or.jp/ethics/03_03_051/

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

[3E_PL] Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

Chair:Yukinori Hirose(Toshiba ESS)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[3E_PL01] Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究プロジェクト活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA の構成

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。7 個の委員会があり、その下にさらに細分化された研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が設置され、情報交換が行われている。重要課題についてはアドホックに専門家会合（EG: Expert Group）が設置されることもある。また、参加国・機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。



図 1 OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、1F から実際に燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃

炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営を担当している。

この提言に基づいて、2017 年 1 月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二つの研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。1F での燃料デブリ取出しは想定より遅れる見通しであり、現在、PreADES と ARC-F の後継プロジェクトをどのように設置するかについて意見交換が進められているところである。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012 年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015 年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019 年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。BSAF/BSAF2 で得られた知見は、後述の ARC-F プロジェクトに引き継がれて検討が進められている。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

前述の SAREF の提言を受けて、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（当初予定したプロジェクト期間：2017.7～2020.7）。2020.2 月会合において、燃料デブリ取出しの遅れや COVID-19 の影響等を考慮し、プロジェクト期間を半年間延長することで合意した。現在、ARC-F プロジェクトの進捗も含めて、1F での本格的な燃料デブリ取出しまでの期間での OECD/NEA における後継プロジェクトをどのような形で進めるかの議論が行われている。

表 1 に PreADES のタスク構成を示す。Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。また、TCOFF からの提案による共同タスクフォースが PreADES の元で進んでいる（後述）。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。

表 1 PreADES プロジェクトのタスク構成

Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization	
1-1: Estimated properties of fuel debris	
1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics	
Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses	
2-1: Needs for fuel debris analysis	
2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis, transport, treatment, storage and disposal	
2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities	
Task-3: Planning of a future international R&D framework	
3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs	

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト (ARC-F)

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト (ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) は、SAREF の提言を受けて、2019 年 1 月から 2021 年 12 月までの 3 か年の予定で進められている。ARC-F は、事故進展解明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含む BSAF/BSAF2 のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-F は以下の 3 個の Task で構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1 では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2 では、FP 移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。OECD/NEA においては、現在、前述の PreADES、後述の TCOFF と、この ARC-F が 1F 関連プロジェクトとされ、定期的に情報交換が行われている。Task-3 は、前述したように他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後議論が進められる予定である。ARC-F の運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト (ROSAU)

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応 (MCCI: Molten Core Concrete Interaction) への影響、RPV 内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト (ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties) が米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) の運営により 2019 年 6 月に開始された。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他が ANL を技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF)

文科省が提唱した東京電力 (株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン (平成 26 年) に基づき、1F 廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省から OECD/NEA に研究資金が提供され、1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station) が立ち上がった (プロジェクト期間: 2017.6~2020.7)。現在、報告書のとりまとめが行われている (2020 年 7 月時点)。TCOFF では、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に携わっていない基礎科学の専門家を交えたシナジーにより、燃料デブリや核分裂生成物 (FP: Fission Products) に係る研究課題について主に材料科学的な検討を進め、得られた知見を PreADES や ARC-F 等の国際プロジェクトや国内の 1F 廃炉関連研究に提供している。TF1: デブリと溶融燃料、及び、TF2: FP で構成され、各国・機関で開発されている熱力学データベースの高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、蒸発性 FP の熱力学データの拡充、燃料デブリからの FP 浸出、等の要素課題に関する情報交換が進んでいる。

燃料デブリの特性に関する知見は、PreADES で進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性 FP に関する新たなデータは ARC-F プロジェクトで活用される予定である。さらに、TCOFF から PreADES に対し、1F で採集された堆積物中のウラン含有物質の生成メカニズムの共同検討が提案され、現在 TCOFF メンバーも加わって検討が進められている。TCOFF の運営は NEA 自身が担当し、原子力機構の CLADS がテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、ユニークな試みとして、TCOFF 研究基金を創設して基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダの

デルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが取得された。これらの活動は高く評価されており、現在、TCOFF 参加機関に新たなメンバー(フィンランド VTT 研究所、カナダ CNL 研究所等)を加え、フェーズ 2 に向けた予備検討が進んでいる。TCOFF は共通基盤的な基礎知見を議論する場として、1F 廃炉だけでなく、後述の軽水炉事故耐性燃料の評価研究等とも融合する形が議論されている。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合 (EGATFL)

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究が進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃料 (ATF: Accident Tolerant Fuel) への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された (2012 と 2013 年に CSNI と NSC 共催でワークショップ開催)、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合 (EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors) が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース (TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料) で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。表 2 に、EGATFL で扱った主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念 (属性) の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度 (TRL: Technology Readiness Level)」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、要素技術ごとに技術成熟度の評価を行った。EGATFL は 2019 年 1 月に最終会合を行い終了した。そこでの検討結果は、OECD/NEA 報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。システムとしての課題評価を TCOFF フェーズ 2 で実施しようという意見が出ている。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクト (QUENCH-ATF) の予備検討が現在行われている。米国、フランス、スイス、ロシア、日本等が予算拠出を検討している。

表 2 EGATFL で検討した ATF 要素技術

ATF 要素技術
被覆管、その他燃料集合体部材
・ コーティング Zry、改良 Zry ・ SiC 系材料 ・ 先進鋼材 ・ 高融点金属 (Mo 等) ・ 先進制御棒、事故耐性制御棒
新たな燃料概念
・ 高度化二酸化ウラン燃料 ・ 高熱伝導度燃料 ・ 高密度燃料 ・ TRISO 型燃料

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト (TAF-ID)

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる先進燃料用の熱力学データベースに関連する知見を統合し、国際標準データベースとして整備しようという検討が進んでおり、日本からは原子力機構と電中研が検討の主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、整備された TAF-ID データベース[5]は核燃料の基礎科学について様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2 燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースをそれぞれ提供する等で、TAF-ID データベース開発に大きく貢献した。

2018 年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ 2 が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述の TCOFF に対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFF は得られた基礎データを TAF-ID に提供することで連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F 事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNI と NSC の 2 つの委員会傘下での活動について概説した。1F 廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。国内の若手・中堅研究者には、国際会議等での論文発表だけでなく、このような国際協力場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただければ幸いである。

(本稿は 2020 春の年会の予稿からの転載)

参考文献

- [1] OECD/NEA, <https://www.oecd-neo.org/>
- [2] SAREF report, <https://www.oecd-neo.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf>
- [3] BSAF report, <http://www.oecd-neo.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf>
- [4] EGATFL report, <http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm>
- [5] TAF-ID database public version, <https://www.oecd-neo.org/science/taf-id/taf-id-public/>

*Masaki Kurata¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3G_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[3G_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City University)

[3G_PL02] Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3G_PL03] Preliminary CFD analyses on hydrogen diffusion and combustion in container vessel of PWR and accumulated knowledge for advancing hydrogen safety

*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3G_PL04] Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

村松 健¹¹東京都市大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に軽水型原子力発電施設については、日米における2回のシビアアクシデントの経験を踏まえ、継続的安全性向上の観点から一層の研究を進めることが重要と認識されており、資源エネルギー庁では、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の一環として「水素安全対策高度化」事業を進めている[1]。日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討する活動を行っている。

2. 水素安全高度化事業の概要

水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システム(CFD 水素挙動統合解析システム)を整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めている。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業（以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ）の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査・研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [2]としてまとめられている。現在の事業はそのフェーズ 2 であり、平成 28 年度から令和 2 年度までの計画で進められており、成果はコードシステム及びハンドブックの第 2 版としてまとめられる予定である。

3. 今回の総合講演のねらい

当特別専門委員会では、活動の一環として、国内外の最新知見の共有を図ることを目的に一般公開セミナーを過去 5 回開催しており、さらに学会年会での総合講演として継続的に成果報告を行っており、2019 年春にはフェーズ 2 の 2018 年度の成果[3]を中心に報告を行った。今回の総合講演では、特別専門委員会報告を含めて、次の 4 件の講演を行う。現在の予定では次年度が最終年度となることから、今回は、格納容器(CV)内の拡散・混合・燃焼・爆発解析を中心に、これまでに得られた知見と今後の予定をまとめて紹介すると共に、得ようとする成果がどのように活用できるかについても研究者の期待・提案を述べ、それを基に会場の参加者からもコメントを頂き、最終年度での取りまとめに活かしたいと考えている。

- (1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）
- (2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析
- (3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
- (4) 水素挙動統合解析システムの公開について

*Ken Muramatsu¹¹Tokyo City Univ.

4. 令和元年度の特別専門委員会の活動

令和元年度の委員会開催実績を表1に示す。第1回では、これまでの成果として、CFDコードによる燃焼伝播及び爆轟発生解析結果とともに、アクシデントマネジメントの手順検討への活用が見通しが報告された。また、これに対する議論では、技術的な議論に加えて、開発したコードの公開に当たっては、実験解析や実機への適用解析の知見・経験を利用ガイドとしてまとめておくことが重要との指摘や、今後の実用段階では、水素の燃焼・爆発によるリスクの一層の低減に向けて、新たに導入された重大事故等対処設備を含めた幅広いアクシデントマネジメント手順や設備挙動のシミュレーションが必要となるので、それを支援するためのコードのメンテナンスや今後明らかとなる技術的課題の検討を行う研究体制が必要、といった指摘がなされた。また、福島第一事故における水素挙動に関する最新の知見についても、紹介を受け、検討した。

第2回はメール審議とし、JAEA主催「原子力水素安全に関するワークショップ2019」の紹介があった。

さらに第3回は、本日の総合講演の発表予定の情報を基に成果の評価や活用上の課題について議論を行う予定である。

5. 終わりに

本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化)」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。
なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 資源エネ庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化)」
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.
- [2] 日野竜太郎他(編)、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック(第1版)」、JAEA-Review 2016-038、(2016).
- [3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」ほか、日本原子力学会「2019春の大会」予稿集、(2019).

表1 令和元年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第1回 2019年12月26日(木) 三菱総合研究所	- 水素挙動統合解析システムの構築 全体計画と今年度進捗 - 実機格納容器内の燃焼・爆発解析と得られた知見及びアクシデントマネジメントのための知見の整理方法など。 - 福島第一原発2号機の格納容器からの水素漏洩と事故防止安全対策	三菱重工 (福田龍) 東工大 (奈良林直)
第2回 2020年2月7日(金) メール審議とし、右記情報を配布。	- 福島リサーチコンフェレンス「原子力水素安全に関するワークショップ2019」の開催結果について(報告) - 欧州の5名を含め45名が参加。廃炉措置段階での水素安全管理など、口頭及びポスター発表20件があったことの紹介。 - 春の年会での企画セッション(総合講演)の提案について	事務局 JAEA (日野竜太郎)
第3回 2020年2月19日(水) 三菱総合研究所	- 春の年会における総合講演について - これまでに得られた知見、今後の活用可能性等につき議論	東京都市大 (村松健) 三菱総研 (松本昌明) 三菱重工 (福田龍) JAEA (寺田敦彦)

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析

Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*松本 昌昭¹, 佐藤 郁也¹, 河合 理城¹, 藤山 翔乃¹, 中村 京春¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するために、数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備及び大規模多区画における水素拡散・混合試験の照合解析を行い、CFD 解析コードの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM 及び DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用し、実験データに基づく照合解析を通して成立範囲の確認を行った。本事業は平成 28 年度より開始しており、昨年度までは火炎速度と設備規模に着目して、様々な条件下での燃焼試験解析及び拡散・混合試験解析を実施してきた。昨年度までの解析結果から、燃焼試験解析については非均一水素濃度条件下での ddtFoam の適用性に課題が残り、また、拡散・混合試験解析についてはより大規模多区画な体系における OpenFOAM の適用性を確認する必要性が生じた。

そこで、今年度は、非均一水素濃度条件下での燃焼解析として ENACCEF 試験（RUN736）を選定し、特に水素濃度が低い条件下における ddtFoam の適用性を確認した。また、拡散・混合試験解析については、NUPEC 試験（M-8-1, M-4-3）を選定し、大規模体系における上部及び下部からの水素放出試験の解析を実施した。

2-1. 非均一水素濃度条件下での燃焼試験解析：ENACCEF 試験（RUN736）

非均一水素濃度条件下における照合解析結果の一例として、ENACCEF 試験の解析結果を示す。RUN736 に

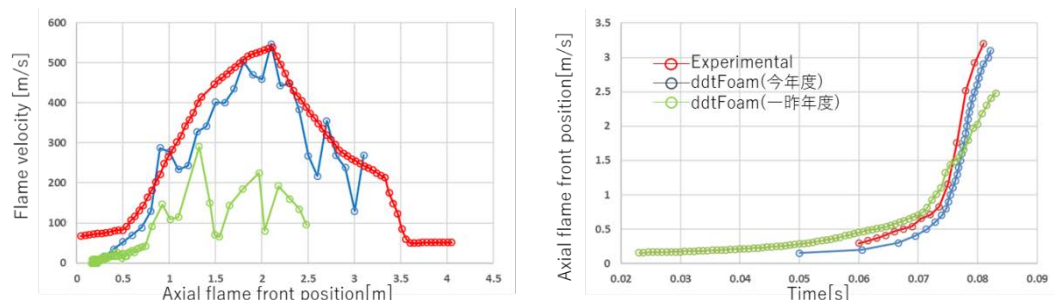


図1 火炎速度（左）と火炎面位置（右）の時間変化（ENACCEF 試験 RUN736）

ついては一昨年度も ddtFoam で

解析を実施したが、特に水素濃度の低い位置での燃焼の再現性が課題であったため、今年度はメッシュモデルを改良し、Quenching（消炎）効果を考慮しないことで水素濃度が希薄な条件下でも消炎しない解析条件とした。火炎速度及び火炎面位置に関する解析結果を図1に示す。特に、一昨年度は再現ができていな

*Masaaki Matsumoto¹, Fumiya Sato¹, Masaki Kawai¹, Shono Fujiyama¹, Keishun Nakamura¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

かった水素濃度が 10%未満となる領域での火炎速度については消炎を考慮しないことにより実験結果を適切に再現する火炎速度分布を得ることができた。

2-2. 加圧器室上部からの水素放出試験解析：NUPEC 試験（M-8-1）

拡散・混合試験の照合解析の一例として、NUPEC 試験の解析結果を示す。NUPEC 試験には数多くの試験ケースが存在するが、OpenFOAM による成層化の再現性を確認することを目的として、本年度の照合解析においては M-8-1（加圧器室上部からの水素（He）放出、格納容器上部に水素が成層化するケース）及び、M-4-3（加圧器室下部からの水素（He）放出、格納容器全体に水素がほぼ均一に拡散するケース）を選定した。水素濃度分布の解析結果を図 2 に示す。

照合解析においてはメッシュ数を 25cm 及び 12cm として 2 パターンの条件で計算しており、いずれのメッシュにおいても成層化が確認できたが、25 cm メッシュの方がより実験結果に近い解析結果を得ることができた。25cm メッシュにおいて、より実験結果に近い解析結果を得ることができた要因としては、使用しているモデル（Realize k-ε）に含まれる乱流粘性の影響が小さく、数値粘性の影響が大きいことによる影響が考えられる。なお、12 cm メッシュにおける解析では 1 週間程度の時間を要したが、25 cm メッシュでは半日程度であった。結論として、今後実施する実機解析においては、解析に要する時間を考慮するとともに、メッシュ数によるモデルへの影響を踏まえてメッシュ作成を行うことが重要となることがわかった。

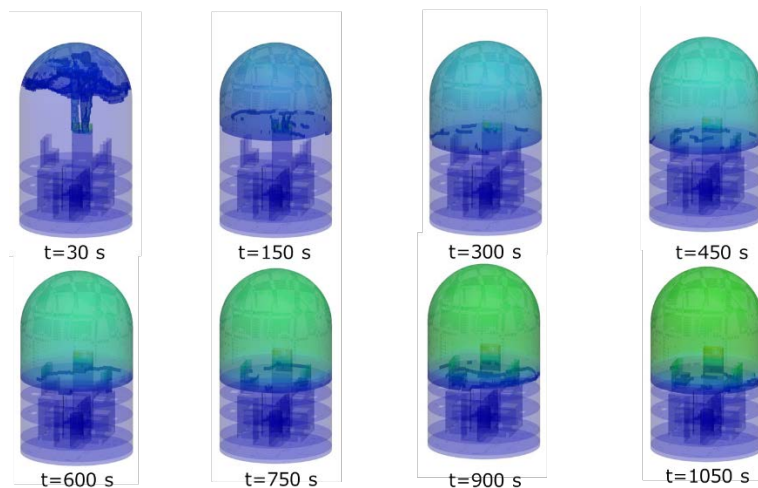


図 2 水素濃度分布の解析結果（25cm メッシュ）

3. おわりに

これまで様々な火炎速度及び小規模から大規模までのスケールでの OpenFOAM 及び ddtFoam の適用性の評価を行ってきたが、本年度は燃焼解析として非均一水素濃度条件下に着目し、拡散・混合解析は大規模多区画の試験に着目した解析を実施した。結果として、水素濃度が低い領域を解析する場合には Quenching 効果を過大評価しないようにモデルを設定することで、より実際に近い火炎伝播速度の解析結果を得ることがわかった。また、拡散・混合解析については加圧器室上部放出による水素（He）の成層化を確認でき、OpenFOAM の実機解析に向けた準備を進めることができた。今後は、燃焼解析と拡散・混合解析を統合し、連続的な解析が可能なシステムの整備を目指す。また、実機 CV スケールにおける解析を実施し、より大型かつ複雑形状における OpenFOAM の適用性を確認していく。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] OECD Nuclear energy agency, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA.CSNI.R(2011)9, OECD, Paris (2011)
- [2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書 平成 4 年度”

熱総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants(3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例
及び今後の水素安全高度化に向けた知見CFD Analysis of hydrogen behavior in PWR CV and
utilization of CFD code system for improved hydrogen safety* 福田 龍¹¹三菱重工

1. はじめに

試験照合解析で適用性が確認された各種モデルを用いて PWR 実機 CV 内での水素挙動解析に 2020 年度から本格的に着手している。CFD 解析による水素挙動の主要な目的は、LP（集中定数系）解析コードでは評価できない水素の燃焼に伴う火炎加速による動的荷重の発生の有無と程度を、拡散混合解析から得られる詳細な濃度分布も考慮して実施することである。現在まで得られている知見の報告と水素安全の高度化に向けた CFD 解析システムの活用を提言を行う。

2. 実機 CV 内水素挙動解析

2.1 CV 内水素拡散混合挙動解析による現在までの知見

水素及び水蒸気の放出位置、放出速度等を変えたさまざまな条件で解析を進めているが、放出後の水素及び水蒸気は CV 内全体で良好な混合となり局所的な高濃度が生じるケースは認められていない。また CV 内下部の各種の機器での気体の過熱及び CV 内の頂部等の壁面での水蒸気凝縮は CV 内の良好な循環流形成を促進する。AM 策である CV スプレイの効果を取り込むと、CV 内の良好な水素と水蒸気の混合をさらに加速させる結果となる。一方で個々の区画に着目すると、水素放出区画内では水素の放出継続中は、水素濃度の分布が顕著であるが、それ以外のほぼ CV 内の全区画では良好な混合により均一に近い濃度となる。

2.2 CV 内水素燃焼挙動解析による現在までの知見

予混合均一条件のもと、水素・水蒸気組成、着火位置を変えたさまざまなケースにおいて燃焼に伴う強い圧力波の生成と動的荷重の発生につながる火炎加速の有無に着目して解析を進めている。水蒸気を含むしない極端な組成（ドライ条件）では、現行の水素濃度基準 13%を超えると DDT の発生が実機解析でも確認されること、水蒸気の増加（ウェット条件）に伴い燃焼の進行は著しく緩慢となり火炎加速の発生が生じにくくなることが確認された。極端な組成条件のもと火炎加速が生じる場合、主に燃焼の進行が 1 方向に加速されやすい形状の外周部の区画での周方向での燃焼や SG 等の機器と区画壁との間隙部を鉛直方向に進む燃焼において、火炎前方の圧力波が衝撃波に増大し、そこから爆轟に遷移しやすい傾向にあることが、事前の予測通り確認された。

2.3 今後の CV 内解析

拡散解析では事故発生後、長時間の水蒸気及び水素の発生が継続した場合の PAR 等による水素濃度低減効果や長時間後のスプレイ作動による水蒸気凝縮による水素の着火・燃焼への移行のための解析を行う。燃焼解析では、拡散解析を引き継いだ非均一な濃度分布下での水素燃焼やスプレイ凝縮に伴う燃焼における火炎加速の有無に着目して解析を行う。さらに、火炎加速による強い圧力波の発生を前提とした CV 壁面への動的荷重の作用を入力とした構造応答解析を行う予定としている。これらの解析を通じて、より実

*Ryo Fukuda¹¹MHI.

用的なメッシュ、タイムステップの設定等の解析システムへのフィードバックについても検討を深める。

3. CV 解析による知見を踏まえた水素安全の高度化に向けた水素 CFD 解析システムの適用について

新規規制基準への適合審査を経て、炉心損傷事故及び炉心損傷後の水素発生事故が生じる確率はさまざまな SA 方策の導入とともに軽減されており、水素安全の向上も図られている。さらに2項のとおり、CV 内の水素挙動に係るこれまでの CFD 解析により得られた知見として、拡散・混合解析では多様な SA 対策とあいまって CV 内では水素及び水蒸気による良好な循環流が形成されること、燃焼解析では水素及び水蒸気の組成において爆轟遷移が確認された条件と実機での水素発生事故の複数のシーケンスでの条件との間で明確な乖離が認められること、等が挙げられる。これらを踏まえて、従来の LP コードによる水素挙動解析の充実に加え、CFD による解析を補完することで、以下のような水素安全の高度化への寄与が期待される。

・水素燃焼時の安全余裕の適正化と今後の追加知見への対応

LP コードと比べ直接燃焼解析で火炎加速の評価が可能な CFD 解析を活用すると、CV 内の動的荷重発生に対する安全余裕及び水素処理装置をはじめとする SA 機器の有効性のよりの確な評価が可能となる。この適正化・定量化された余裕は、今後の水素挙動に係る知見が新たに得られた際にも、現行の安全機器による安全確保が十分であるか否かについて評価を行う際の信頼できるベースとなる。

・水素発生事故時の CV 内状態監視と AM 施策の有効活用

水素発生事故時に CV 内の圧力と水素濃度を監視しながら、必要な低減策であるスプレー散布やイグナイタの作動等のタイミングや容量等について、現場の捜査員が不安なく判断できるために、CV 内の多様な状態における水素燃焼時の安全性を LP 解析に加えて CFD 解析で補完することが有効な判断材料となる。

・CV 以外の水素安全の評価への適用

構築された水素挙動の CFD 解析システムは、CV 以外での水素安全の評価に適用が期待できる。たとえば、耐圧設計ではない原子炉建屋に CV から流出した水素挙動については、濃度分布を考慮しての可燃性雰囲気とならないことを拡散混合解析により、ベント配管を含む FV 装置内で火炎加速に伴う大きな動的荷重が発生しないことを燃焼解析により、LP コードでは困難であった詳細な評価が可能となる。

・外的事象起因の水素発生事故の評価への適用

多数の AM 策の適用が困難となりうる外的事象に起因する水素発生事故時の評価についても、CFD 解析システムにより CV 破損への影響について、従来の LP 解析よりは詳細な評価が可能と考えられるが、際限ない巨大地震の発生等を考慮した解析を現時点で行うことは時期尚早と考えられる。一方で、CFD による個々の解析結果を地震等の大きさの頻度を考慮した評価する手法については、今後の計算機技術・容量の進歩と地震 PRA 等の評価技術の進歩を念頭に、そのイメージを構築していくことを考えている。

4. おわりに

本検討は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。また水素安全対策特別専門委員会及び運営委員会において水素 CFD 解析システム構築の進捗及びその具体的な活用案に貴重な意見をいただいた委員各位に謝意を表する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について

Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*寺田 敦彦¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度から本年度迄、2 期（フェーズ 1 [1]：平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ 2：平成 28 年度～令和 2 年度（予定））にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素に関わる安全評価・対策改善に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。本報告では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた現在の取組みを紹介する。

2. システムの構成

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図 1）の整備を進めている。開発は、フェーズ 1 にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し[1]、現在のフェーズ 2 では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を行った[2]。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて 3 つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[3]、OpenFOAM[4]、衝撃解析コード AUTODYN[5]である。本事業では、新たに図 1 に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮モデル、水素燃焼モデルに関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、ddtFoam[6]をベースに水蒸気特有の燃焼特性や AMR が活用できる改良を行って OpenFOAM で解析できるようにした。さらに、AUTODYN において、構造物の健全性評価を行うために

*Atsuhiko Terada¹¹Japan Atomic Energy Agency.

FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件とするためのインターフェースプログラムを作成している。

3. 公開に向けた現在の取り組み

システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラムおよびコード間インターフェースプログラム（図1※部分）について、事業終了後に安全性向上に向けた有効的な活用を希望される事業者、メーカ、研究機関等に提供できるよう、環境整備を進めている。一例として、原子力機構の PRODAS[7]を通じた提供等を検討している。また、各コードユーザを対象として、各コードマニュアルを補完する仕様と使い方をマニュアルに整備するとともに、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件等のユーザ効果による影響を参考資料として、ガイドラインというかたちで整理する予定である。各文献は、現在、初版を作成中であり、次年度、新たに得られる知見や使い勝手等を考慮して改訂を行っていく計画である。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた取り組みを紹介した。今後、当該システムが事業者、メーカ、研究機関等のユーザが安全性向上に向けて活用できる環境整備の検討を進めていく。

経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
- [3] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、<http://www.ansys.com/>.
- [4] ESI 他、OpenFOAM、<http://www.openfoam.com/>.
- [5] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、<http://www.ansys.com/>.
- [6] ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.; SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures ”, Journal of combustion,2014.
- [7] PRODAS、<https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001>.

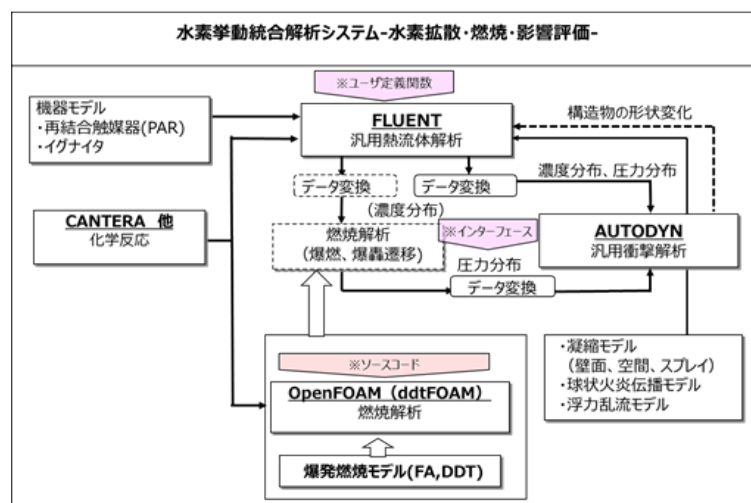


図 1.水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[3H_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[3H_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*Makoto Nakano^{1,2} (1. IRID, 2 MHI)

[3H_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety

*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(1) 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

(1) Features of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Information on Fuel Debris Obtained from Decommissioning Works

*溝上 伸也¹¹東京電力

1. はじめに

2011年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震とそれにより発生した津波により、定格出力運転中であった東京電力福島第一原子力発電所の1～3号機は冷却機能を喪失し、シビアアクシデントに至った。各号機の事故進展はそれぞれ異なるものの、いずれも、スクラムに成功し核分裂反応は停止させることができた。しかしながら、直流・交流電源喪失により最終的に冷却機能を喪失し、崩壊熱を冷やしきれなくなり、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。電源喪失は、計測系の機能喪失も伴ったため事故時の情報が限られており、正確な事故進展挙動は現時点でも未解明の事項が残っている。しかしながら、東京電力が廃炉作業の一環として進めている調査は格納容器の内部まで進んできており、事故炉の状況について情報が蓄積されてきている。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の1～3号機の事故進展を概観し、炉物理に関するトピックも含め、廃炉時に取り出される燃料デブリについて最新の情報をもとに説明する。

2. 各号機の事故進展

2-1. 1号機

1号機は地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をICを用いて冷却していたところ、地震から約50分後に発電所敷地に到達した津波により、直流・交流電源を喪失したため、一時的に弁を閉じて停止させていたICによる冷却を再開することができず、「冷やす」ことができなくなった。そのため、原子炉内の水が蒸発により失われ、燃料が露出して過熱するとともに、水-ジルコニウム反応による化学反応熱ともあいまって燃料が高温化し、3月11日の夜には炉心損傷・炉心溶融するに至った。直流電源を喪失し計測機器も機能喪失していたため、原子炉挙動を知るための圧力・水位等の情報が十分に得られていないが、原子炉圧力は高圧のまま炉心損傷・炉心溶融に至り、炉内が高温になったことに起因する原子炉圧力容器からの気相漏えいが発生し、原子炉圧力が低下するとともに格納容器圧力も増加したものと推定している。

2-2. 2号機

2号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をRCICを用いて冷却していたが、津波による電源喪失の直前の15時39分にRCICを再起動させていたため、電源喪失後も「冷やす」機能が約70時間維持された。しかしながら、3月14日の午前中にはRCICは原子炉に注水できない状況になり、原子炉内の水が蒸発により失われていくこととなった。ただし、2号機の場合には燃料が露出する前に原子炉を減圧することができたため、原子炉圧力が低い状態で燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。なお、2号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ3月14日夜から3月15日未明にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から1kmの距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

2-3. 3号機

3号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をRCICを用いて冷却していたが、津波による電源喪失は交流のみであり、直流電源は津波の被害を受けなかった。そのためその後はRCICおよびHPCIを制御しながら冷却を継続することができた。しかしながら3月12日の夜には直流電源が枯渇し、HPCIの制御ができない

状況となったことから、原子炉に水を注入できない状況になり、「冷やす」機能を喪失した。直流電源の枯渇後しばらくは水位を測定できない状況になっていたが、水位計測を再開できた3月13日未明には水位はすでに低下しており、この時間帯に燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定している。なお、3号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ3月13日早朝から朝にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から1kmの距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1号機

1号機は2020年2月現在において、燃料デブリが存在していると推定されている格納容器ペDESTAL内の内部調査を実施することができていない。また、ペDESTAL外の調査結果においては、図1に示す通り、砂状の物質が約20cm~1m程度積もっていることが確認されているが、その組成等についての情報は得られていない。

3-2. 2号機

2号機は格納容器ペDESTAL内の調査が最も進んだプラントであり、格納容器ペDESTAL内の各部について映像情報が取得されており、ペDESTAL床部には溶融物が固化したような堆積物や燃料集合体の上部タイプレートが形状を保ったまま落下しているのが見つかった。また、2019年2月には堆積物の可動性確認試験を実施し、堆積物が固い固形物であること、図2のように小石状、塊状の堆積物は容易に摘み上げることができることが確認されている。堆積物は40~70cm程度の高さでペDESTAL床面全体に広がっており、原子炉に注水された水が雨のように降り注いでいる状況であるが、堆積物自体は冠水していない。

3-3. 3号機

3号機は格納容器内の水位が他プラントと比較して高いため、水中ロボットをペDESTAL内で遊泳させることにより状況を確認している。3号機は2号機と比較して損傷状況が大きく、RPV内構造物である制御棒案内管が複数ペDESTAL内に落下していることが確認されている。また、堆積高さも2m以上となっており、運転時に炉心に装荷される約100tのウラン量から推定される体積に比較して、より多くの空間が堆積物により占められている。堆積物は完全に冠水しており、2015年の調査では気相部の温度は液相部よりも低いことがわかっていることから、熱源はペDESTAL内堆積物である可能性が高い。

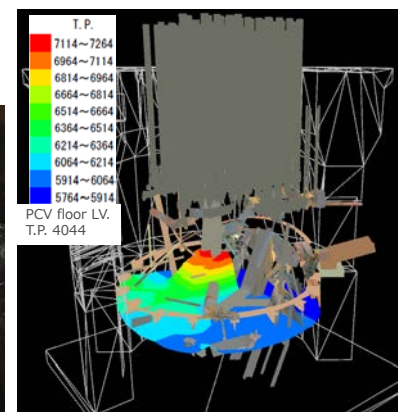


図1 1号機格納容器床の堆積物

図2 2号機ペDESTAL内堆積物可動性調査

図3 3号機ペDESTAL内堆積物

※：本予稿は、2020 春予稿からの転載である。

*Shinya Mizokami¹

¹ Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況 R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(2) 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

(2) Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*中野 誠^{1,2}、林 大和^{1,3}、森本 裕一^{1,4}

¹ IRID、²三菱重工、³東芝 エネルギーシステムズ、⁴日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3 号炉において、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するため、IRID において臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

2-1. 未臨界状態の維持 1F 1-3 号機の場合ごとの状況推定に基づいて、今後の状態変化に伴う臨界発生シナリオを検討し、リスクが高いと考えられるシナリオごとに臨界管理方法を検討している。図 1 にデブリ取り出し(加工)時の管理の考え方を示す。まず、未臨界状態の維持のため、下記の手段を検討している。

- ①デブリ加工制約： 1 回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)
- ②中性子吸収材の適用による未臨界維持： 状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に投入する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、投入方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

2-2. 臨界近接監視(臨界防止) 臨界近接が生じた場合でも、臨界に至る前に作業を停止させる手段として、未臨界度測定と組み合わせた中性子源増倍法による臨界近接監視方法を検討している。未臨界度測定には、炉雑音法(ファインマン- α 法)の適用を考え、必要な中性子検出器の仕様を検討するとともに、京都大学臨界集合体(KUCA)において、燃料デブリ模擬体系での未臨界度測定の成立性、測定の不確定さの評価を実施している。

2-3. 臨界終息・影響緩和 上記の対策で臨界を防止するが、万一の臨界の兆候が生じた場合、早期に検知し終息させることで作業員及び外部への影響を緩和する。臨界兆候検知には、2-2 の中性子検出器による監視とともに、PCV 内ガスサプリングシステムの FP ガスモニタを用いる。現状の監視対象である Xe に加え、検知時間短縮のため短半減期核種である Kr の監視を可能とする高度化モニタの開発を行っている。臨界兆候が検知されれば高濃度ホウ酸水の注入による終息を図るが、代表的な臨界シナリオについて挙動評価を行い、事象終息までの作業員・外部の一般公衆への影響(被ばく量)が十分低いことを確認している。

3. 今後の課題

現状の課題は大きく下記のものがあり、今後、取り出し工法の検討の詳細化を踏まえて、技術開発を継続していく。

①段階的取り出し規模拡大への対応

段階的に取り出し規模を拡大していく方針を踏まえ、各段階での状態・制約条件を考慮した管理方法の検討、各段階で得られる情報を反映した管理方法の合理化を検討する。

②各種技術の成立性確認：

デブリ体系での未臨界度測定の成立性確認など、各技術の成立性の確認を継続する。また、臨界管理に必要な機器や取り出し手順への要求と、取り出し設備や現場の制約との整合性を確認し、取り出し作業手順へ組み込んでいく。

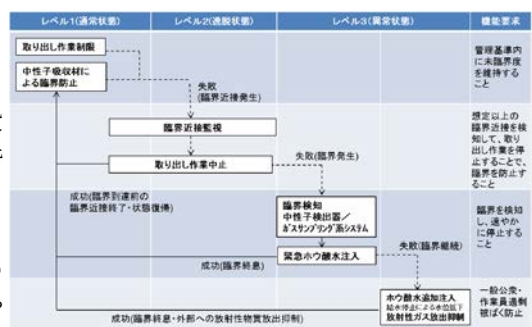


図1 デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に基づく、一連の燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法の確立のための技術開発の成果の一部を取りまとめたものである。

*Makoto Nakano^{1,2}, Yamato Hayashi^{1,3}, Yuichi Morimoto^{1,4}

¹ International Research Institute for Nuclear Decommissioning ² Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

³ Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation ⁴ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(3) 臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎¹¹ JAEA

1. 要旨

燃料デブリの組成分布は乱雑と考えられ、この乱雑さが臨界安全評価に与える影響を把握することが肝要である。その影響は、例えば、増倍率の不確かさとして表現できるかもしれない。その上で、不確かさを考慮した臨界安全管理が必要である。

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

従来の臨界安全管理では、対象の核燃料物質の組成は常に把握されていることが前提であり、これに応じた質量や形状等が管理される。これらの量の管理は不確かさを伴うが、様々な核燃料物質（例えば異なる ^{235}U 濃縮度や工程条件のバリエーション）を扱う要求の幅広さが大きな影響を与えることが多い。このため、多くの場合、要求される幅の中で最も増倍率を高くする、核燃料物質組成（例えば ^{235}U 濃縮度の最大値）や最適減速条件（例えば水分量）を想定して、確実に臨界を防止できる質量や形状の制限を課す。このようにして、組成、減速、質量、形状等のプロセス量に対する核的制限値を明確に決定できる。

2-2. 組成が不確かな場合の課題

燃料デブリの組成は不確かである。このような場合、プロセス量に対する核的制限値の設定に工夫が必要となろう。1) 単純な方法は、従来の方法に倣って、あり得る最も保守的な条件を採ることである。 ^{235}U 濃縮度の最大値、最適減速条件となる水分量等に基づき、中性子毒物濃度や形状の制限値を設ける方法である。しかしながら、他の条件に照らして制限値が現実的でなくなる可能性がある。一方で、2) 組成の平均値等に基づき制限値を設け、組成の不確かさやバラツキの増倍率に対する感度を評価し、その結果に応じて臨界監視を設ける方法も考えられる。

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

臨界事象を検知する監視は既に臨界警報装置として実績があるが、臨界への近接を検知・警報する装置の実用は技術開発課題である。監視を行う場合、どちらのタイプか明確にして性能要件を決める必要がある。

臨界事象のリスクの有無と受容可能性の評価も重要である。十分な遮蔽により線量影響がない、迅速な終息措置が可能等の理由によりリスクが受容可能であれば、臨界監視とあいまって、上記 2) の臨界安全管理方針が最適となる可能性もある。

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

廃炉の技術的な意義は、放射性物質閉じ込めに係るリスク低減と考えられる。燃料デブリ取出しも同様だが、核分裂性物質を含むことが本セッションの本質的な課題である。つまり、臨界安全管理に係るリスク低減も考えなければならない。目標設定の一例として、不確かな状況を確かな状況にすること、が考えられる。確かな状況とは、例えば、様々な組成の燃料デブリに対して管理の要・不要が弁別できていること、及び、管理が必要なものについて監視のような動的な管理に依らないことである。このような観点で、燃料デブリ取出準備や取出時の管理に併せて、取出後の保管に関しても考え方の整理を始めるべきであろう。

（本予稿は、2020 年春の年会予稿から転載したものである。）

*Kotaro Tonoike¹¹ Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[3I_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[3I_PL01] Overview of safety enhancement technologies

*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[3I_PL02] Recriticality-elimination technology

*Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology

*Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[3I_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology

*Tsuyoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

(1) 安全性向上技術の概要

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司¹, 伊藤隆哉²¹日本原子力発電(株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部長、²三菱 FBR システムズ(株)、日本原子力学会・新型炉部会 部長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017年8月に「高速炉戦略ロードマップ検討会(主査:東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37名が参加し、2019年3月までの約1年半の間に14回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として2019年8月に公表した。この検討途中では、2018年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の2018年12月1日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会のHPに公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(1F事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的な安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF(第4世代炉国際フォーラム)で策定されたSDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979年3月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された⁽¹⁾。米国NRCとの予備審査においては、金属燃料炉心のATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)⁽²⁾や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)⁽³⁾でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化物燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独FZK提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー・スタンディング)が採用されていた。ATWS時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追従する時間を要する事となる。このため、ATWSで事象推移の早いULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の10秒前後から50～60秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー一点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構:SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心槽を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体(制御棒案内管)と制御棒駆動機構(上部案内管)との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできるSASSが開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENAとSASSの機能試験が行われ、ATWSの全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できるSASSの優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要なSASSよりも、自立炉心にATHENAを組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国のSASSの開発は、その後も継続され、「常陽」でのSASS構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせたSASSを製作し、これを常陽に装荷して、2サイクル(100～120日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中にSASSの保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中にSASS保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉(FBR)サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討されたJSFR設計にも、SASSは採用され、150万kWe級の大型炉心でも、ATWSに対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており⁽⁴⁾、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている⁽⁵⁾。

1980年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラップ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラップ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラップフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった⁽⁶⁾。その結果、試験⁽⁷⁾と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている⁽⁸⁾⁽⁹⁾。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった⁽¹⁰⁾。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された⁽¹¹⁾。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に熔融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な熔融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。⁽¹²⁾

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷や FBR 炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に熔融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、熔融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した⁽¹³⁾。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した熔融燃料が、集合体壁を熔融させ、隣接集合体内の熔融燃料と合体して熔融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である 500℃付近で発生すると、定期検査中等の 200℃前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEA では、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980 年代の電力実証炉計画では 2 次元免震を開発し、それを導入する計画であった⁽¹⁴⁾。これを踏まえ、2005 年から開始された FaCT 計画でも 75 万 kWe 級の実証炉と 150 万 kWe 級の実用炉でも 2 次元免震の採用を前提に設計が進められた⁽¹⁵⁾。しかし、1F 事故後の新規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の 1 次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60 万 kWe 級では、ループ型は 12m 程度であるが、タンク型炉では 16m 程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100 万 kWe 級）を指向していくには、3 次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた 2 次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用 3 次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3 次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献：

- (1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368, (1989)
- (2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991
- (3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)
- (4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)
- (5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.
- (6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.
- (7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993
- (8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.
- (9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.
- (10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).
- (11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)
- (12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123
- (13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.
- (14) “The present status of DFBR development in Japan”, T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3–4, pp. 281-288, 1998
- (15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

* Shoji Kotake¹ and Takaya Ito²

¹The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

²Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division

新型炉部会セッション

SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(2) 再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

* 神山 健司¹, 久保 重信¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系になり。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギーに対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせて行うものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図1に示す。

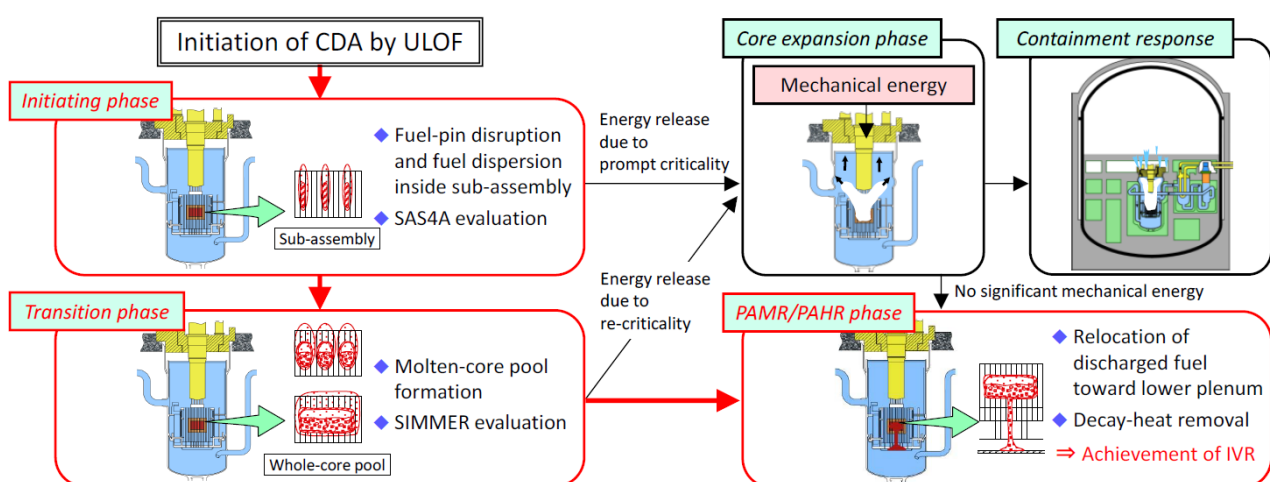


図1 CDAの事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉（JSFR）[2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4],[5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラップ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図 2 に示される内部に燃料流出用のダクト（内部ダクト）を設置する燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure）を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

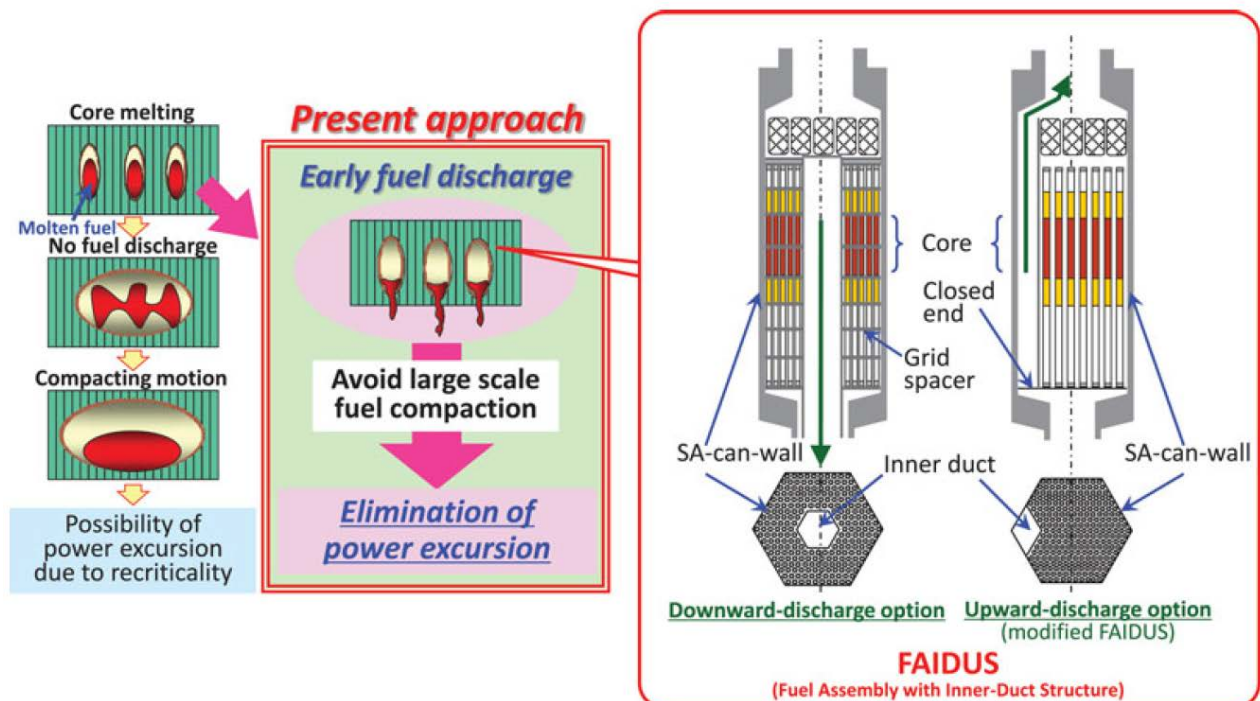


図 2 内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における溶融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料溶融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心溶融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の溶融進展が停止する。そのため、溶融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が溶融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために溶融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、溶融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2次元コードである SIMMER-III を3次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料溶融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが溶融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、溶融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、溶融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した溶融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて溶融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次溶融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再溶融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再溶融に至り、溶融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚さ以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた熔融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、熔融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心熔融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
- [2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
- [3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
- [4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
- [5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
- [6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
- [7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
- [8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
- [9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
- [10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama¹ and Shigenobu Kubo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(3) ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*荒 邦章¹¹原子力機構

1. 緒言

ナトリウムは冷却材としての優れた伝熱特性を持っているが、その一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという弱点（高い化学的活性度）がある。現在は、これらナトリウムの弱点に対して「急激な化学反応が起こる」ことを前提にして、予め対策設備を付けたり機器の設計を工夫して安全なプラントを実現している。このような状況を考えると、新しい技術によってナトリウムの弱点を克服できれば、懸念されるナトリウムの漏えい火災や水との反応などに対して、より安全なシステムを作り上げることが可能となる。そこで、報告者らはこれまでに培ってきた液体金属技術と先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという革新的なアイデアを創出（特許技術）した。以降、原子力機構と三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）は大学等と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズムの解明をはじめとして、反応抑制効果の実証ならびに実炉への適用性評価を進めてきた。

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

(1) ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体という）技術の概念は、アルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属ナノ粒子（遷移金属が候補）を組合せることによって、ナノ粒子表層において有意な電荷移行（反応熱量低減、粒子間凝集抑制）および原子間結合力（蒸気圧低下による反応速度緩和）が生じることを利用する⁽¹⁾。ナトリウム原子とナノ粒子金属原子との原子間相互作用に関わる理論推定および検証実験により、原子間結合に基づく反応速度緩和や反応熱量低減等の抑制効果を確認するとともに反応抑制やナノ粒子の安定分散への寄与が明らかになっている^{(2), (3)}。

(2) その特徴は、ナノ粒子を微細化することによりナトリウム原子と接する面積を拡大し同時に分散量を制限できるので反応抑制効果と伝熱流動性を両立しうることにある⁽¹⁾。これまでの研究から推定分散量 1～2vol%（粒子径 10～30nm）程度の条件にて適用の見通しが得られている。

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

高速炉のナトリウムに起因する事故事象を対象にナノ流体の適用効果の評価を行ってきた。事故影響の抑制効果の把握を目的として、実炉の現象を模擬した小規模な試験およびその知見を基にした実炉の予測評価を行った。また、1F 事故以降は安全強化要求に応える観点から、従来の設計基準事故を超えるような厳しい事象を想定した条件における抑制効果を評価した。

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果^{(4), (5)}

(1) 配管等の冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいを想定し、事象を模擬した試験を実施して抑制効果を把握している。漏えいナトリウムの燃焼温度の低減、燃焼プールの床面（鋼製ライナー）温度の低減、発生エアロゾル量の低減など事象推移毎に顕著な抑制効果が確認されている。加えてナノ粒子分散の副次的な効果として、ナトリウムの弱点とされるアルカリに固有の熔融塩型腐食に対する著しい抑制効果（ライナーの貫通破損排除）、燃焼反応が途中で停止する自己終息効果（燃焼の早期停止）等がそのメカニズムとともに明らかになっている。また、ライナーが貫通破損に至った場合を想定したナトリウム - コンクリート反応の試験・評価を行っており、コンクリートの加熱源となるナトリウムの燃焼温度低減によってコンクリートからの放水量が抑制され且つ放出された水との反応により発生する水素量は顕著に抑制されることが確認されている。また、事故発生後の対応においても、ナトリウム自身の活性度が抑制されていることから、

燃焼火災の消火が比較的容易になり、復旧時には再着火の懸念が大幅に減少することが確認されている。

(2) また、安全強化への対応の観点から、従来の設計基準を超える厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価を進めた。ナトリウム温度をより高温（～650℃）にした条件等で試験を行いナノ流体の抑制効果が持続することが確認されている。上記(1)を含めて試験結果の例を図1に示す。特筆すべきは、ナトリウムが高温になると蒸気圧変化に起因してその影響（燃焼温度）が大幅に拡大（上昇）するが、ナノ流体は沸点に至るまで反応抑制を生み出す原子間相互作用が安定に機能するため厳しい事故条件になるほど抑制効果が顕著に現れる。また、大規模漏えいを想定すると燃焼反応の自己終息効果により燃焼が早期に停止するので、漏えい規模によらず影響（被害）は限定されることが確認されている。

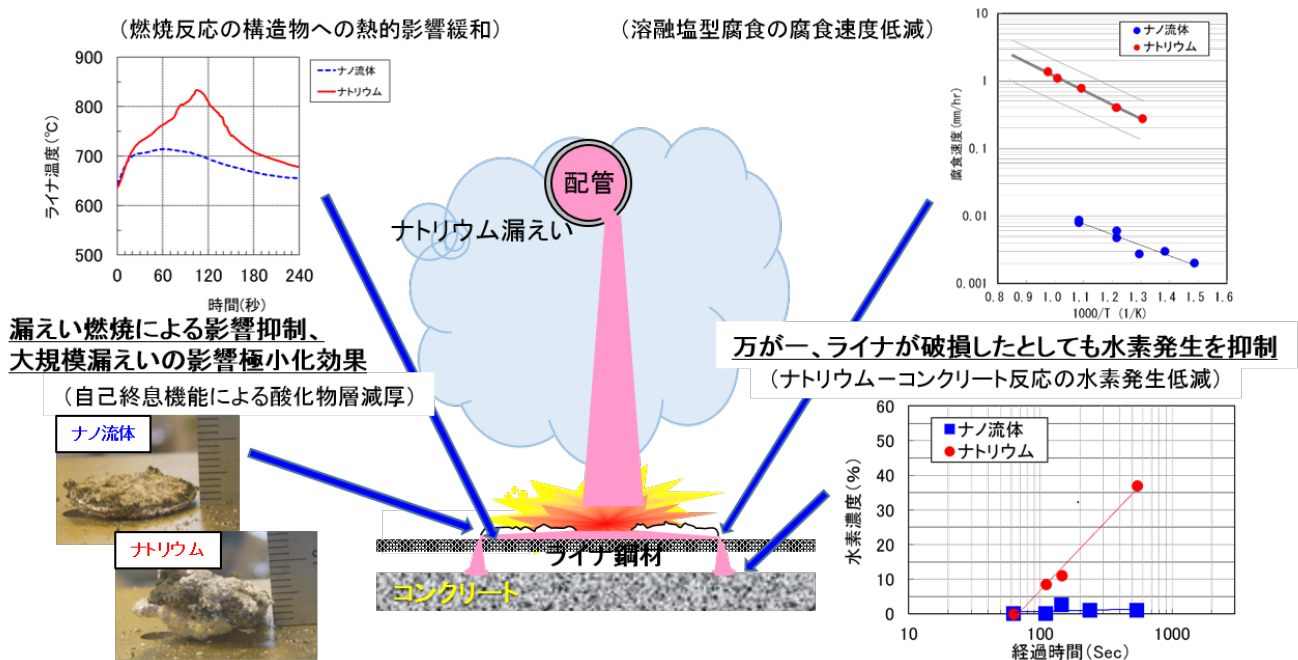


図1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果（反応抑制）の実験結果例

3-2. 蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果^{(6), (7)}

(1) 蒸気発生器(SG)伝熱管破損事故を対象にナノ流体の反応抑制効果を把握するため、ナノ流体の物性測定や実炉の反応様相を模擬した小規模な試験による反応ジェット温度低減効果の把握とともに、それらの知見を反映したナノ流体適用による実炉ナトリウム-水反応の影響の予測（反応ジェット温度解析、伝熱管の破損伝播解析）を行った。結果の例を図2に示す。これらよりナノ流体の反応最高温度が大幅に低減され高温ラプチャーやウェステージによる破損伝播および損傷範囲を大幅に抑制可能であるとの見通しが得られている。

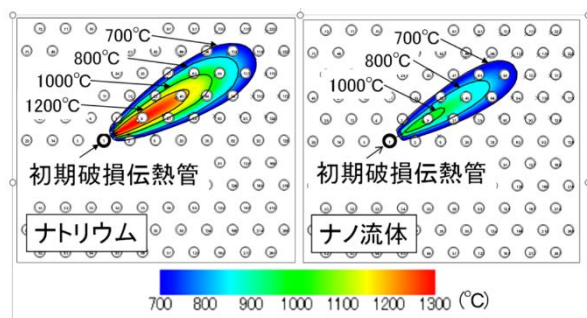


図2. SG伝熱管破損時のナトリウム-水反応におけるナノ流体の適用効果（温度低下）の予測例

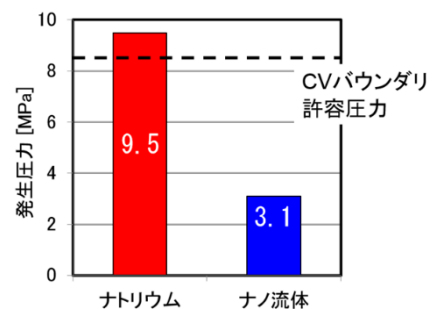


図3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた厳しい想定におけるナノ流体の適用効果（発生圧力）の予測例

(2)また、安全強化に向けて、より厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価の観点から、従来の設計基準の想定を超える事象として伝熱管破損時の影響拡大防止策となる水ブロー弁の多重故障（水ブロー機能完全喪失）を想定した予測評価を行った。その結果、水ブロー機能の完全喪失時にも、ナノ流体の適用により破損伝播の進展速度とその規模を大幅に低減でき、発生圧力も大幅に抑制されることから（図 3）、懸念される IHX の 1 次/2 次バウンダリの健全性および格納機能を維持できる見通しが得られている。なお、破損伝播が発生する時刻が大幅に遅延し、水リークが長時間継続することとなるが、十分な時間的余裕が見込まれ、事故終息のためのアクシデントマネジメント策としてブロー弁の手動開操作が可能となる見通しが得られた。

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

ナノ流体の適用で想定すべき懸念事項を、実炉の設計、運転、保守・補修に至る広範な視点から抽出し、基礎物性・特性の測定、反応試験、諸特性

（分散したナノ粒子の安定性、伝熱流動性への影響、計測機器等への影響、補修や事故後の復旧等への影響）などについて主として基礎的試験を実施して課題の把握を試みた（図 4）。その結果、ナノ流体成立性を阻害するような要因は認められなかったが、開発の段階毎の継続的な評価が必要との観点から、今後、規模を拡大した工学的実証試験を行って評価、検証を行うことを計画している。

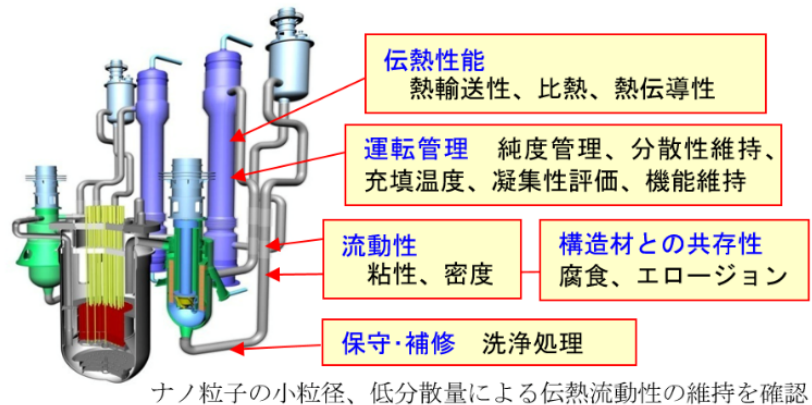


図 4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価
（適用性確認実施項目）

5. ナノ流体製造技術の開発⁽⁸⁾

ナノ流体は新たに創出された技術であり、適合しうる製造技術は存在せず独自に開発を進めた。まず、反応抑制メカニズムの基となる原子間相互作用に適合するナノ粒子条件の理論検討および基礎実験等を経て、その要件（粒子径 10nm 級、表層無酸化、均一化）を把握した。一般に、ナノ粒子製造法は液相法と気相法に大別されるが、無酸化要件の観点から気相法（蒸発金属の急冷によるナノ粒子生成手法）を開発に取り組んだ。現在までに前述要件を満たす粒子製造技術（原料蒸発法、粒子径制御手法およびその取扱に関わる基本技術とその装置設計に必要な知見）を取得して要件を達成（最小径 4.7nm まで制御可を実証）するとともに実用化に備えた知見の整備・蓄積を図っている。これと並行して製造したナノ粒子のナトリウム中への分散技術開発を進め、ナノ流体の試作を可能とし物性測定や反応抑制効果評価用のナノ流体試料を試作、供試している。一方、ナノ粒子製造と分散技術の関係は、粒子微細化に伴って凝集力が著しく増大するため、粒子の製造技術の進展の段階毎にその進化に適合する分散技術の開発を行って実用化に備えている。

6. 結言

ナトリウム自身の化学的活性度を抑制制御しうる技術として、ナトリウム中のナノ粒子表層で生じる原子間相互作用に着眼した新たな技術開発に取り組み、基礎基盤知見の整備とともに高速炉への適用性評価を進めてきた。その結果、発案当時に想定した抑制効果（反応速度緩和、反応熱量低減）に加えて、反応の自己終息効果やアルカリ固有の特殊な反応（溶融塩型腐食）の回避効果などの機能を有することもわかってきた。これらの効果は液相状態において（沸点まで）安定に作用するので、今後要求が増大する安全強化に対して、厳しい事故条件で懸念される事故影響の拡大に対して、より効果的対策として応用されることを期待する。ナノ流体はナトリウムの潜在的危険性（化学的活性度）を低減する技術あり、事故影響の抑制、早期の復旧など求められる実用化要件に有効なポテンシャルを有している。今後、実用化に向けてナノ流体技術の成立に必要な基盤技術開発（製造技術高度化、基礎知見拡充）を進めるとともに工学規模による実証試験を実施し、反応抑制効果の検証および冷却材として適用性の確認などを行う必要がある。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、

日本原子力研究開発機構が実施した平成 17 ～28 年度のナノ粒子分散ナトリウムに関わる研究成果が含まれる。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1165-1170 (2010).
- [2] Jun-ichi SAITO et al., Journal of Nanoparticle Research, vol.14, p.1298 (2012).
- [3] Toshio Itami et al., Metals, vo.5, pp.1212-1240 (2015).
- [4] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1171-1181 (2010).
- [5] Masahiro NISHIMURA et al., JNST, vol.49, No.1, pp.71-77 (2012).
- [6] Hironori Kanda, et al., Proceedings of ICAPP 2015, France, paper15248
- [7] 神田大徳, 他, 日本原子力学会 2017 春の年会, 2G15
- [8] 福永浩一, 他, 日本化学学会九州支部 平成 29 年度第 1 回講演会, 長崎大学

* Kuniaki Ara¹

¹JAEA

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(4) 3次元免震技術

(4) Three-dimensional seismic isolation technology

* 深沢剛司¹¹三菱 FBR システムズ

1. はじめに

日本は言わずと知れた地震国である。内閣府によれば、日本は世界の 0.25% の国土面積に比して、マグニチュード 6 以上の地震回数が約 2 割とされている^[1]。この数字からもわかるように、日本での地震への備えは不可欠であるといえよう。地震への備えとして、日本では 1980 年代初頭から免震技術の研究が本格化している^[2]。1995 年の兵庫県南部地震によって、免震技術を適用した建築物の観測記録から、その有効性が実証されている^[3]。その後、社会インフラを中心に免震技術の普及が進み、今日では一つの構造様式として定着している。

第四世代炉の候補の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）は、熱効率を向上させるため軽水炉と比べて、その運転時の温度は高温となる。そのため、高速炉の機器設計では熱応力の低減の観点から、薄肉構造が指向されている。一方、機器に作用する地震荷重を考えた場合、厚肉構造が好ましい。よって、高速炉の機器設計では、熱荷重と地震荷重の相反する荷重条件に対して調和を図ることが課題となる。これを解決する一つの方策として、免震技術（積層ゴム系免震装置）を導入することで、機器に作用する水平方向の地震力を低減させる検討が 1980 年代半ばから行われている^{[4][5]}。また、水平に加えて上下方向の地震力の低減を目的とした 3 次元免震システムの研究が 2000 年から行われている。この研究では原子炉建屋を空気ばねで支持し、これによって励起されるロッキング動を油圧機構で抑制するシステムが提案され、その有効性が試験及び解析により確認されている^[6]。

これらの知見を活用しながら、高橋らは、空気ばね、ロッキング抑制機能付オイルダンパ及び積層ゴムから構成される一般建築向けの 3 次元免震システムを世界で初めて実用化させている^[7]。このシステムを導入した地上 3 階 RC 建物の東北地方太平洋沖地震時（2011 年）の観測記録によって、その免震効果が明らかとなっている^[8]。国外でも 3 次元免震システムの開発が進められている。Ying Zhou らは、複数枚の皿ばねを用いた上下免震の概念を提示している^[9]。また Wenguang Liu らは複数の積層ゴムを用いた 3 次元免震システムを提案し、その有用性を試験及び解析を通じて明らかにしている^[10]。このように、国外でも免震システムの高性能化とその実現に向けた開発が進められている。その高性能化の背景には、構造物の安全性の向上を目的として、設計で想定する地震動レベルの増大が挙げられる。

新潟県中越地震（2007 年）や東北地方太平洋沖地震（2011 年）では既設の原子力プラントにて大きな加速度レベルの地震動が観測されている。これを踏まえて、高速炉の設計検討で用いている基準地震動も増大している。これによって、水平のみならず上下方向の地震力の低減も過去に増して重要になっている。また、既設の原子力プラント以外でも大きな加速度レベルの地震動が観測されている。従来、上下地震動は水平地震動に比べて小さいとされてきたが、1995 年以降に国内に整備された地震観測網によって、上下地震動がそれよりも大きくなるケースが観測されている。その代表例として、岩手・宮城内陸地震（2008 年）では、上下方向に重力加速度（G）のおよそ 4 倍の加速度が観測されている^[11]。今後の耐震設計では、過去に増して厳しい地震条件下で、如何に構造物の安全性を確保・向上させていくかが課題となる。

本稿では、地震に対する安全性の向上を目的として、2017 年から検討を進めている高速炉向けの 3 次元免震システムの開発の取り組みについて紹介する。

2.3 次元免震システムの概要

2-1.3 次元免震システムの設計コンセプト

3 次元免震システムの開発コンセプトは、①水平・上下方向の地震応答低減、②コンパクトな配置性、③高い信頼性の実現である。

①地震応答低減については、ロッキング抑制装置等の付帯設備を設けることなく、上下方向の地震応答低減効果を実現させることをコンセプトとしている。また、水平方向についても従来の水平免震システムと同程度の地震応答低減効果の確保を目標としている。図 1 に上下方向の固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響を理論解で求めたものを示す。一般に、上下方向の剛性を低下（低振動数）させることで、上下方向の地震力を低減させることができる。一方、この剛性の低下によって、ロッキング動が励起され、水平方向の固有周期が増大してしまう。これを回避し、水平・上下方向の地震応答低減効果を確保するために、本システムでは上下方向の固有振動数を 3 Hz と設定している。

②配置性については、水平免震システム（積層ゴム系免震装置）と同等の配置性を確保する。これを実現するためには、一般的な水平免震装置と同程度の支持荷重性能を確保し、これを具現化するためのスペースは水平免震装置が取り付けられる図 2 のペDESTAL（■）と同等のサイズにしなければならない。すなわち、配置性の設計目標は支持性能を確保したうえで、ペDESTAL部に入替が可能な 3 次元免震システムを実現させることである。

③信頼性については、付帯設備を設けることなくシンプルな構造を指向し、機械要素技術や免震・制振技術で培われた知見・製造技術を活用することで、安定した力学特性（荷重－変位関係）を実現させることにある。また、そのばらつきを抑制することで、システムとしての品質を確保する。

2-2.3 次元免震システムの構成

著者らが提案する 3 次元免震システムは、積層ゴム、皿ばねユニット及び上下オイルダンパで構成されている（図 3）。皿ばねユニット（皿ばねを並列・直列で組合せたもの）とオイルダンパは平面上に各 4 基配置している。水平方向の復元力と減衰力は各々積層ゴムと水平オイルダンパにより、上下方向は皿ばねユニットと上下オイルダンパで与えられる。本システムは、積層ゴムで生じるせん断力を水平支持構造に負担させることで、このせん断力が上下オイルダンパや皿ばねユニットに直接作用することを回避している。これによって、水平方向と上下方向の免震機能は独立したものとなる。これを実現させるため、水平支持構造には、積層ゴムで生じたせん断力を受けながら、上下方向の応答変位に追従して稼動可能なしゅう動材が設けられている。

上記設計コンセプトを具現化するために、本システムの水平方向と上下方向の固有周期は 10,000 kN の支持荷重に対して、各々 3.4 秒と 0.33 秒（上下固有振動数 3 Hz）となるように積層ゴムと皿ばねユニットの支持機能と復元機能が設計されている（この支持荷重は本システムに導入する積層ゴム（直径 1600 mm）の圧縮面圧に換算すると 5 MPa に相当）。そして、これを実現させるためのスペースは水平免震装置が取り付けられるペDESTALのサイズと同規模となり、そのスペースは限定的なものとなる。このスペースで支持機能と復元機能を実現させるためには、規格基準から逸脱した皿ばねや上下オイルダンパが必要となる。次章では本システムの基幹要素となる皿ばねユニットと上下オイルダンパの開発状況について説明する。

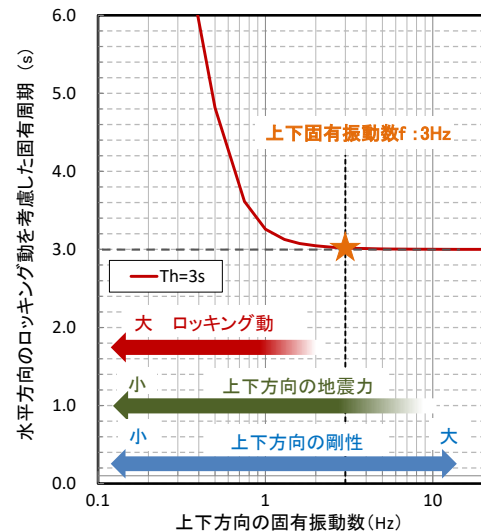


図 1 上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

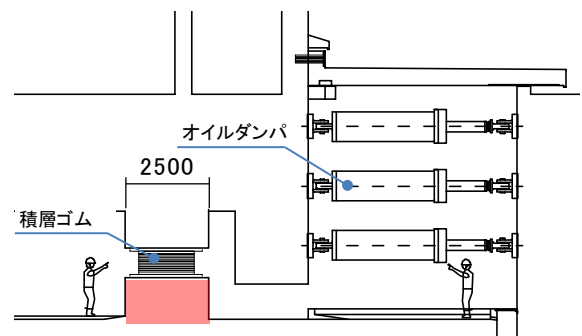


図 2 水平免震システムの側面図



図3 3次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

設計コンセプトの実現にあたり、皿ばねユニットに係わる開発課題は、①コンパクトなスペースで支持機能と復元機能の両立、②ばらつきの抑制、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築となる。支持機能と復元機能の両立については、10,000 kNの支持荷重に対して、上下方向の固有振動数が3 Hzとなるばね定数を確保しなくてはならない。また、これを実現させるための平面寸法はおよそ2.5 m×2.5 mと非常に限られている。そこで、著者らは現行の規格基準を大きく逸脱する大型の皿ばねを複数枚用いて、これらを並列・直列に組み合わせた皿ばねユニットを開発した。本システムに用いる皿ばねの直径は700 mmで、その板厚は34 mmである。この皿ばねを代表的な皿ばねの規格基準(ISO 19690-1、JIS B2706-2013、DIN 2093)の呼び径と板厚一直径関係で比較したものが図4となる。本皿ばね(★)は直径、板厚とも規格基準を大きく逸脱しており、その形状を1/2縮尺(★)としても代表的な規格基準の呼び径を上回る。上記の支持機能と復元機能を両立させるため、この大型の皿ばねを3並列に積み重ね、これをさらに6直列に積層させることで、支持荷重に対して必要な上下方向の固有振動数と地震時の応答変位に追従可能なストロークが確保される。したがって、本皿ばねユニットの設計成立性を見通すためには、大型の皿ばねの製作性、力学特性(荷重－変位関係)の検証が不可欠となる。さらに、原子力施設への導入にあたっては品質を管理するうえで、力学特性のばらつきを把握し、それを抑制することが必須となる。そこで、大型皿ばねの力学特性とそのばらつきを検証した試験について紹介する。

本皿ばねの製作性及び設計式の適用性を検証するため、実大サイズのばねを用いた載荷試験を実施している。本システムに導入している皿ばねは安定した地震応答低減効果が得られるように、その荷重－変位関係は一般的な皿ばねと比較して線形特性を指向した設計となっている。図5に実大皿ばねの荷重－変位関係を試験値と設計値で比較したものを示す。本皿ばねは規格基準を大きく逸脱した形状となるが、その荷重－変位関係は設計で指向したとおりの線形特性となり、この特性は設計式とよく対応することが確認されている。さらに、荷重－変位関係のばらつきを確認するため、72枚の1/2縮尺の皿ばねを用いた載荷試験を実施している。図6に試験値と設計値で正規化したものを示す。製作された皿ばねと設計値との誤差率は95%信頼区間でおおよそ±5%となることが確認された。このように、規格基準を逸脱する皿ばね形状であっても、設計通りの荷重－変位関係が実現可能な皿ばねを製作できる見通しが得られている。

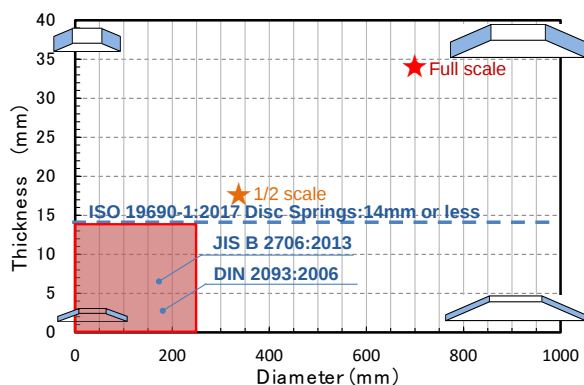


図4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

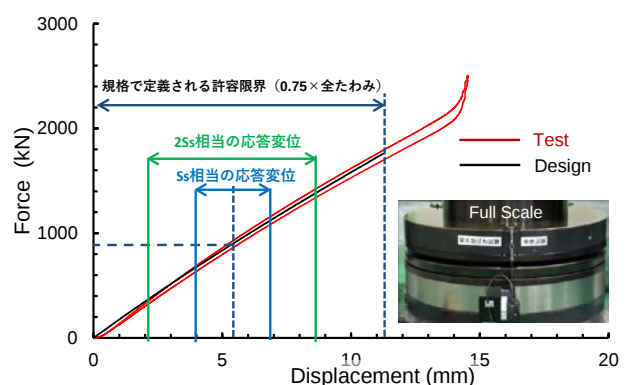


図5 実大皿ばねの荷重－変位関係と設計値の比較

しかし、ここでも課題に直面する。それは本システムに導入する皿ばねに限ったことではないが、製作される皿ばねは程度の差こそあれ、荷重－変位関係にばらつきが生じる。そして、これが皿ばねユニット間のばらつきに影響を及ぼすこととなる。加えて、本システム 1 基あたりの皿ばねの利用枚数は 72 枚（1 ユニット当たり 18 枚）と多い。ばらつきを抑制するために感度解析を試みた場合、この解析で考慮すべき組み合わせ数は膨大となることから、これによって適切な組み合わせを求めることはできない。そこで、著者らは、AI の一種であるメタヒューリスティックアルゴリズムを活用した最適組み合わせ手法を構築した。この手法は、単体で生じる荷重のばらつきを組み合わせによって吸収することで、各ユニット間のばらつきの抑制が可能となる。その結果、図 7 のように計 4 ユニットの荷重－変位関係を高い精度で整合させることができる。また、皿ばねユニットの荷重－変位関係は鋼材の弾塑性挙動で確認される履歴ループと異なったものとなるが、新たに開発した微分方程式による履歴ループモデルを用いることで、地震応答解析で必要となる皿ばねユニットの荷重－変位関係（図 7）を高精度に再現できる。

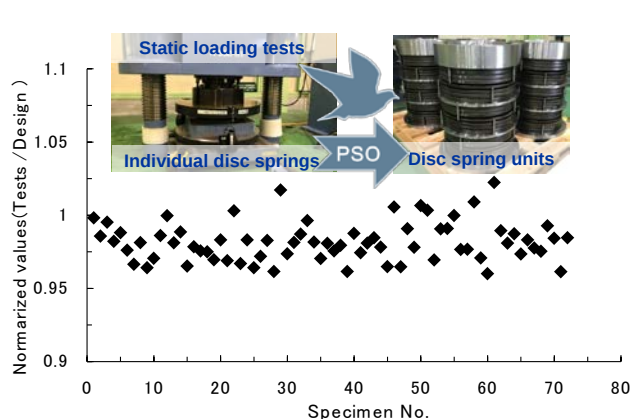


図 6 試験値と設計値の比較（1/2 縮尺）

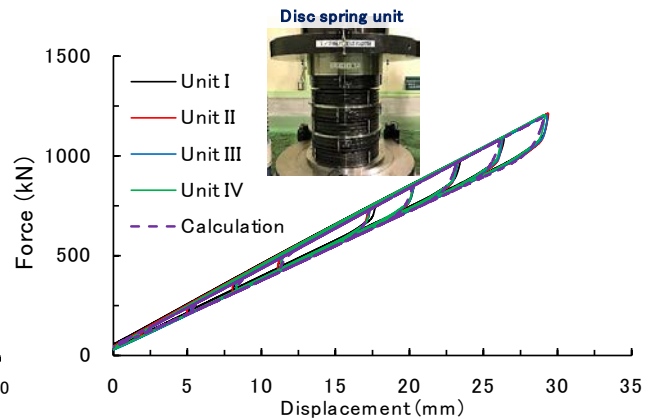


図 7 計 4 ユニットの荷重－変位関係（1/2 縮尺）

3-2 上下オイルダンパ

設計コンセプトを実現させるうえでの上下オイルダンパの開発課題は、①コンパクト化、②高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築である。コンパクト化については、設計コンセプトの配置性を実現させるためには、既製品のオイルダンパと比較して、取り付け長を 300 mm 以上短縮させる必要がある。加えて、一般に油圧系は振動数の増加に伴い、減衰係数が二次曲線的な低下を示す。上下方向の地震応答は、水平方向のそれと比べて低振幅かつ高振動数となる。そのため、高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現は、油圧系にとって不利な条件となる。これらの問題を解決するため、コンパクトで、かつ高振動数領域でも減衰係数の低下が回避可能なオイルダンパを開発した（図 8）。その一基あたりの最大減衰力は 2000 kN で、減衰特性（荷重－速度関係）はリニア型とバイリニア型となっている。

開発した上下オイルダンパの減衰力特性を検証するため、実大サイズの試験体を製作し、加振試験を実施している。試験では、より実現象に近い荷重条件で減衰力を検証するため、地震応答解析で得られた応答変位を試験機への入力信号とする擬似地震波加振を行っている。その結果が図 9 である。上下オイルダンパは低振幅かつ高振動数下の非定常な入力に対して、高い減衰力を確保できることが確認されている。また、その減衰力は新たに開発した Double Dashpot Model によって、入力波形や入力振動数によらず、高い精度で減衰力を再現することが可能となっている。

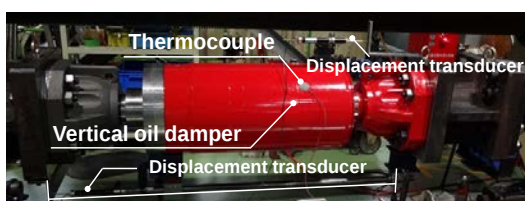


図 8 上下オイルダンパ

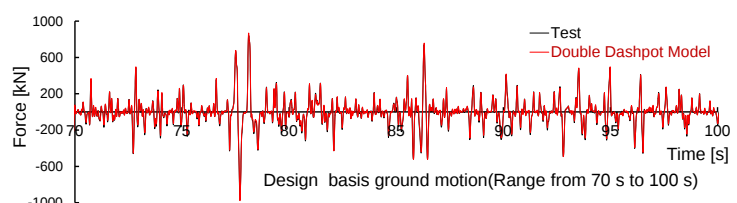


図 9 擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

本免震システムの地震応答低減効果を確認するため、各要素試験で同定した解析モデルを用いて地震応答解析を実施している。入力には本システムのロバスト性を検証するため、高速炉の基準地震動の加速度レベルを2倍にしたものを用いている。その水平と上下方向の最大加速度は各々 16 m/s^2 、 10.67 m/s^2 である。その結果を応答曲線として、水平免震システム（本システムから上下免震機能を取り除いたもの）の応答と併記して図10に示している。本免震システムは幅広い固有周期領域で上下地震応答低減効果が得られている。また、高速炉の機器の耐震成立性上クリティカルとなる原子炉容器の応答については、それが有する固有周期近傍（0.10秒）の応答加速度は水平免震（厚肉積層ゴム）と比較して、およそ1/2となっている。この地震応答低減効果によって、60万kWe級タンク型炉の原子炉容器（直径：16m）の耐震性が向上するだけでなく、100万kWeを上回る大型の原子炉容器（19m）の成立性も見通せるものとなっている^[12]。

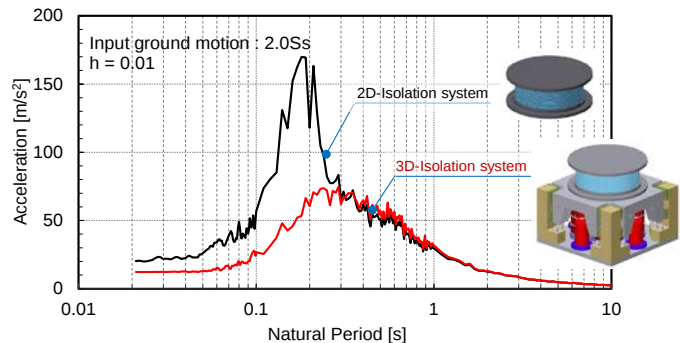


図10 3次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

本稿では2017年から検討を進めているロッキング抑制装置を導入することなく、水平・上下方向の地震応答の低減が可能な3次元免震システムの設計コンセプトを概説した。このシステムは機械要素や一般建築で多用されている皿ばねやオイルダンパ等の設計・製造方法を活用したものである。これによって地震応答低減のみならず、それらの安定した力学特性の実現と製作が期待できる。本システムに限ったことではないが、免震システムは建屋の支持機能と地震応答低減機能を担っている。そのため、免震システムの設計裕度がプラントに及ぼす影響は大きい。今後は、本システム特有の破損モードを抽出しながら、設計裕度の考え方を整備していく計画である。

冒頭でも述べたように、耐震設計で要求される地震動レベルは増大傾向にあり、過去に増して厳しい地震条件に対して構造物の安全性を向上させていくことが課題となる。しかし、地震動レベルの増大とともに免震技術も新たなシステムが開発されることによって進化してきた。そして、本システムが将来の地震に対して安全性向上の一助となるように、その実現に向けて努めていきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省からの受託研究である「平成29年度・平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施された成果である。

なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 内閣府, 日本の災害対策, 2015年
- [2] 藤田, 他2名, 積層ゴムによる重量機器の免震支持, 日本機械学会論文集, 50巻, 454号, pp.933-942, 1984
- [3] Design Recommendations for Seismically Isolated Buildings, Architectural Institute of Japan, 2016
- [4] 高橋, 他4名, FBRプラントへの免震構造適用性に関する研究: その1 鉛ゴム支承の実験, 日本建築学会学術講演梗概集B, 構造I, pp.983-984, 1986
- [5] T.Inagaki, et al., The present status of DFBR development in Japan, Progress in Nuclear Energy, Vol.32, Issues3-4, pp.281-288, 1998
- [6] M.Morishita, et al., Development of three-dimensional seismic isolation systems for fast reactor application, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol. 4, No. 3, 2004
- [7] O. Takahashi, et al., Construction of civil building using three dimensional seismic isolation system, World Conference on Earthquake Engineering, 2008
- [8] 富澤, 他5名, 3次元免震システムを適用した建築物の地震観測記録に関する考察, 日本建築学会構造系論文集, 第77巻, 第679号, pp.1393-1402, 2012
- [9] Ying Zhou, et al., Analytical and numerical investigation of quasi-zero stiffness vertical isolation system, ASCE, Vol. 145, Issue 6, 2019
- [10] Wenguang Liu, et al., Static test and seismic dynamic response of an innovative 3D seismic isolation system, ASCE, Vol. 144, Issue 12, 2018
- [11] 青井, 他4名, 2008年岩手・宮城内陸地震の地震動の特徴, 防災科学技術研究所, 主要災害調査 第43号, 2010
- [12] M.Uchida, et al., Seismic evaluation for a large-sized reactor vessel targeting SFRs in Japan, ICAPP 2018, pp.380 - 386, 2018

* Tsuyoshi Fukasawa¹

¹Mitsubishi FBR Systems.

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

[3J_PL] 2019 Award Commemorative lecture of Social and Environmental Division

Trends in Nuclear Public Opinion

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[3J_PL01] Dynamics of Nuclear Power Public Opinion

*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

[3J_PL02] Transition of Nuclear Public Opinion and Information Acquisition Behavior

*Hiroshi Kimura¹ (1. Kimura Learning Consultant)

[3J_PL03] Public Opinion Concerning Nuclear Energy and AESJ members' perception

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 ―原子力に対する世論動向―
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(1) 原子力発電世論の力学

(1) Dynamics of Public Opinion on Nuclear Power Generation

*北田 淳子¹¹原子力安全システム研究所

1. はじめに

原子力発電世論（以下「原発世論」）についての筆者の研究による知見を整理し、変動の実態と力学を実証的に明らかにすることを目的に『原子力発電世論の力学』を出版した。この本では、まず世論の概念について、次いで「理念としての世論」の把握方法として討論型世論調査について「エネルギー・環境の選択」での実施例を交えて検討した。それらをふまえ、標本調査である世論調査は、回答の質や方法論の面で限界や欠点があるが、世論についての科学的データとして他に代わるものがなく重要であることを述べて、導入とした。

2. 原発世論を規定する要因の論考・モデル化

個人の原子力発電態度の規定因や、原子力への社会の反応、原子力発電反対論などから、原発世論を規定する要因を考察し、以下の3要素に整理した。①「リスクの要素」：原子力発電の本質的弱点である危険性についての評価、②「効率性の要素」：電力確保という目的に照らした原子力発電の機能面の評価、③「脱物質主義」：原子力発電やエネルギーというテーマに限定されない基本的価値観。価値観を加えたのは、リスクと効率性（必要性）の単なる比較考量ではないという意味をもつ。価値観は、政治的保守・革新、参加型決定手続きの選好、科学観、環境意識などと原子力発電への態度との関係をふまえて、脱物質主義とした。原発世論はこれら3要素の力のバランスの変化によって肯定・否定方向に変化するという概念的モデル（図1）を考えた。

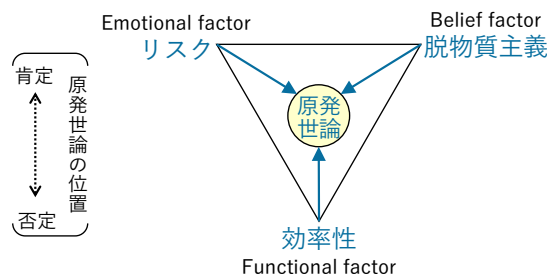


図1 原発世論の変動モデル

原発世論は、3要素から矢印の向きの力を受けて、逆三角形のなかを垂直方向に動く。矢印の太さは力の強さをあらわす。原発世論の位置は3つの力のバランスで決まり、上に位置するほど肯定的、下に位置するほど否定的であることをあらわす。

3. 継続調査データの分析

原子力安全システム研究所（INSS）が1993年～2016年に実施した継続調査（関西地域の18～79歳を対象に無作為抽出、訪問留置法）のデータに基づき、原発世論と3要素の変動を調査時の出来事や社会状況と関連付けて分析し、特徴をまとめた。データは紙幅の関係で本稿に掲載できないが当日お示しする。

3-1. 原発世論の変動

1880年代以降の報道機関をはじめさまざまな機関の調査結果を総合した分析により示されたのは、日本の原発世論はチェルノブイリ事故では大きな影響を受けなかったが、福島原発事故では事故後4カ月ほどの短期間で大きく変化したこと、その変化の内容は「現状維持」から「減らす」への移行であるということである。

INSS継続調査では、「利用もやむをえない」という消極的容認を中心とする利用肯定は、1990年代以降7割を超えていた。福島原発事故までの20年近くの間は、「事故・事件の続発と開発利用低迷の時代（吉岡斉，2012）」といわれるが、個々の出来事に対応する原発世論の変動はほとんどなかった。2000年代後半は原子力ルネサンスやリーマンショック後の経済低迷の中で原子力発電の活用に向向きな社会状況があり、利用肯定は漸増傾向であったが、福島原発事故により大きく減少した。原発世論は、基本的に事故・事件では変動しにくく、安定性があるが、過酷事故では短期間で大きく変化して定着するといえる。

3-2. リスクの要素の変動

福島原発事故以前も、人々はチェルノブイリ級の事故の発生リスクがゼロだとは思っていなかった。過去の事故や事件では、不安感やリスク感、関連組織への不信感の変化は一時的であった。それらの事故や事件の認知度は急速に低下し、チェルノブイリ事故の認知度を大幅に下回るようになったことから、それらの出来事は人々の原子力発電のリスク像を超えるものではなかったと考えられる。2000年代後半は、事故や事件の発生年を除くと、原子力発電に対する不安感などは漸減傾向であったが、原子力発電への主な反対理由に変化はなかった。主な反対理由は「大事故の被害の大きさ」「放射性廃棄物」「放射能汚染の恐れ」であり、いずれも被ばくの恐れに起因する。つまり、不安感などは低下しても、原子力発電の危険性についての基本認識は変化していなかったといえる。福島原発事故では、不安感やリスク感、不信感が大きく高まり、その後の数年間で一定程度低下したものの下げ止まっている。チェルノブイリ事故の認知度は、社会の記憶としてその後の世代にも継承されていたが、福島原発事故後に大きく低下した。日本人の原子力発電のリスク像が、歴史的出来事であるチェルノブイリ事故から、リアリティのある福島原発事故に置き換わったと考えられる。リスクの要素は、事故や事件に敏感に反応して不安感や不信感が高まるが、時間経過による当該事象の認知度の低下に伴い短期で低下し、復元する傾向がある。ただし、過酷事故ではリスク認識が更新される。

3-3. 効率性の要素の変動

① **安定供給の側面：** 原子力発電は3Eのなかでは、長く利用されてきた事実があるために安定供給の面での有用性が最も評価されているが、その評価は福島原発事故後の長期停止にともないやや低下している。将来の電力需要は増えていくと予想されている一方、将来の供給力についてはあまり懸念されていない。福島原発事故後の電力不足では節電行動が高まり、人々は節電によって乗り切ったと認識していた。しかし、節電行動はその後徐々に低下し、事故前の水準に戻っている。供給力の低下に起因する過去の電力不足の際にも、人々は供給側より需要側の問題として消費を減らすという発想でとらえる傾向がみられた。供給力確保の問題には意識が向きにくいことが示唆される。

② **経済性の側面：** 原子力発電はコストの低い電源と認識されているが、社会の電源を選択する基準として、経済性（電気料金の安さ）はあまり重視されていない。福島原発事故後の長期停止により電気料金が値上げされたが、人々に自宅の電気代が増えたとの認識はなかった。電気料金は、使用量や燃料調整費など変動要因があり、家計に占める割合も低いことから、支払額の増減に対する個人レベルの感度が低く、人々は値上げや値下げに順応しやすいことが示唆される。原子力発電を減らす場合の経済影響として、電気料金が上昇するという直接的影響は認識されているが、マクロ経済への影響はあまり認識されていない。マクロとミクロのいずれの影響についての認識も、福島原発事故後の長期停止にともない低下した。電気料金の上昇によるマクロ経済への影響は、業種による相違や景気・為替などの要因も大きく関係するため、影響の実態が明らかになりにくく、また、経済面の変化を電気料金や原子力発電に人々自らが自ら関連づけるのも難しい。経済効率性における原子力発電の効用は認識されにくいことが示唆される。

③ **環境の側面：** 地球環境問題への関心は高く、温暖化対策の必要性の認識や、ある程度の不利益や支障があってもCO₂を削減すべきとの認識はあるが、削減手段として原子力発電が有効だとはあまり認識されていない。むしろ原子力発電の利用否定層でCO₂削減に積極的な傾向がある。福島原発事故後の長期停止によりCO₂排出量が増加したという事実は認識されず、温暖化対策としての原子力発電の有効性評価も高まらなかった。

効率性の要素である3Eは、政策決定側が高い優先順位を与えている合理的判断からの視点であるが、人々の受けとめとして、電気料金上昇への感度は低く、電力の安定供給や経済への影響、CO₂排出量のいずれも実態が見えにくく原子力発電との関係も自明ではない。実態の変化による認識の変化が生じにくい傾向がある。

3-4. 脱物質主義の変動

脱物質主義的価値観を「経済より環境優先」という意識でとらえると、リーマンショック後の低下など揺れはあったが、この23年間で価値観の移行というような一方向への変化はなかった。どの時点においても原子力発電の利用に否定的な層ほど「経済より環境優先」意識が強いという関係が一貫して認められた。ただ

し、環境優先であっても、環境のためのコストを負担して支える意識は必ずしもともなっていなかった。この間に退出した高齢世代と参入した若年世代のいずれも「経済より環境優先」意識が相対的に弱い傾向があった。福島原発事故後の複数の調査において若年層のほうが原子力発電に肯定的であるとの結果と整合する。

4. 23 年間の変動の要約

1993 年～2016 年間でポイントとなる 4 時点をモデルで表現した（図 2）。変動を単純化して述べると以下ようになる：**脱物質主義の要素**は安定している。その中で、**リスクの要素**は、チェルノブイリに象徴される原子力発電のリスク認識が時間経過によって日常意識から遠ざかり、事故やトラブルによるリマインド効果を挟みながら長期的に低下する過程にあったところ、自国の過酷事故によって更新された状態にある。**効率性の要素**は、安定供給への貢献を中心に、長く利用されてきた事実に基づいて生まれる肯定的な認識が、利用に前向きな社会状況によってやや強まる時期を経て、「疑似的な脱原発状態」のなかで低下した状態にある。

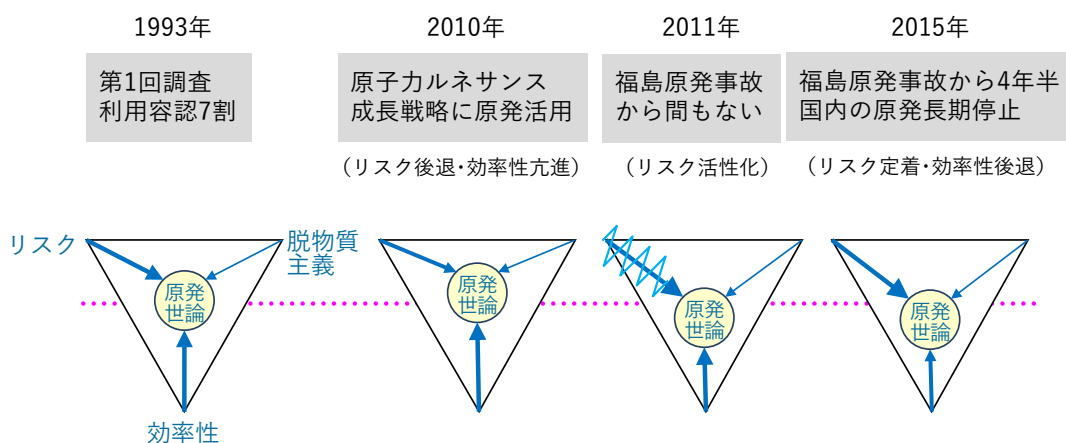


図 2 モデルで表現する原発世論の時系列変化

5. 今後の原発世論

本研究で得られた重要な知見として、原発世論の安定性と、福島原発事故により利用否定が大きく増えたが脱物質主義は強まっていないという 2 点をあげたい。原発世論は、福島原発事故による混乱が残り、社会にエネルギー問題や原子力発電の効率性の要素について冷静に議論する雰囲気になかった時期に変化し、それ以降ほとんど動かず、原子力発電を将来的に維持することへの支持が失われている。しかし、経済より環境優先の価値観が強まったのではないということは、今後の電源を考える上で、経済の優先順位を下げたり、電力に依存しない生活スタイルへの転換を前提にすることはできないと考えられる。原発世論の安定性の背景には、インフラの変更は社会的コストが大きく、白紙で選択し直す問題ではないこと、ニュースなどで判断材料が常に供給されて短期間で大きく動く内閣支持とは異なり、判断材料が更新されにくいことがあると考えられる。効率性の要素の 3E に関しては、事故や事件のように注目される出来事が起きることは少ない。電力不足や電気料金の上昇、CO₂排出量の増大など個別の問題意識が高まったとして、それがエネルギーや電気・電力に関連することは自明であっても原子力発電との関連は自明ではなく、解決法が原子力発電に特定されるものでもない。説明がなければ、人々が個別の問題を原子力発電の必要性を考える文脈に結びつけることは難しい。一方、効率性の要素が弱まる方向の変化には、中長期的には発電や蓄電の技術革新、また生活の質を下げずに消費量を減らす効率化などの技術革新が関係し、時間軸を先に延ばすほど技術革新の可能性が高まる。効率性の要素をめぐる情報がどのように伝えられるかが重要になる。今後の原発世論にとって、福島原発事故で更新されたリスクの要素の時間経過による低下の行方と、CO₂削減圧力や再生可能エネルギーの実態をふまえた効率性要素の再認識の行方が大きく関わると考えられる。

参考文献

北田淳子（2019）『原子力発電世論の力学——リスク・価値観・効率性のせめぎ合い』 大阪大学出版会。

*Atsuko Kitada¹

¹ Institute of Nuclear Safety System, Inc.

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 ―原子力に対する世論動向―
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(2) 原子力世論の推移と情報獲得行動

(2) Changes in Public Opinion and Information Acquisition Behavior Concerning Nuclear Energy

*木村 浩¹¹パブリック・アウトリーチ

1. 「原子力に関する世論調査」(日本原子力文化財団)の概要

ここでは、「原子力に関する世論調査」(実施者:日本原子力文化財団)による結果の一部を紹介する。同調査は、2006 年度から継続的に実施されている。最新の第 13 回調査は 2019 年 10 月に行われた。対象は全国 15 歳～79 歳男女 1200 人、割り当て留め置き法による質問紙調査である。なお、本稿における質問や選択肢の正確な文言については、原本 (https://www.jaero.or.jp/data/01jigyoutyousakenkyu_top.html) を参照のこと。

2. 原子力世論の推移

図には、今後の原子力の利用に関する調査結果を示した。本項目は東日本震災後に設置され、最新の調査まで継続的に実施されている。もっとも多い意見は「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」であり、5 割弱の選択率で安定している。また、ここ数年は、原子力の積極的利用の意見が増加し、即時廃止の意見は減少しているという傾向がうかがえる。

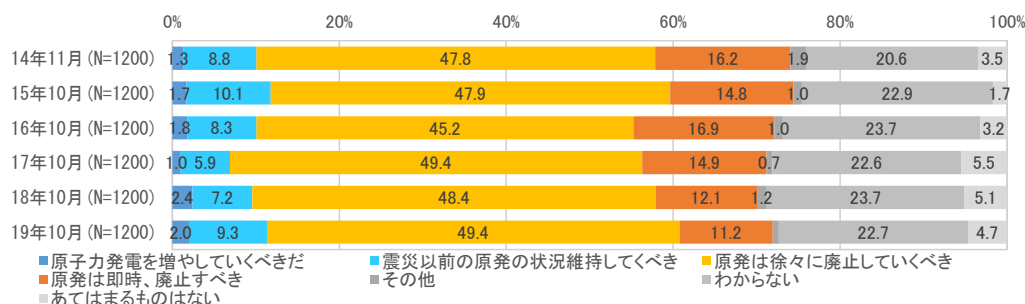


図 「今後日本は、原子力発電をどのように利用していけばよいと思いますか。」

3. 原子力・エネルギー・放射線に関する情報獲得行動

「あなたは、ふだん原子力やエネルギー、放射線に関する情報を何によって得ていますか。(複数選択)」の結果によれば、普段情報を得ている主要なメディアは、「テレビ(ニュース)」82.5%、「新聞」54.6%、「テレビ(情報番組)」44.3%。「検索サイト上のニュース」22.4%、「スマートフォンのニュースアプリ」17.7%と、インターネットからの情報獲得も多い。また、「家族、友人、知人との会話」も 16.2%の選択率がある。

情報獲得するメディアは年代差が大きく、特に新聞は 30 代以下の若年層離れが目立つ。また、インターネットについては、若年層の中でも利用メディアが異なり(下表)、単純な構造にはなっていない。

表 インターネットメディアについてのクロス集計(列項目内の百分率(%))

	全体	性別		年代				原子力利用への態度			
		男性	女性	10代	20・30代	40・50代	60・70代	増加維持	徐々に廃止	即時廃止	わからない
全体(N)	1200	592	608	74	335	407	384	136	593	134	272
検索サイト上のニュース	22.4	27.2	17.8	16.2	28.1	28.5	12.2	32.4	25.3	20.9	14.3
マスコミのニュースサイト	12.8	15.7	9.9	5.4	9.6	13.3	16.4	14.0	14.7	16.4	7.0
スマートフォンのニュースアプリ	17.7	19.6	15.8	18.9	22.7	18.9	11.7	22.8	18.4	14.2	13.6
LINE	8.2	8.1	8.2	24.3	12.2	6.9	2.9	8.1	8.8	3.7	7.0
ツイッター	5.3	4.9	5.6	16.2	9.6	3.9	0.8	8.1	4.9	3.7	4.8
動画投稿サイト	3.4	4.7	2.1	12.2	4.2	2.7	1.8	5.1	3.7	3.7	2.2

*Hiroshi Kimura¹¹Public Outreach, Non-profit.

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演—原子力に対する世論動向
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(3) 原子力世論と原子力学会員の認識

(3) Public Opinion Concerning Nuclear Energy and AESJ members' perception

*土田昭司¹¹関西大学

1. 首都圏住民と日本原子力学会会員に対する質問紙調査の概要

社会・環境部会では、特別専門委員会の活動として 2007 年から 2014 年まで毎年首都圏住民と日本原子力学会会員を対象とする質問紙調査を実施してきた。一般住民と専門家である学会員との認識の差について報告する。学会員調査は、会員名簿から無作為に抽出された 1,400 名を対象に調査票を郵送し、毎年の有効回答数は 559 名(39.9%)から 611 名(44.6%)であった。首都圏住民調査は東京駅を中心に半径 30km の範囲内に居住する 500 名を段階無作為割当抽出して回答を得た。なお、本報告の詳細については https://doi.org/10.3327/jaesjb.56.4_245 を参照のこと。

2. 原子力に対する首都圏住民世論と日本原子力学会会員の意見

原子力発電に対する世論は、1F 事故前には 60%以上の回答者が容認するとしていたが、1F 事故後にはほとんどの回答者が容認しないようになった。諸々の世論調査の結果を見ると、事故後の原子力発電に対する世論には現在に至るまで大きな変化は見られていない。これに対して、学会員の意見は、2014 年 1 月の時点において、80%以上の回答者が原子力発電は安全であり推進すべきであるとしていた。

原子力関係者への信頼感は、一般市民において 1F 事故後に半減した。

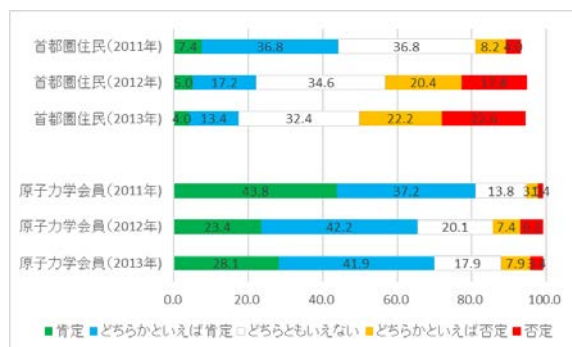


図1 原子力に携わる人たちの安全確保に対する意識や努力を信頼している

3. 日本原子力学会会員の自分がどのように見られているかについての認識

日本原子力学会は多様な会員を擁しているものの、大多数の学会員は原子力の専門家であると自覚しているであろう。2014 年に実施した調査結果は、一般市民がもつ原子力の専門家に対する認識と、学会員が一般市民から原子力の専門家がどのように見られているかの認識には大きなずれがあることが示された。

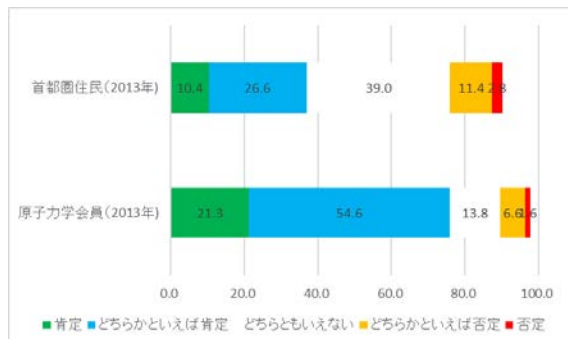


図2 原子力に携わっている人たちの価値観や考え方は、一般の人たちとずれている

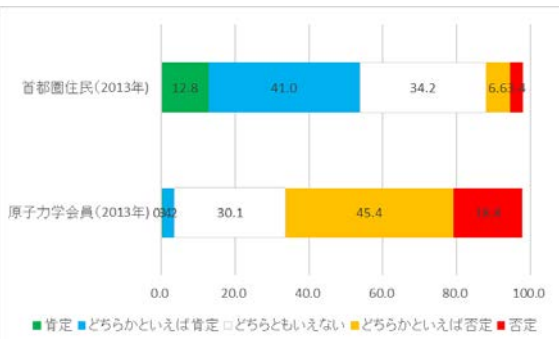


図3 原子力に携わっている人たちに感謝している

*Shoji Tsuchida¹¹Kanazawa University.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

future Initiatives

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[3K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentarō Funaki¹ (1. METI)

[3K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[3K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[3K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(1)原子力イノベーションの追求

(1)Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎

経済産業省

2018年7月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019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において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

本講演では、政府機関における取組みを紹介することにより、安全規制への対応を含め、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

経済産業省は、2019年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化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）に着手したところである。また、文部科学省、日本原子力研究開発機構と連携し、日本原子力研究開発機構が保有する試験研究施設の供用や、新型炉開発等を通じて蓄積したデータ、知見・経験の共有を通じ、民間の取組を活性化することを目指している。さらに、人材育成や規制との対話に向けた取組みを有機的に連携させることにより、原子力イノベーションの促進を図ることを企図している。

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i)技術の成熟度、ii)実用化された際の市場性、iii)開発体制の構築、iv)実用化する際の規制対応といった4つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、この中で、規制対応については、米国において新型炉や先進技術を開発する事業者が主導して策定・提示する安全設計の方針や要件、高温ガス炉などの新型炉開発に際して日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定・提案し、日本原子力学会を通じて有識者の支援・サポートも得つつ、国際的に提案している取組みが参考となる。

*Kentaro Funaki

Ministry of Economy, Trade and Industry

2020年春予稿からの転載

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(2) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

(事例紹介 : NuScale)

(2) Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

* 吉田 英爾¹, 小池 大介², Paul Boyadjan³¹日揮株式会社, ²株式会社 IHI, NuScale Power, LLC³

1. NuScale power plant

1-1. NuScale power plant current status

Drawing on 60 years' experience with commercial application of PWR technology, the NuScale SMR is an evolutionary simple and innovative advancement. NuScale SMR design incorporates unique features that reduce complexity, improve safety and resilience, enhance operability, and reduce costs.

To date, licensing of the NuScale design within the U.S. has progressed to completion of Phase 4 of NRC review in Dec. 2019. NuScale is on track to meet the significant milestone of NRC design certification in January 2021.

1-2. NuScale general description

The NPM (NuScale Power Module) is the fundamental building block of NuScale SMR plant. It consists of a reactor core housed with other primary system components in an integral reactor pressure vessel (RPV) surrounded by a steel containment vessel, all of which is partially immersed in a large pool of water that also serves as the ultimate heat sink. As many as 12 NPMs can be co-located in the same pool for scalability. The major NuScale SMR design features and nominal parameters are provided in Figure 1.

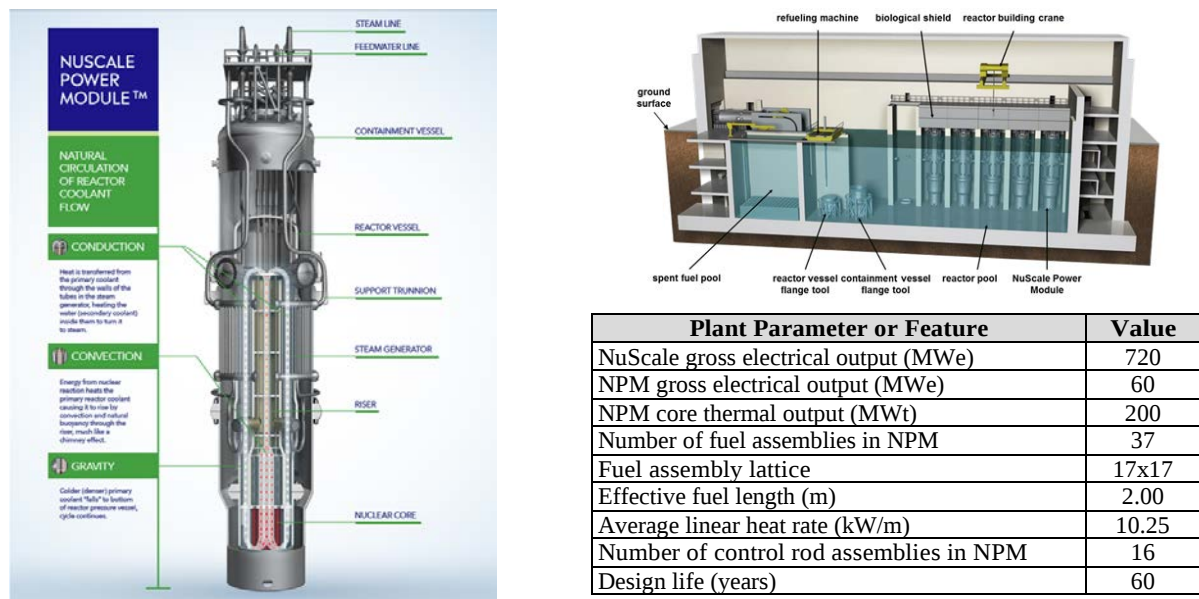


Figure 1 : Major NuScale power plant design features

*Hideji Yoshida¹ and Daisuke Koike²¹JGC JAPAN Corporation, ²IHI Corporation

2. Safety features

The NuScale design is the safest advanced light-water reactor. No other design has demonstrated the fully passive and fail-safe core cooling, assured ultimate heat sink cooling, and unlimited cool-down without operator action, electrical power, or water re-supply. The reactor building is a seismically robust (Seismic Category I) structure capable of withstanding natural and man-made events.

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

NuScale's Defense-in-Depth approach is compared to a conventional LWR in Table 1, organized by International Atomic Energy Agency (IAEA) defense-in-depth levels.

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

Defense-in-Depth Level	Conventional LWR	NuScale
1 – Prevent abnormal operation and failures	~20 safety-related systems - Historical set of design basis events - Active safety systems that require electrical power - Core damage frequency (CDF) $\sim 1 \times 10^{-5}$	- Only 8 safety-related systems required for safe operation - Reduction in design basis events due to simplified design - Passive safety systems* - CDF $< 1 \times 10^{-7}$*
2 – Control of abnormal operation and detection of failures	Multiple active systems required to protect critical assets	Simple, passive systems to protect assets*
3 – Control of accidents within the design basis	Several design basis events lead to core damage	No design basis events lead to core damage*
4 – Control of severe accident conditions	Numerous active systems and operator actions requiring power.	Passive systems requiring no power or operator action.
5 – Mitigation of consequences of significant radiological releases	- Large early releases - Emergency planning zone = 10 mi	- Small delayed releases* - Emergency planning zone < 10 mi*

*IAEA DiD improvement recommendation (INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)

2-2. Maximizing Simplicity

The use of innovative and simplifying features in NuScale design has a positive cascading effect on plant safety. Fundamental to NuScale's focus on simplicity is the incorporation of all major reactor coolant systems inside the reactor pressure vessel.

The innovative design of the NuScale ECCS requires no AC or DC electrical power to cope with design basis events. All valves are automatically aligned in their safe positions upon loss of power. By simplifying the reactor design and associated engineered safety features, it is easier to build in safety system diversity, redundancy, and independence. As a result, the plant's response to design basis and beyond design basis accidents (BDBA) is also simpler. The simplified response enables levels of automation not achievable in more complex designs.

Individual NPMs are designed to be independent from each other to the greatest extent possible to simplify and standardize NPM safety and auxiliary systems. NPM independence, from a safety perspective, ensures that upsets in one NPM do not propagate to others.

Table 2 provides a comparison of safety systems and components required to protect the reactor core for the NuScale Power Plant versus a typical PWR plant.

Table 2 : Safety systems and components required to protect the NuScale core in the US

Safety System or Component	Typical PWR	NuScale	Safety System or Component	Typical PWR	NuScale
Reactor Pressure Vessel	✓	✓	Condensate Storage Tank	✓	
Containment Vessel	✓	✓	Auxiliary Feedwater System	✓	
Reactor Coolant System	✓	✓	Emergency Service Water System	✓	
Decay Heat Removal System	✓	✓	Hydrogen Recombiner or Ignition System	✓	
Emergency Core Cooling System	✓	✓	Containment Spray System	✓	
Control Rod Drive System	✓	✓	Reactor Coolant Pumps	✓	
Containment Isolation System	✓	✓	Safety-Related Electrical Distribution System	✓	
Ultimate Heat Sink	✓	✓	Alternative Off-Site Power	✓	
Residual Heat Removal System	✓		Safety-Related Emergency Diesel Generators	✓	
Safety Injection System	✓		Safety-Related Class 1E Battery System	✓	
Refueling Water Storage Tank	✓		ATWS Mitigation System	✓	

2-3. Design basis accident

The NuScale SMR has its origins in the principle that advanced reactors can be made safer – safer to operate, safer for the public, and safer during and after accidents. From the elimination of primary coolant pumps to NuScale innovative passive emergency cooling system, NuScale design maximizes simplicity while providing defense-in-depth through redundancy, diversity, and independence of safety systems. NuScale risk-informed performance-based (RIPB) design leverages risk information in early design stages, simultaneously improving safety and reducing cost.

NuScale SMR design enhances plant safety through its deliberate design choices that eliminate or reduce the likelihood of potential accident initiators. As summarized in Table 3, six of eight traditional design basis accidents applicable to existing PWRs are eliminated or have reduced risks for NuScale NPMs.

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	<u>Reduced</u> consequences from lower fuel failure fraction
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	<u>Eliminated</u> with natural circulation of primary coolant
Spectrum of control rod ejections	No change
Steam generator tube rupture	<u>Reduced</u> likelihood from tubes in compression (shell-side primary flow)
Large break LOCA	<u>Eliminated</u> by use of integral primary system configuration
Small break LOCA	<u>Reduced</u> consequences from no fuel heatup
Design basis fuel handling accidents	<u>Reduced</u> source term from half-height fuel assemblies and 15.2 m of water above spent fuel assemblies

2-4. DHRS and ECCS

The NPM are submerged in the reactor pool, which is part of the UHS. Passive heat removal to the UHS using DHRS and ECCS maintains core cooling without pool inventory makeup or operator action (Figure 2).

The decay heat removal system (DHRS) is used when the main steam isolation valves (MSIVs) and feedwater isolation valves (FWIVs) are closed. Once a DHRS passive condenser is in service, a closed natural circulation loop is established transferring core decay heat and sensible heat to the UHS. Emergency core cooling system (ECCS) valves open to establish natural circulation flow of reactor coolant between the reactor pressure vessel and the CNV. The CNV is immersed in the UHS, and transfers heat passively to the UHS.

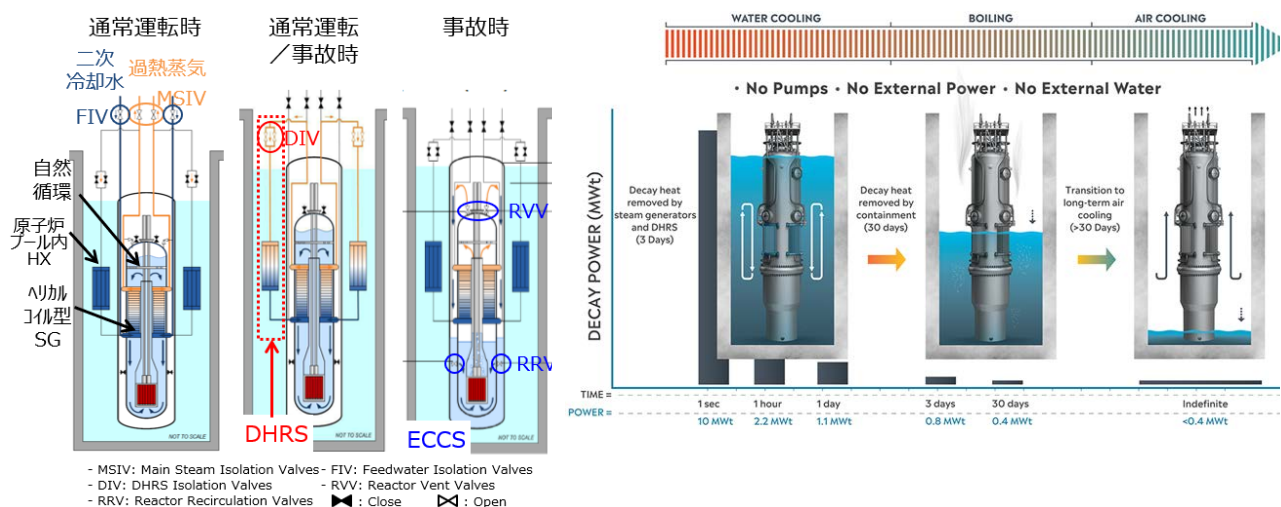


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

The NuScale-specific severe accident and source term analyses provide the technical basis for simplifying emergency planning and reducing the size of the NuScale plant emergency planning zone (EPZ) compared to traditional PWRs. Emergency planning is a fundamental part of NuScale defense-in-depth strategy with levels of defense that include accident prevention, accident mitigation, and protective actions. Based on this methodology and criteria as well as source term and radiological dose calculations, NuScale calculates that the EPZ can be reduced from the current 10-mile radius of most U.S. nuclear plants to the site boundary as shown in Figure 3. Reducing the EPZ size to the site boundary is only possible due to the incredible safety offered by NuScale design, which results in substantial reduction of societal risks to the public.

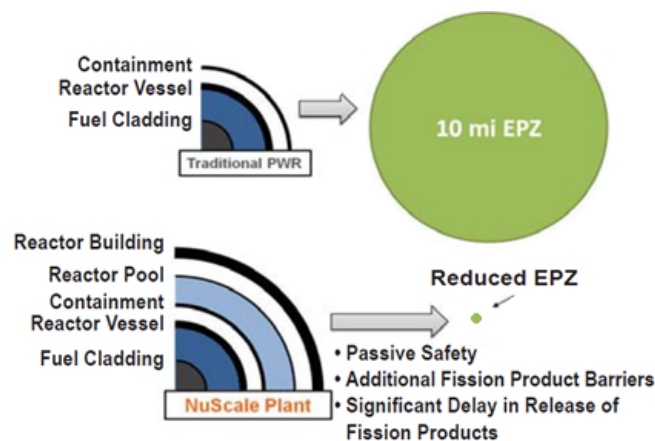


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

The NRC regulations include a process by which applicants can propose an alternative to existing requirements, known as exemptions. This process ensures that the alternative approach protects public health and safety. NuScale includes some exemption requests in its design certification application. These exemption requests are necessary to properly address the passive safety approach inherent in NuScale design. The design certification application provides the justification for the safety of each alternative sought by NuScale. The following seventeen (17) exemptions in Table 4 has been applied and approved by NRC.

Table 4 : List of exemptions in the US

No.	Regulation or Regulatory Guide	Description
1	10 CFR 50, Appendix A, GDC 17 & 18	Electric Power Systems
2	10 CFR 50, Appendix A, GDC 19	Control Systems
3	10 CFR 50, Appendix A, GDC 27	Combined Reactivity Control Systems
4	10 CFR 50, Appendix A, GDC 33	Reactor Coolant Makeup
5	10 CFR 50, Appendix A, GDC 40	Testing of Containment Heat Removal System
6	10 CFR 50, Appendix A, GDC 52	Containment Leakage Rate Testing
7	10 CFR 50, Appendix A, GDC 55, 56, & 57	Containment Isolation
8	10 CFR 50.34(f)(2)(viii)	Post-Accident Sampling
9	10 CFR 50.34(f)(2)(xx)	Power Supplies for Pressurizer Relief Valves, Block
10	10 CFR 50.34(f)(2)(xiii)	Pressurizer Heater Power Supplies
11	10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(E)	Containment Evacuation System Isolation
12	10 CFR 50.46a and 10 CFR 50.34(f)(2)(vi)	Reactor Coolant System Venting
13	10 CFR 50.44	Combustible Gas Control
14	10 CFR 50.46	Fuel Rod Cladding Material
15	10 CFR 50, Appendix K	Emergency Core Cooling System Evaluation Model
16	10 CFR 50.54(m)	Control Room Staffing
17	10 CFR 50.62(c)(1)	Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram

4. Summary

This paper introduced the features and passive safety of NuScale SMR, and the initiatives of regulatory and applicant in safety review for design certification of NuScale SMR in the United States.

The current Japanese new safety regulations are intended for restarting existing NPPs and are not intended for application to innovative reactors such as NuScale SMR. In addition, it is hardly reasonable to mechanically apply various SA measures newly introduced in the new safety regulations to innovative reactors such as SMR. If they do it, it is expected that the inherent benefits for the innovative reactors will be significantly impaired. In other words, new safety requirements and safety standards different from existing light water reactors should be considered and established for innovative reactors such as SMR. It should be understood that the US approach, that the applicant proposes alternatives to existing regulatory requirements that do not match the SMR and discusses with regulatory body, also illustrates one approach to such an attempt.

In other words, when considering safety requirements and safety standards suitable for an innovative reactor, the US approach is helpful, but need not be limited to it, and should be approached from a broader perspective and viewpoint. It is necessary to aim for the establishment of safety requirements and safety standards that higher safety can be achieved more rationally. Toward such a large goal, we would like to propose that gathering wisdom from industry, government and academia, a serious discussion on “What should be the safety requirements and safety standards for innovative reactors such as SMR?” should be started aggressively and quickly, first of all. We would also like to request sincerely that a new regulatory framework be applied to innovative reactors such as SMR are created based on the results of such discussions, and conclude this presentation.

Note that this proceeding is reprinted from the proceeding of 2020 annual meeting.

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(3) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

(事例紹介：BWRX-300)

(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*松浦 正義¹¹日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

安定電源でかつ CO₂ は発生させない原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには、資本費を低減するとともに、ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し、資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）（日立 GE）は、米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し、高度な安全性を維持した上で経済性を向上した次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. プラント基本概念

BWRX-300 の主要仕様を表 1 に、概念図を図 1 に示す。BWRX-300 は電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は、原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送る、シンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では、さらなる簡素化を追求し、原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を採用した。この結果、安全性を高めつつ非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化し、出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は、機器点数削減による信頼性の向上や廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。原子炉系のほとんどの機器に実績のある技術を採用することで、開発リスク及び許認可リスクを最小化し、早期の市場投入を狙う。主要な開発項目は原子炉一次冷却材圧力バウンダリの高信頼化技術である。

表 1 BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW
燃料	UO ₂ (MOX可)
目標建設単価	\$2250/kW

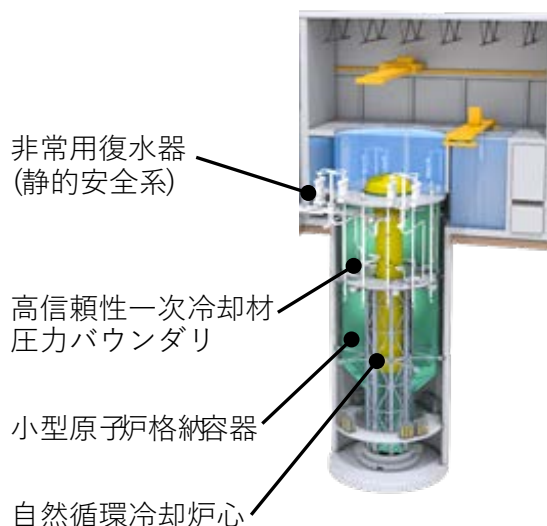


図 1 BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

BWRX-300 の安全設計においては、IAEA の深層防護設計の考え方 (Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016) に基づいて、各 DL (Defense Level) 毎に必要な系統・機器を設置している。各 DL の対応は図 2 及び以下に示す通りであり、選定した機器・システムの有効性は図 3 に示す包括的な安全評価 Framework に沿って評価される。

- DL 1：異常発生の防止（反応度制御，燃料冷却，長期除熱等の主要な FSF（Fundamental Safety Functions））
 DL 2：発生した異常の進展防止（常用系 Safety Class 2/3 システム・機器）
 DL 3：DL 2/4 と独立した Safety Class 1 システムによる設計基準事故の緩和・収束（非常用復水器（ICS，Isolation Condenser System）による原子炉冷却と除熱）
 DL 4a：炉心損傷の防止（DL 3 とは独立した ICS 作動系の設置）
 DL 4b：炉心損傷の緩和（静的格納容器冷却系（PCCS）の設置等）

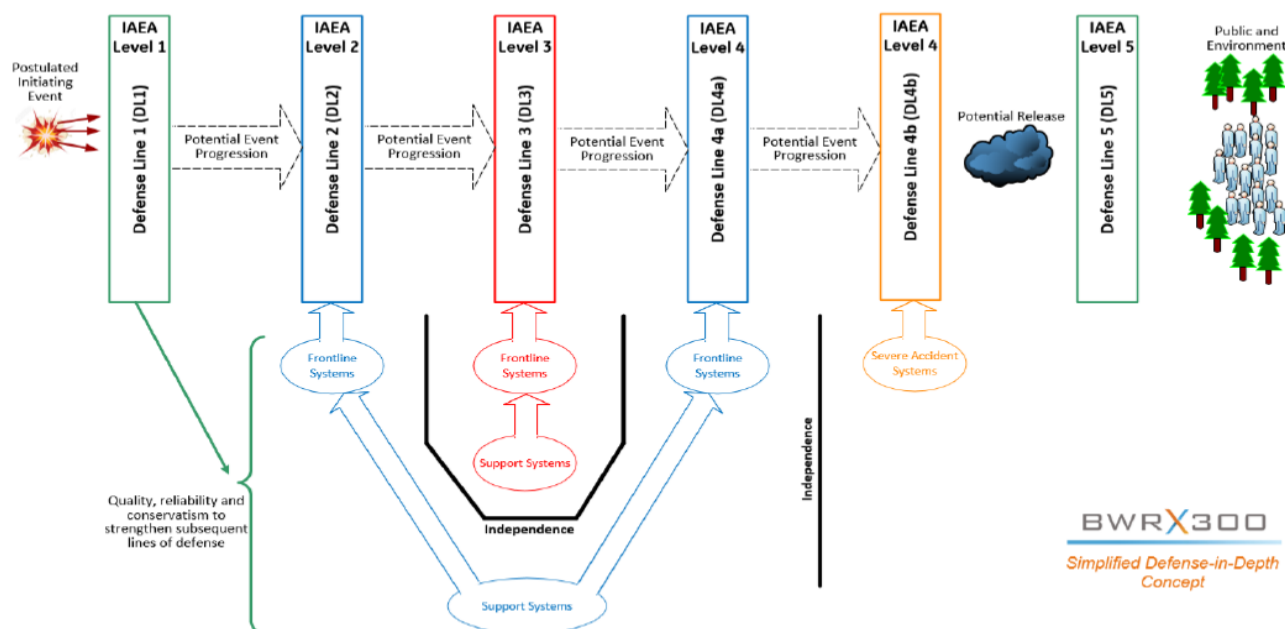


図2 IAEA Safety Levels への対応

DL 3/4 を構成する ICS（Isolation Condenser System）は ESBWR（Economic Simplified BWR）でも採用されている。米国規制局の設計認証（Design Certification）で認可済みの、動的な機器を必要としない静的な安全系システムで、1 系統当たり 33MW の除熱量を持つ。BWRX-300 では、これを 3 系統 設置することで、通常の過渡変化や ATWS（Anticipated Transient without SCRAM: スクラム失敗事象）時の原子炉圧力上昇を抑制している。また、DL 3 としての起動制御系・弁・駆動電源と、DL 4 としての起動制御系・弁・駆動電源を独立して設置することで、万が一 DL 3 の設備として事象を緩和できなかった場合でも、DL 4 として作動することで炉心冷却と原子炉の過圧防護を可能としている。ICS を介して崩壊熱が伝達される ICS プールは、事象発生後 7 日間、水補給が不要である。

PCCS は、格納容器に蓄積した崩壊熱を、格納容器内に設置したヒートパイプを通じて格納容器上部の水プールに放出する設備であり、ICS と同じく動的な機器を必要としない静的なシステムである。

今後、安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討する予定である。一例として、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして、EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小についても検討する計画である。

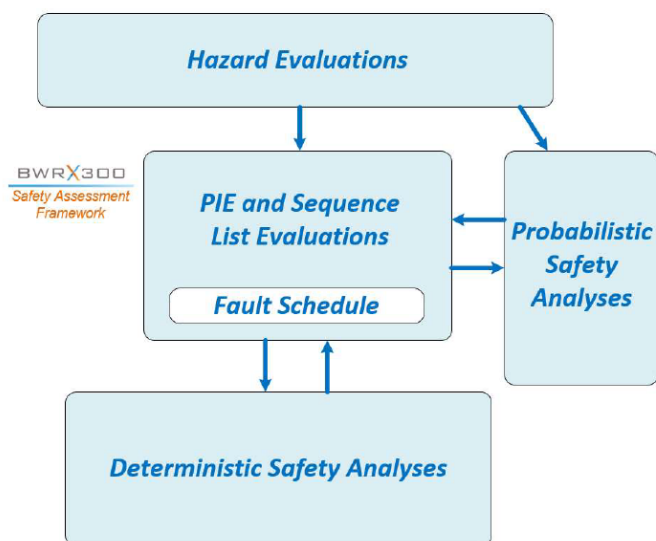


図3 安全評価の枠組み

2-3. 今後の予定

今後、2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査、実証試験、サイト選定を進め、2030 年頃に北米での初号機運転を目指す。また並行して、国内、欧米諸国のプロジェクトに参画し、BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

なお、本予稿は日本原子力学会 2020 年春の年会からの転載である。

* Masayoshi Matsuura¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ―今後の取組―

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(4) 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

近年、原子力導入国を中心に、小型モジュール炉（Small Modular Reactor。以下、「SMR」という。）を含む先進炉の開発が加速しており、現状 50 以上の SMR が開発中であるとされている。SMR はその名の通り、核分裂を起こす炉心やタービンに蒸気を送るシステムなどを、小型の発電モジュールに一体で納めたものであり、1 モジュールあたりの電気出力は 5 万 kW、モジュールの高さは 20～30 メートル程度のものが多い。その開発目的は、開発国や企業によっても様々であるが、太陽光や風などの強さに左右される再生可能エネルギーの出力変動に対する調整電源や、電力供給網が未発達の地域の電源として、分散配置する使い方が念頭に置かれているだけでなく、海水脱塩や、産業熱利用等のアプリケーションの他、既存の石炭火力発電の置き換え等の用途も検討されている。

このような SMR については、従来炉にはない多くの特徴を有しており、主に大型軽水炉を想定した現行規制の枠組みをそのままでは適用できない、もしくは適用することが効率的でない場合もあり、各国の規制機関では SMR 等の先進炉に関する安全規制についての議論が活発に行われている。

本稿では、先進炉の中でも特に SMR を取り上げ、その特徴を概観するとともに、SMR に関する諸外国における規制動向を整理し、将来の我が国における先進炉等に関する安全評価や安全規制に関する共通課題の抽出、その課題解決等に関して、示唆を与えることを目的とする。

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 30 万 kW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラック等で輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

開発が進められている SMR としては、既存の軽水炉技術を活用した軽水炉タイプその他、高温ガス冷却炉、液体金属高速炉、熔融塩炉等様々であり、上記の一般的な特徴の他、炉型に応じた固有の特徴を有している。

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

- 施設の大きさ：小さな炉心出力（小さな崩壊熱、高い安定性等）、小さなプラント設置面積、等
- 新しい技術の採用：受動的冷却系（自然循環冷却、重力駆動）、一体設計、特有の燃料設計、等
- モジュール設計：シンプルな設計、隣接モジュールによる影響、複数モジュールの同時監視、等
- 輸送・設置：地下・洋上・水中等の様々な設置場所、モジュールの輸送・燃料交換、等

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

SMR は、世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給手法の打ち手として注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発競争が加速しているとともに、中東や東南アジア等では導入検討が行われている。ロシア、中国では国が主導して開発を進めており、ロシアでは海上浮揚式の SMR が商業運転を開始し、中国では高温ガス炉タイプの SMR 実証炉の建設が進められている。一方で、強力な政府の支援等を背景に、産業界を中心に開発が進められているのが、米国、カナダ、英国等であり、特に米国においては、NuScale Power 社が SMR として初の設計認証（DC）申請を米原子力規制委員会（NRC）に提出し、その承認が 2020 年 9 月に見込まれているなど、開発競争では一歩リードしている。

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

各国で開発が進められている SMR であるが、従来炉にはない特徴を有していることもあり、その安全規制や、許認可対応においては、国際的にも様々に議論がなされている。国際原子力機関（IAEA）においては、開発国の規制当局を中心に、各国の SMR 規制に関する知見と経験を共有することを目的に、2015 年に SMR Regulator's Forum を結成し、Pilot Project を立ち上げ、SMR の規制上の課題の特定・理解に努めている。また、2018 年には、元 NRC 委員長の Meserve 氏が、IAEA の天野事務局長（当時）に対してレターを送付し、SMR 等の先進炉の規制のあり方を提言するなど、SMR 等の新しい技術に関する安全規制について、積極的な議論がなされている。これらの議論において、基本的には従来の規制枠組みを大きく変更することは不要であるとする一方で、従来炉より安全性が高いとされる SMR の特徴を踏まえた合理的な規制を望む声が見られている。

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

本項では、SMR の許認可活動が積極的に進められており、適切な情報公開等がなされている、米国とカナダを対象に、現状の SMR に関する許認可状況を概観する。

米国においては、上述したように、NuScale Power 社が 2016 年 12 月に DC 申請を行っており、2020 年 9 月頃の承認が見込まれている。また、テネシー溪谷開発公社（TVA）により、クリンチリバーサイトを想定した早期サイト許可（ESP）申請が 2016 年 5 月に申請されており、2019 年 12 月に発行が承認されている。その他、複数の開発ベンダーが、規制当局と申請前の許認可活動を進めており、規制当局と開発事業者、もしくは将来の運転事業者とのコミュニケーションを図りながら、許認可活動を進めている。

カナダについても同様であり、ベンダー設計認証（VDR）と呼ばれる取り組みを中心に、Terrestrial Energy 社等の複数の開発企業が規制当局との対話を進めており、正式な許認可活動の前に許認可上の大きなリスクの有無等について認識を合わせたうえで、対応が進められている。

4. 小型モジュール炉の安全規制について

以下では、特に米国における SMR の安全規制に関して、規制枠組みの構築プロセスを整理する他、SMR の安全規制におけるトピックを 3 つ取り上げ、概観する。

4-1. SMR における規制枠組みの議論プロセス

米国においては、2008 年頃、産業界から先進炉に関する許認可申請提出の意向が示されたことを受け、2010 年頃に、NRC により、早期に解決すべき規制課題が整理された。以降、例えば、SMR における緊急時計画区域（EPZ：Emergency Planning Zone）の設定に関しては、2013 年には産業界を代表して NEI が White Paper を作成し、規制当局とのやり取りを経て、2017 年には NRC が規制基盤案を策定しており、2020 年 5 月には規則案が発行されている。このように、産業界の開発の動きと連動する形で、規制枠組みの整備が進められており、産業界の動きから大きく遅れることなく、規制枠組みの構築が行われていることがわかる。

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の適正化

TVA により提出された ESP において、半径 10 マイルの EPZ を必要とする現行の NRC 規則の適用免除を申請しており、この上で、(a)サイト境界内、(b)半径 2 マイル、の 2 ケースの EPZ を提案している。これは、現行の EPZ の設定に関する考え方を踏襲しつつ、確率論的リスク評価（PRA）を適用した手法により、SMR の特徴に基づく EPZ の縮小の妥当性を説明した結果であり、NRC としても、このアプローチは有効としている。現状は、このアプローチを規則に取り込むための議論を継続している。

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

NuScale Power 社が、DC 申請とは別に、2017 年に提出した Topical Report において、同社が開発している SMR においては、安全系に相当する電源（Class 1E 電源）が不要としており、これが NRC に承認された。これは、電源に依存する安全系設備を有していないのであれば、Class 1E 電源も不要との NuScale Power 社の主張が認められたものであり、SMR の安全性、設計のシンプルさを示す一つの事例といえる。

4-2-3. ソースタームの評価手法

SMR のソースタームに関する議論については、すでに DC を申請している NuScale Power 社等と規制当局との対話を通じて議論が継続されている。基本的には、ソースタームの評価に関して、現行の規制基準の変更は不要との方向性で議論されており、現行の規制基準の考え方を踏襲することとなる。ただし、現行の規制基準を採用すると過度に保守的な評価となるため、SMR の有する特徴である、低出力や、閉じ込め性能、限定的な放出経路等を考慮する Mechanistic Source Term を適用することで、より適切に評価を行う方向で議論が進められている。

5. まとめ

本稿では、SMR の開発が世界で進められている状況を整理するとともに、特に従来炉とは異なる特徴を有する SMR に関する許認可対応状況や、その中で議論されている安全規制に関する特徴的な事例について概観した。特に、米国における SMR の安全規制については、産業界からの許認可申請の意向表明を契機とし、規制当局と産業界でコミュニケーションを図りながらルール策定に取り組み、既存の規制要求の変更は不要とする方向性で議論を継続している。このような議論の中で、SMR の安全性の高さ等の特徴を踏まえ、最新の知見やツールも活用した新たな手法を模索しつつ、産業界と規制当局が一体となり、双方にとって合理的な規制枠組みを目指していることを示した。

※本稿は 2020 春予稿からの転載（一部更新）となります。

*Kiyoteru Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[3L_PL] Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

Chair: Kai Masuda(QST)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[3L_PL01] Boron Neutron Capture Therapy

*Yoshihiro Takai¹ (1. Southern Tohoku BNCT Research Center)

[3L_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*Kohshin Washiyama¹ (1. Fukushima Med. Univ.)

[3L_PL03] Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass Spectrometry

*Shu Taira¹ (1. Fukushima Univ.)

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況

Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(1) ホウ素中性子捕捉療法

世界初病院附設加速器 BNCT 研究センターの現状

(1) Boron Neutron Capture Therapy

World's first Accelerator-based BNCT hospital

*高井良尋¹、廣瀬勝己¹¹ (一財) 脳神経疾患研究所附属 南東北 BNCT 研究センター

1. はじめに

ホウ素中性子捕捉療法 (boron neutron capture therapy: BNCT) は、従来の放射線治療とは全く異なる機序を利用したユニークな放射線治療で、ホウ素と熱中性子との核反応で生成する α 粒子 (α 線) とリチウム核を利用した治療法である。

本講演では、BNCT に関する歴史的背景、原理、加速器 BNCT システム、頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験結果について解説する。

2. 歴史的背景

BNCT の概念は、中性子発見からわずか 4 年後の 1936 年に物理学者の **Locher** により提唱された。世界最初の臨床試験は、1951 年に米国のブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉から得られる中性子を用いて行われ、その後、マサチューセッツ工科大学原子炉に引き継がれ 10 年ほど続けられたが治療結果が期待外れであり、その後米国では 1994 年に再開されるまで臨床研究は休止された。一方、日本では 1968 年より悪性脳腫瘍、1987 年より悪性黒色腫に対し、さらに、2001 年には、世界で初めて頭頸部癌 (再発耳下腺癌) に対して BNCT が施行され、大きな効果が得られたことが報告されており、日本が大きく世界に貢献してきた治療法である。2000 年ごろより BNCT 用加速器システム開発の機運が世界的に高まり、2009 年 1 月に京都大学と住友重機械工業の共同研究開発により、世界初の中性子発生装置が開発された。2012 年には、その装置とステラファーマ社が合成した Boronophenylalanine (BPA) を用いて再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験 (企業治験) が京都大学原子炉実験所 (KURRI) で施行された。総合南東北病院では、2014 年に福島県の公募事業である国際的先端医療機器開発実証事業費補助事業に採択される形で、同じ装置を導入し、南東北 BNCT センターを設立した (図1)。

図1



南東北BNCT研究センター

2016 年 1 月より、KURRI と共同で当施設において再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対し第 II 相臨床試験 (企業治験) が開始され 2018 年に終了した。その結果、頭頸部癌に関しては 2020 年 3 月に薬事承認され、6 月 1 日より保険適用され実臨床が開始された。なお、当 BNCT 研究センターは、病院附設施設としては世界初の BNCT 施設である。

3. 原理

BNCT は、ホウ素と熱中性子との核反応 (核変換反応) で生成する α 線と反跳リチウム原子核の殺細胞効果を利用した治療である。これら粒子は生物学的効果の高い粒子線 (高 LET 放射線、LET: Linear Energy Transfer=線エネルギー付与) で、その飛程は約 $9\mu\text{m}$ と $5\mu\text{m}$ と極めて短いため、影響はほぼ細胞 1 個に限られる。すなわち、BNCT は細胞 1 個内で起こる生物効果の非常に高い、粒子線治療とすることができる。

従って、ホウ素をがん細胞に選択的に取り込ませることができれば、隣接する正常細胞への傷害の少ないがん細胞選択的な治療が可能となる(図2)。

従来臨床で使用されたホウ素薬剤はほとんど BSH と BPA の 2 種類であるが、現在は主に BPA が用いられている。BPA はがん細胞に多く発現している膜タンパク質であるアミノ酸トランスポーターを介して能動的に細胞内に蓄積するため、代謝の亢進しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

● BNCTによるがん治療のイメージ

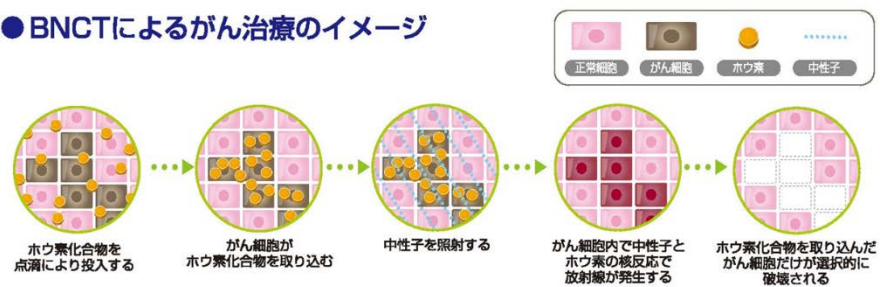


図2 ホウ素と熱中性子との核反応によって生じるアルファ粒子と反跳リチウム核の飛程が短いため、腫瘍細胞を選択的に破壊することができる。

しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

ホウ素と核変換反応を効率的に起こすのは熱中性子であるが、熱中性子では治療ができる深さが 2-3cm に過ぎないので、加速器 BNCT では熱中性子よりすこしエネルギーの高い熱外中性子を用いる。熱外中性子は体表から 6cm 程度の深さまで治療可能となる。熱外中性子は体内でエネルギーを失い熱中性子となりホウ素と核反応を起こす。

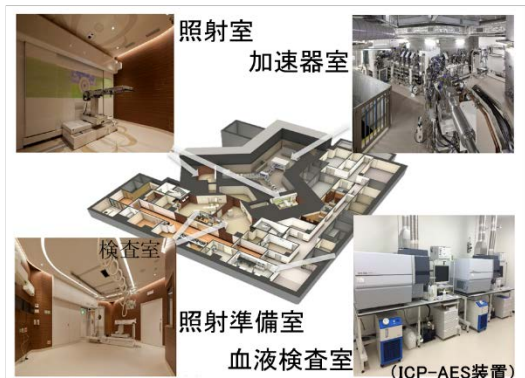
4. 加速器 BNCT システムの構成と治療

図3に加速器 BNCT システムの見取図を示す。加速器室、照射室、照射準備室、そして線量評価に必要な血中ホウ素濃度の測定のための検査室で構成されている。このシステムは陽子エネルギー30 MeV、最大 2mA の陽子電流出力が可能なサイクロトロン(HM-30)とベリリウムターゲットを組み合わせたシステムであり、Cyclotron-Based Epithermal Neutron Source (C-BENS)と呼称されている。HM-30 ではイオン源で発生した水素の負イオンを 30 MeV まで加速し、薄いカーボンフォイルを通過することによって荷電変換を行い、ビーム輸送系へと陽子ビームを射出する。治療室は2室あり、ビームラインはいずれも水平ビームとなっている。

別フロアには事前に治療体位の決定や患者固定具を作成するためのシミュレーション室や治療計画用 CT 室、そしてホウ素薬剤を点滴投与するための待機室を 5 室設けるなど、将来的により多くの患者に本治療を提供することを見据えた設計としている。

中性子は照射口から出ると広がる性質をもつため、患者は治療前に照射準備室で必要な臥位または坐位の姿勢で照射口に十分密接するように固定される必要がある。患者のセットアップにおいてこの点が X 線や粒子線治療と大きく異なる点である(通常の X 線治療では癌がどこにあっても患者は治療台の中央に固定すればよい)。治療では患者は 2 時間の点滴静注で BPA 投与を受けたのちに照射準備室から照射室へと自動搬送されるが、BPA 投与は継続したままで中性子照射を受ける。BNCT は基本的に 1 回の治療で終了し、1 回の照射時間は通常 40 分前後である。

図3



サイクロトロンで生成された陽子ビームは、照射室の手前に設置されたベリリウムターゲットに照射され、中性子に変換され、患者に照射される。患者は照射室前の準備室で固定され、照射室に自動で搬送される。

5. 再発/局所進行頭頸部癌に対する第2相臨床試験

南東北 BNCT 研究センターでは 2016 年 1 月より再発膠芽腫、2016 年 7 月より再発/局所進行頭頸部癌に対して第 II 相臨床試験(企業治験)が開始され、それぞれ 2018 年 6 月、2018 年 2 月に終了した。頭頸部癌に関しては、すでに、この治験結果をもって薬事承認され、保険収載されたが、ここではその治療成績を紹介

する。

主要評価項目はBNCT施行日から90日以内の腫瘍縮小効果（ORR）、副次評価項目は全生存率他6項目、有害事象等である。全登録症例は21例で、手術不能再発扁平上皮癌（rSCC）（シスプラチンを含む化学療法に抵抗性癌）8例、手術不能再発/局所進行非扁平上皮癌（nSCC）13例であった。完全奏効率/部分奏効率はrSCCで50%/25%、nSCCで7.7%/61.5%、90日ORRは全例、rSCC、nSCCではそれぞれ71.75%、69.2%であった。外部対象として設定された、セツキシマブの第Ⅲ相ランダム化比較試験（EXTREAM試験）の対照群として設定されたCDDP+5FUの奏効率20%に比し極めて良好であった。有害事象はほとんどがgrade2以下で、症候性のgrade3以上のものは粘膜炎、頭蓋内感染、皮膚炎がそれぞれ1例ずつであったが、頭蓋内感染、皮膚炎の症例は登録時にすでに頭蓋底浸潤や皮膚浸潤により炎症を起こしていた症例であり、非常に安全で有効な治療法であることが示唆された。

5. おわりに

BNCTは、腫瘍細胞選択的な放射線治療であり、正常細胞には大きな影響を与えることなくがん治療の可能な画期的な治療法である。BNCTが、がん治療手段の一つに加わることにより、一つのがんに対して、特に頭頸部がんに対しては3度の根治治療が行えるようになる可能性がある。手術および根治的化学放射線療法（chemoradiotherapy: CRT）後再発し、他に治療法がなくなった症例でも、3度目の治療としてBNCTを根治的治療として行うことができる。この治療の順番を逆にして、BNCTを先行すれば、BNCTは手術やCRTに対する耐容性をあまり下げないので、腫瘍が残存した場合安全に救済手術やCRTを追加するような治療法が可能になるかもしれない。このようにBNCTは癌治療にパラダイムシフトを起こしうる治療法になると思われる。薬事承認がこの春にも得られる予定であり、夏前にはBNCTの実臨床が開始されると思われる。加速器BNCTが多くの難治癌に苦しむ患者さんに福音をもたらすであろうことを確信している。

*Yoshihiro Takai¹ and Katsumi Hirose¹

¹Southern Tohoku BNCT Research Center

※本稿は2020年春企画セッション予稿をもとに一部加筆修正を行ったものです。

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況

Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(2) 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

(2) Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

* 鷲山 幸信¹¹福島県立医科大学 先端臨床研究センター

1. はじめに

現在のがん治療は「手術療法」「化学療法」「放射線療法」が主である。放射線療法は患者に対して直接的な介入がないことから、患者に優しい手術として確立した地位を占めており、がんの種類やステージ（病期）によっては手術療法と同等の効果が認められる。放射線療法は患者の外側から X 線や γ 線（近年は陽子線や重粒子線も利用可能）を患部に照射し、放射線の持つエネルギーを利用してがんを治療する方法である。得意とするのは主に腫瘍の形がはっきりしているものや、原発巣などである。しかし放射線療法も万能ではなく、全身に転移が発生している場合や、骨髄などの放射線に対して感受性の高い組織に隣接しているようながんは得意でなく、治療するにも照射方法に高度な技術を要する場合が多い。これに対して、薬物の持つ標的集積性と放射線の物理的破壊力を組み合わせた方法がホウ素中性子捕捉療法（BNCT）やアイソトープ治療と呼ばれるものである。BNCT の詳細については専門の先生に委ね、ここではアイソトープ治療を紹介する。アイソトープ治療は内用療法とも呼ばれ、アイソトープ（RI）をがんに集まりやすい薬剤（モノクローナル抗体やペプチド等）に標識して体内に投与し標的を治療する方法である。薬剤が持つ標的的特異的集積性を利用するため、血流に乗った薬剤は全身の標的（がん）に集積し、そこで RI の壊変に伴い放出される放射線を利用することにより治療を行う。RI は腫瘍の生物物理的特徴を考慮して、半減期や放出放射線の最適なものを選択することが可能であり、他方、がんへの集積は分子標的薬剤部分が担う。

放射線はその性質から γ 線や X 線は診断に用いる一方、比較的高いエネルギーを持つ β^- 線や α 線は治療に用いられる。従来その入手性から β^- 線を放出する核種が、核医学分野において転移性骨腫瘍の疼痛緩和や非ホジキンリンパ種などのがんの治療に用いられてきたが、近年、 α 線放出核種をがん治療に用いた薬

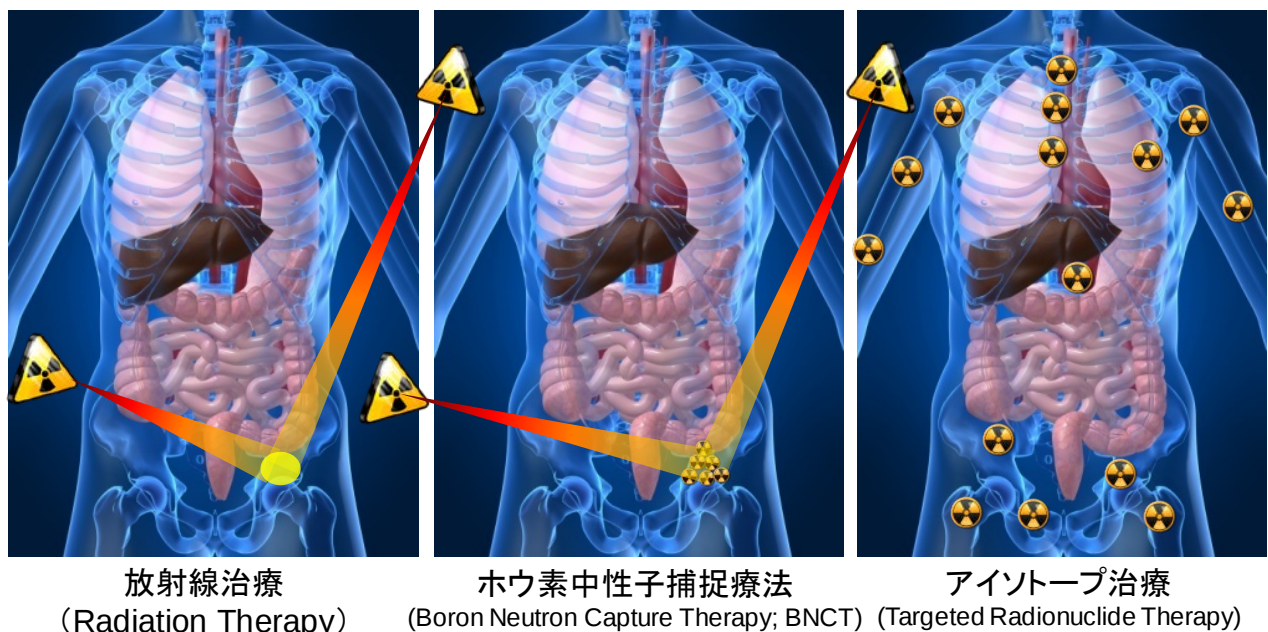


Figure 1 Radiation Therapy, BNCT, and Targeted Radionuclide Therapy

剤の開発が急速に進められている。既に本邦においても去勢抵抗性前立腺がん骨転移に対して塩化ラジウム-223（ゾーフィゴ®）が利用され、従来の放射性医薬品では不可能であった骨転移患者への延命効果が示されている。海外に目を向ければ、別の α 線放出核種であるアクチニウム-225の標識化合物(^{225}Ac -PSMA-617)により、前立腺がんの全身転移患者の完全寛解が報告され、前立腺がん患者や医師のみならず多くの人々に、 α 線放出核種への興味を抱かせた。とはいえ、診断用核種の ^{18}F 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ や β^- 線放出核種の ^{90}Y や ^{177}Lu 等とは異なり、 α 線放出核種の入手は容易ではない。本講演では、 α 線や α 線放出核種（ α 放射体）の特徴を紹介し、次いでそれぞれの核種の製造法について紹介する。さらに、国内外における製造と供給に関する研究や開発状況について紹介した上で、福島県立医科大学が現在進めている加速器で製造可能な ^{211}At を用いた放射性医薬品開発について、その取り組みを紹介する。

2. α 線および α 放射体の特徴

α 線の正体はヘリウムの原子核(He^{2+})であり、組織中で $30\text{--}100\ \mu\text{m}$ （細胞数にして $5\text{--}10$ 個）の短い飛程を持つ（ β^- 線は $0.05\text{--}12\ \text{mm}$ である）。線エネルギー付与(LET)は当初 $60\text{--}80\ \text{keV}/\mu\text{m}$ であるがブラッグピークでは $240\ \text{keV}/\mu\text{m}$ に達する（ β^- 線は距離に依存せず常に約 $0.2\ \text{keV}/\mu\text{m}$ である）。このように α 線は短い距離の中で直進しながら周囲の原子と相互作用し、高いエネルギーを与えることにより多数の電離や励起を誘導するため、DNA二重鎖を切断しやすく細胞毒性が高い。しかもX線や γ 線に較べても酸素効果を受けにくい。また飛程が短いことから標的組織以外の正常組織への被ばくを低減できる。以上の特徴から、微小転移や白血病などの血液の癌、外科処置後の残存腫瘍または骨転移等が治療の対象と考えられている。

α 放射体はこれまでに10核種が治療用として提案（図2と表1）され、そのうちBayer社の $^{223}\text{RaCl}_2$ （Xofigo®）が、40か国以上で臨床薬として利用されている。また ^{211}At 、 ^{225}Ac 、 ^{213}Bi など6核種については、転移性がんや白血病・リンパ腫等を対象としたヒト臨床試験が実施されている。

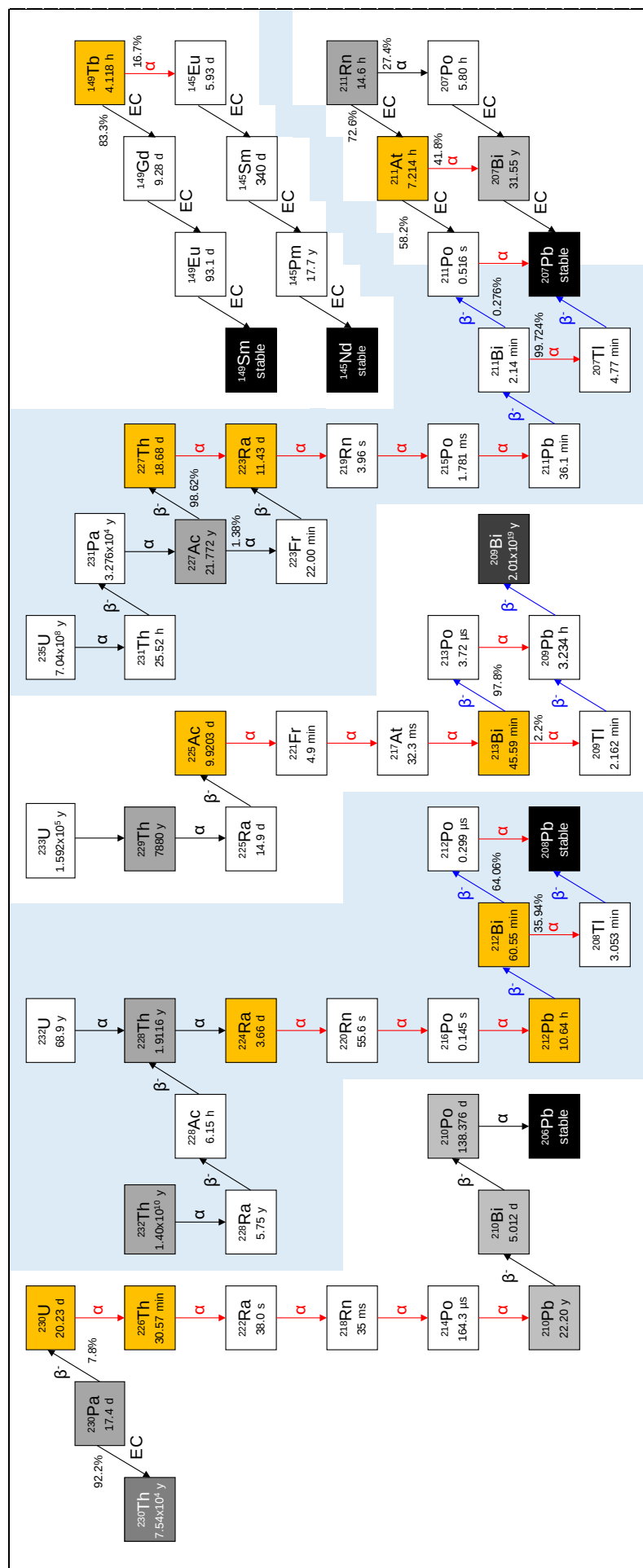
3. 国内での利用とアルファ放射体 ^{211}At の特徴について

基礎研究として α 放射体を利用するためには、 α 放射体入手しそれを使うことができる環境が必要である。国内でアイソトープ治療用の α 放射体を利用できる許可施設（臨床試験を除く）は、現時点では国立の研究機関およびいくつかの大学のみである。これらの施設に共通する点としては、理工学・医学どちらの分野での放射線利用も施設設立時の比較的初期の段階から行われていたことが挙げられる。近年は、 α 線の医学的有用性が認められたことから、医学専用施設においても α 放射体を取り扱う施設が増えつつある。

では世界的に入手の難しい α 放射体の中でどのRIが今後国内で利用するのに最も有望であろうか？ α 放射体は半減期の長い親核種から分離して入手する方法と加速器を使って製造する方法がある。詳しくは参考文献1)を参照していただきたい。国内では半減期の長い親核種の保有量が少ないため、加速器での製造が重要な手段となっていく。また、加速器で使うターゲット物質について考えた場合、材料として入手しやすく取り扱いも容易である点が重要である。これらを考慮した場合、 ^{211}At は日本において最も製造しやすい核種である（表2）。 ^{211}At はビスマス金属を標的とし、 ^4He ビームを 28MeV 程度に加速して $^{209}\text{Bi}(\alpha, 2n)^{211}\text{At}$ 反応で製造する。照射後の標的中の ^{211}At は、乾式分離法を用いて分離精製する。 ^{211}At の半減期は 7.2 時間であり、製造や化学分離、標識化合物の調製をする際に取り扱いやすい。またこの半減期は、標的腫瘍への取込に時間を要するモノクローナル抗体を用いた場合でも、致死線量を腫瘍に照射するのに十分な時間である。国内では阪大、量研機構（高崎&NIRS）、理研、福島県立医大等が精力的に製造を行っている。

4. 福島県立医科大学が進める核医学治療と ^{211}At 標識放射性医薬品開発

福島県立医科大学は、復興に関わる全ての人との絆を大切に、医療を通じて震災・原発事故からの福島復興と光輝く魅力的な新生福島の創造に貢献することを設置理念として、2012年11月20日にふくしま国際医療科学センターを開設した。そのセンターを構成する一つとなり、最先端の医療機器を用いた画像診断で各種疾病の早期診断等を実施するための拠点として、先端臨床研究センターが設立された。先端臨床研究センターには、小型と中型のサイクロトロンがそれぞれ1基ずつ導入され、サイクロトロンで製造し



Radiionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	E _{α,β,γ} , average [MeV]
²³⁸ U	20.23 d	α(100)	5.864
²²⁶ Th	30.57 min	α(100)	6.309
²²² Ra	38.0 s	α(100)	6.549
²¹⁸ Rn	35 ms	α(100)	7.128
²¹⁴ Po	164.3 μs	α(100)	7.691
Total α Energy		²³⁸ U - ²⁰⁶ Pb	33.541
		²²⁶ Th - ²⁰⁶ Pb	27.677
²²⁴ Ra	3.66 d	α(100)	5.672
²²⁰ Rn	55.6 s	α(100)	6.287
²¹⁶ Po	0.145 s	α(100)	6.778
²¹² Pb	10.64 h	β(100)	-
²¹² Bi	60.55 min	α(35.94)/β(64.06)	6.052
²¹² Po	0.299 μs	α(100)	8.785
Total α Energy		²²⁴ Ra - ²⁰⁸ Pb	26.541
		²¹² Bi - ²⁰⁸ Pb	7.803
²²⁵ Ac	9.9203 d	α(100)	5.787
²²¹ Fr	4.9 min	α(100)	6.304
²¹⁷ At	32.3 ms	α(99.98)/β(0.01)	7.067
²¹³ Bi	45.59 min	α(2.2)/β(97.8)	5.846
²¹³ Po	3.72 μs	α(100)	8.376
Total α Energy		²²⁵ Ac - ²⁰⁹ Bi	27.477
		²¹³ Bi - ²⁰⁹ Bi	8.320
²¹¹ At	7.21 h	α(41.8)/EC/β ⁺ (58.2)	5.869
²¹¹ Po	0.516 s	α(100)	7.442
Total α Energy		²²⁵ Ac - ²⁰⁹ Bi	6.784
²²⁷ Th	18.68 d	α(100)	5.883
²²³ Ra	11.43 d	α(100)	5.668
²¹⁹ Rn	3.96 s	α(100)	6.758
²¹⁵ Po	1.781 μs	α(100)	7.386
²¹¹ Bi	2.14 min	α(99.724)/β(0.276)	6.567
²¹¹ Po	0.516 s	α(100)	7.442
Total α Ene		²²⁷ Th - ²⁰⁷ Pb	32.264
		²²³ Ra - ²⁰⁷ Pb	26.381
¹⁶⁹ Tb	4.12 h	α(16.7)/EC/β ⁺ (83.3)	3.967

Figure 2 and Table 1 Promising alpha emitters for therapeutic use, and their characteristics

Table2. Target and projectile for production of alpha emitters for radionuclide therapy

Target	Projectile	Product
^{209}Bi $2.01 \times 10^{19} \text{ y}$ (= Stable)	^4He	^{211}At
	^6Li	^{211}Rn
	^7Li	^{211}Rn
^{226}Ra 1600 y	e	$^{225}\text{Ra} \rightarrow ^{225}\text{Ac}$
	n (thermal)	$^{227}\text{Ac}, ^{228}\text{Th}, ^{229}\text{Th}$
	n (fast)	$^{225}\text{Ra} \rightarrow ^{225}\text{Ac}$
	p (low)	^{225}Ac
	d	^{225}Ac
^{230}Th $7.54 \times 10^4 \text{ y}$	e	^{229}Th
	n (fast)	^{229}Th
	p (low)	$^{229}\text{Pa} \rightarrow ^{229}\text{Th}, ^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}$
	^3He	^{230}U
^{231}Pa $3.276 \times 10^4 \text{ y}$	n (fast)	$^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}$
	p (low)	^{230}U
	d	^{230}U
^{232}Th $1.40 \times 10^{10} \text{ y}$	e (high)	$^{211}\text{At}, ^{211}\text{Rn}, ^{223}\text{Ra}, ^{225}\text{Ac}, ^{227}\text{Th}, ^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}$
	p (low)	$^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}, ^{229}\text{Pa} \rightarrow ^{229}\text{Th}$
	p (high)	$^{211}\text{At}, ^{211}\text{Rn}, ^{223}\text{Ra}, ^{225}\text{Ac}, ^{227}\text{Th}, ^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}$
	d	$^{230}\text{Pa} \rightarrow ^{230}\text{U}, ^{229}\text{Pa} \rightarrow ^{229}\text{Th}$

たアイソトープを標識した薬剤を合成し、非臨床試験、臨床試験・治験を行い、新しい診断・治療薬の開発が進められている。またGMP基準の薬剤合成や信頼性基準下での薬効薬理試験を行うために臨床試験を同一施設で行い、基礎から臨床応用までをシームレスに進める体制を備え、実用化を目指した研究を推進している。小型サイクロトロンでは陽電子放出核種である ^{11}C 、 ^{15}O 、 ^{18}F 等が製造可能であり、特に ^{18}F -FDGは日常的に製造され診断に供されている。中型サイクロトロンでは α 放射体の ^{211}At などが製造可能であり、 ^{211}At を標識した治療薬の開発が進められている。

4.1. MABG を用いた褐

色細胞腫の治療

褐色細胞腫は副腎髄質に発生する腫瘍であり、従来はヨウ素の同位体の一つである ^{131}I (β^- 壊変核種)を用いた meta- ^{131}I iodo-benzylguanidine (^{131}I -MIBG)がその治療に用いられてきた。しかしこの薬剤では、ほとんどの患者は完全寛解に到らないため、新たな治療法が望まれていた。周期表上で同じハロゲン族に位置するアスタチンを ^{131}I の代わりに標識した meta- ^{211}At astato-benzylguanidine (^{211}At -MABG)は、高いLETと短い飛程という α 線の利用した治療薬剤としてその効果が期待され、これまでに量研機構が中心となって動物試験を行い、その有効性及安全性を評価してきた²⁾。福島医大ではMABGを臨床薬としての開発し臨床試験を行うために、量研機構と共同で研究を進め、自施設で製造した ^{211}At を標識した ^{211}At -MABGを合成し、この薬剤の非臨床試験（有効性試験、安全性試験）を進めている。

4.2. プレターゲティング法を用いた進行性がんの放射免疫療法の開発

再発や転移を伴い体内に広がった進行がんに対する副作用の少ない治療薬の開発は、がん研究に携わる研究者の最大の目標である。抗原抗体反応を利用した分子標的薬は骨髄抑制や消化器症状など副作用が少ないが、反面奏功率が低く効果も限定的である。そこで、放射線のエネルギーを利用したRI標識抗体医薬品による放射免疫療法(RIT)の研究および臨床開発が進められてきた。RITは既に臨床薬として一定の成果を上げているが、抗体はその分子量が約150kDaと重いため腫瘍到達に約24時間を要する。その結果、血中滞留時間が長くなり正常組織の被ばく線量が高くなる。そのため、どれだけ優れた腫瘍集積性を示すとしても治療の本質を担う線量の観点からは、腫瘍対正常組織被ばく線量比(Therapeutic Index, 以下TI)は低く、副作用があることを前提とした治療を行わざるを得ない。これに対してプレターゲティング法は標的を認識する抗体部分と治療に寄与するRI部分を分けて逐次的に投与方法であり、その両者をin vivoでつなぐ手

段として結合能力の高いストレプトアビジン・ビオチン系やハプテン、DNA 二重鎖、反電子供与型ディールスアルダー反応（クリック反応）が用いられている。福島医大では、東京大学の児玉グループとの共同研究により児玉らが開発した低免疫原性の人工ストレプトアビジン変異体(Cupid)と改変ビオチン(Psyche)の組み合わせたプリターゲットング系³⁾に α 線の殺傷能力を付加した ^{211}At 標識 Psyche を進行がんの治療に応用する研究を進めている。

5. 標的 α 線治療のさらなる発展に向けて

過去の歴史をさかのぼると、 α 放射体のそのほとんどは理工学分野で扱われてきた。その後がんの治療薬として Xofigo[®]が認可されたことに伴い、医学系の分野でもその利用に対する動きが基礎と臨床の両側から活発になってきた。しかしこれからの α 線を用いたアイソトープ治療の推進のためには、 ^{223}Ra 以外の α 放射体を用いた臨床試験が第 II 相より先に進むことと、それを阻む最大の要因である α 放射体の世界的製造&供給の問題を解決する必要がある。国内では利用できる施設や取扱いに関するノウハウ、さらに法的な取扱い等の諸問題が山積している。原子力や理工学分野の研究ではウラン、トリウムや核分裂生成物の処理等を通じて α 放射体に対する経験を持っているが、医学分野との連携は皆無に等しい。他方、 β 放射体に対してはある程度の知識と経験を持つ医学・薬学の医師・研究者らにとって、 α 放射体は未知のものであり、がんの要因になることは史実から知ってはいても、よもやがん治療に応用できるとは夢想だにしなかった。しかし、欧米から発せられる臨床試験の報告や国内での ^{223}Ra の利用によって状況は一変した。今後は理工系と医薬系の間を繋ぎ、双方のことが理解できる或いは歩み寄れる環境作りが α 放射体の核医学利用では重要になってくる。さらに α 線の被ばく線量評価に不可欠な微小環境での振る舞いを扱う Microdosimetry は放射線生物学や医学物理、モンテカルロシミュレーションの専門家無しでは進歩しない。幸い日本はいろいろな分野の多くの専門家が存在し、さらに高性能の加速器群と臨床前試験設備が整っている。ほかに何が欠けているか、どのように歩み寄れば良いかをお互いに考えることが重要である。 β^- 線とは異なる治療効果が期待される α 線を出すアイソトープを使ったがん治療が、今後基礎と臨床の互いの歩み寄りによって国内においても活発に行われることが望まれる。

References:

- 1) 鷺山幸信, アイソトープ治療のためのアルファ放射体の製造, 放射化学 2015:32:11-33
- 2) Ohshima Y et al. Antitumor effects of radionuclide treatment using α -emitting meta- ^{211}At -astato-benzylguanidine in a PC12 pheochromocytoma model, Eur J Nucl Med Mol Imaging 2018;45(6):999-1010
- 3) Sugiyama A. et al., Cupid and Psyche system for the diagnosis and treatment of advanced cancer. Proc. Jpn. Acad., Ser. B 2019: 95:602-611

*Kohshin Washiyama¹

¹Advanced Clinical Research Center, Fukushima Medical University

※本稿は 2020 年春企画セッション予稿からの転載です。

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況

Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(3) ナノ微粒子支援型質量分析

(3) Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization Mass Spectrometry

*平 修¹¹福島大学農学群食農学類

1. はじめに

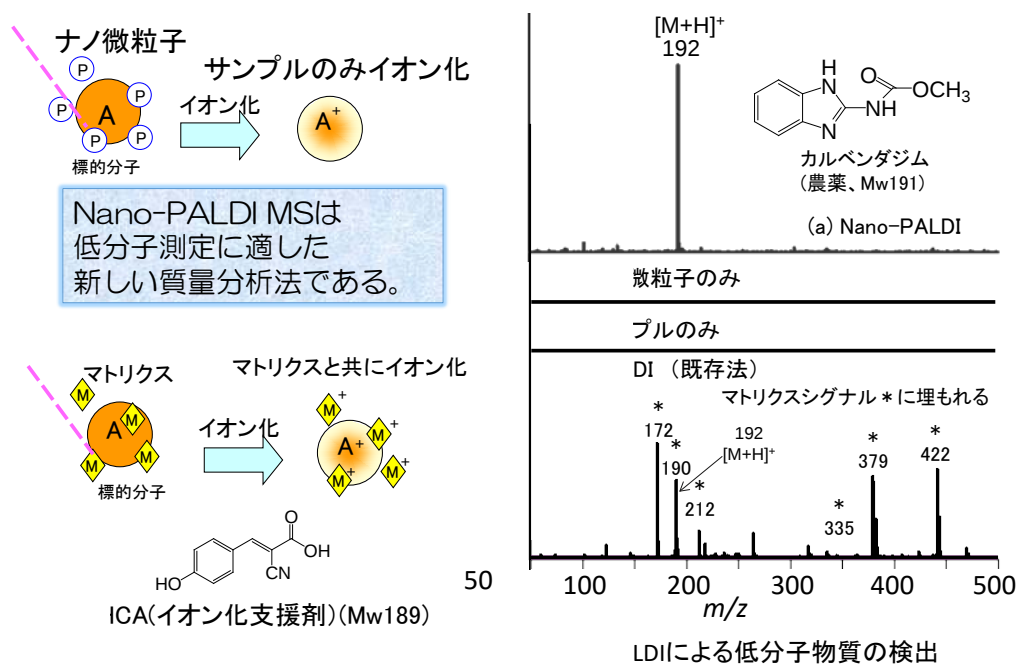
本講演は、セッション趣旨と少しずれてしまうかもしれないが、新しいナノテクを用いた分析技術の紹介であります。また、折角、福島大学で開催される学会で発表の場をいただけたこともあり、2019年4月に東北地区大学最後の農学系組織、「農学群食農学類」についても触れさせていただければ幸いです。

2. ナノ微粒子支援型質量分析 (Nano-PALDI)

ナノテクノロジーという言葉は今や身近なもので、家電や医療分野まで幅広く使用されている。質量分析 (MS) 分野でも、ナノサイズの粒子 (ナノ微粒子: NP) をレーザー脱離/イオン化 (LDI) 法のイオン化支援剤として用いることができる。コバルト酸化物の NP ($d=30\text{ nm}$) とグリセリンを混合したものでインスリンをソフトイオン化したのが MALDI の始まりである。筆者は民間研究所に勤務していた頃、ドラッグデリバリーの担体として最適な NP の開発に従事しており、質量分析とはあまり縁のない研究生を送っていた。民間研究所でドラッグデリバリーの担体開発に NP を用いていたころ、NP に目的の薬剤が吸着しているか MALDI MS で確認を行った。既存の有機マトリクスを加えた NP からは目的の薬剤のシグナルが得られた。一方、コントロールとしてイオン化支援剤を加えず、NP を測定したところ、目的物質のシグナルが検出された。薬剤のみからはシグナルは検出されない測定条件であるので薬剤の自己イオン化は否定できる。NP のみのスポットからは何のシグナルも得られなかった。ナノ微粒子自身はイオン化せず、目的物質のイオン化を支援することが示唆されていた。例として、農薬 (カルベンダジム: MW: 191) をイオン化した場合の両者の MS スペクトルを図 1 に示す。Nano-PALDI 法ではサンプルのみイオン化しているのがわかる。

ナノ微粒子が物質のイオン化を支援する。

(Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization: Nano-PALDI)



MALDI 法では（この場合、有機マトリクスとして CHCA（MW：189）を使用）、有機マトリクス自体がイオン化し、さまざまな付加体としてシグナルが低分子領域に現れ、目的物質が検出できない。ナノ微粒子のみで、低分子をノイズなく測定できるこの手法を、Nano-Particle Laser Desorption/Ionization（Nano-PALDI）法¹⁻⁴と呼ぶこととした。

・ Nano-PALDI に用いるナノ微粒子

金属酸化物をコアとしてその表面をシラノール基が被覆しており、さらに、水酸基と、アミノ基が露出した構造となっている（図2）。当初、金属酸化物コアのみのナノ粒子を用いてもイオン化することはできなかった。そこで、表面に親水性を持たせるため、シラノール基を導入したところ、若干標的物質をイオン化することができた。さらなる改善を図るために、官能基を導入し、標的サンプルとナノ微粒子をより近接させることにした。結果、標的物質を効率良くイオン化することに成功した。現在では、この構造を持つナノ微粒子を、2液を混合するだけで作製することができる。応用として核酸をイオン化する際に、特異的なシグナルパターンを示すことを報告している²。また、Nano-PALDI が不得意としていた高分子側のイオン化改善に取り組み、有機マトリクスとナノ微粒子のハイブリッド型で、低～高分子をイオン化する方法も研究している¹。任意の官能基をナノ微粒子表面に修飾する事も可能で機能性の付与することもできる。

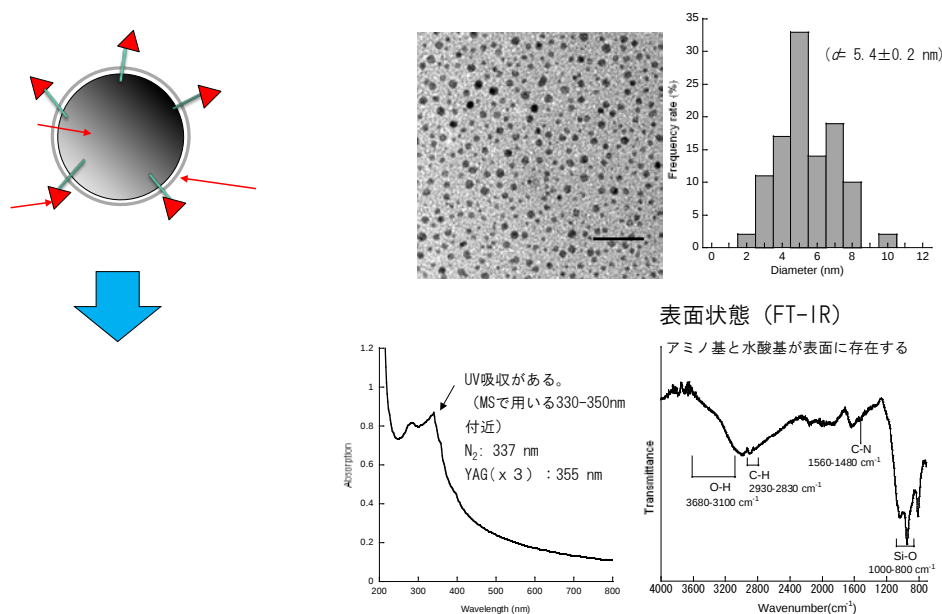


図2 ナノ微粒子の特性解析

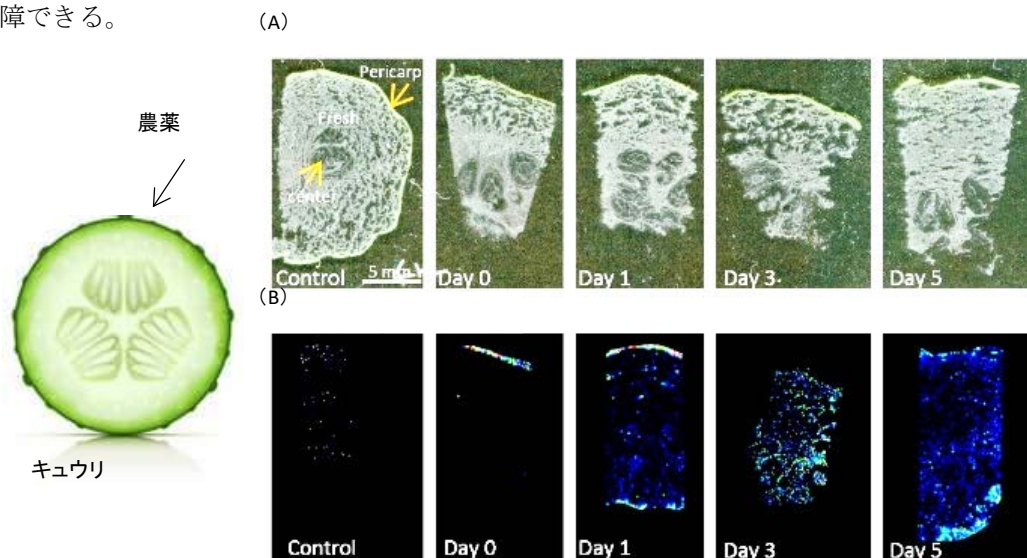
・ Nano-PALDI イメージング質量分析（IMS）

近年、MS データを 2 次元的に表すことで、抗体や蛍光物質などを用いずに切片上の標的分子局在解析（視覚化）が可能になっている。Nano-PALDI は低分子検出に優れたイオン化法、イメージングは MS データを 2 次元に表す方法である。この 2 つを組み合わせた Nano-PALDI-IMS について紹介する。

野菜残留農薬の局在解析⁵

通常、残留農薬検査は、ガスクロマトグラフィー（GC）、液体クロマトグラフィー（LC）-MS が挙げられる。ただし、農産物から農薬を抽出するための前処理を行う必要がある。また、農薬の特性によって前処理条件も異なり、複数の処理工程を要するため煩雑である。さて、農薬は低分子量のものが多く、前述の理由から、既存法では IMS が困難である。そこで、Nano-PALDI IMS 法による農薬（防かび剤として用いられるプロシミドン（Mw:283））イメージングが威力を発揮する。自家栽培したキュウリに対して収穫前日にプロシミドン含有の農薬（プロシミドン）を散布し、翌日収穫した。収穫したキュウリを、常温で 0、1、3、5 日間保存した後、IMS 測定を行った。図 3 の通り、収穫当日（day 0）からは果皮に当たる部分からのみプロシミドンが局在しているのがわかる。保存期間が長期になるにつれて、プロシミドンがキュウリに内部に浸透

していくのが示されている。食品衛生学的に、購入後、冷蔵保存前に洗浄することが推奨できる。IMS 法で農産物内の農薬の解析することは特殊な前処理も必要とせず、得られた MS スペクトルから標的物質の質量を選択するだけで、局在情報も得られることから簡便である。農薬に限らず、質量分析で検出できる物質であればその局在が分かることから、機能性成分なども併せてイメージングすることで、食品の安全・品質を同時に保障できる。



3. 食農学類設立

福島に、農学系研究組織、福島大学・農学群・食農学類が 2019 年 4 月に開設された。東北地区の大学では最後に開設された農学系組織である。これまで、福島県は農業県として知られており、我が国に良質な農産物（畜産、水産も併せて）を生産・提供してきた。ただし、震災以降、生産者の減少、風評被害など様々な負の要因が重なり、2020 年現在も価値が戻っていない。福島産というだけで科学的根拠もないままに価値が下がるのは忍びない。また、元々農学を学ぶのに恵まれた土地に研究組織がないのも不思議である。

そういった要因が、事情が、民意が福島に食農学類を設立するきっかけとなった。「研究ファースト」、これが食農学類のモットーである。地方国立大学でこれを遂行するのは困難である。でも、38 名の教員が福島から世界に向けて研究成果を発信、還元するという大義を掲げてもいいのではないかな。何人かでも成功すれば。と複雑な思いを巡らせつつ、新しい組織で奮闘する毎日であります。



食農学類のイメージポスター

食農学類とイメージング MS

福島県の農産物の良さを可視化すると、やはりというか機能性に優れていることがわかる。

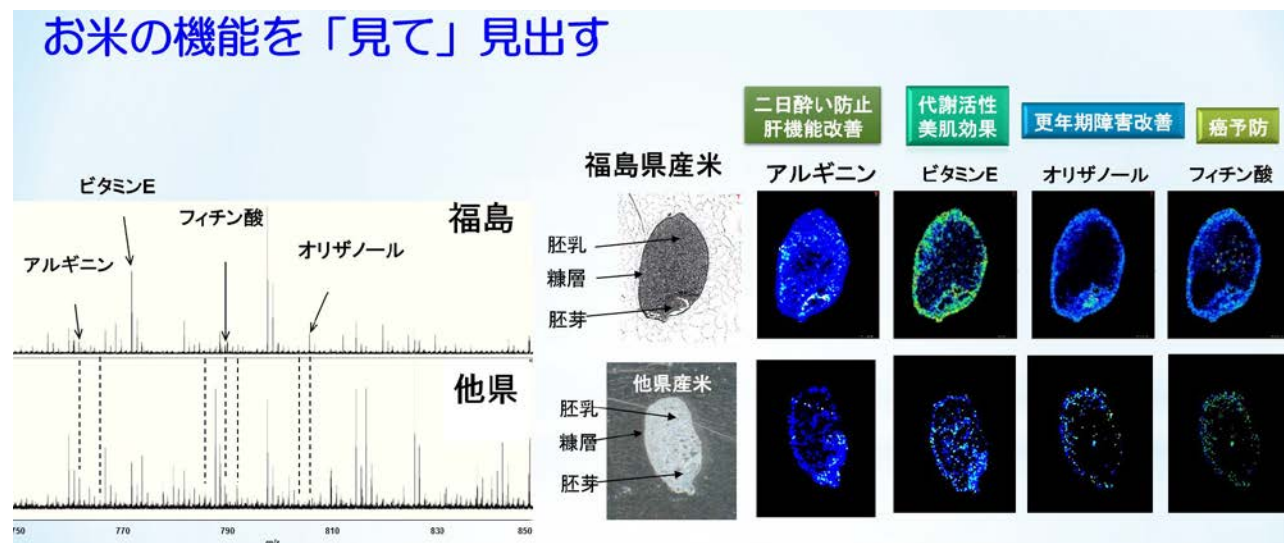


図3 米穀（玄米）のイメージング MS

図3 左から、福島県産の他県産米を質量分析するとそれぞれ機能性成分の質量が得られる。どちらが良いのかはわからない。しかし、右図で「見る」と福島県産が優れているのがわかると思う。この差がどうして起きるのか、栽培法、天候、肥料の量、播種時期など様々な要因を調べることで科学的にな説明がつくと考える。

4. まとめ

ナノ微粒子を用いたイオン化法、Nano-PALDI について、この講演を通してニーズが広がれば幸いである。また福島の食農学類と皆様とのコラボレーションが生まれるきっかけの一つとなりたい。今後、食農学類を厳しくも温かく興味を持っていただきたい。

- 1 Komori, H. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization using sinapic acid-modified iron oxide nanoparticles for mass spectrometry analysis. *Analyst* **140**, 8134-8137, doi:10.1039/C5AN02081F (2015).
- 2 Taira, S. *et al.* Oligonucleotide analysis by nanoparticle-assisted laser desorption/ionization mass spectrometry. *Analyst* **137**, 2006-2010 (2012).
- 3 Taira, S., Sahashi, Y., Shimma, S., Hiroki, T. & Ichiyanagi, Y. Nanotrap and mass analysis of aromatic molecules by phenyl group-modified nanoparticle. *Anal. Chem.* **83**, 1370-1374, doi:10.1021/ac102741g (2011).
- 4 Taira, S. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization based mass imaging with cellular resolution. *Anal. Chem.* **80**, 4761-4766, doi:10.1021/ac800081z (2008).
- 5 Taira, S., Tokai, M., Kaneko, D., Katano, H. & Kawamura-Konishi, Y. Mass Spectrometry Imaging Analysis of Location of Procymidone in Cucumber Samples. *J. Agric. Food. Chem.* **63**, 6109-6112, doi:10.1021/acs.jafc.5b00957 (2015).

*Shu TAIRA¹

Fukushima Univ. Cluster of Agricultural Sciences, Faculty of Food and Agricultural Sciences

※本稿は 2020 年春企画セッション予稿からの転載です。