

Thu. Sep 17, 2020

Room A

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[2A_PL] Hydrogen Energy R&D at Kyushu

University:Current state and future
prospectives

Chair:Kazuya Idemitsu(Kyushu Univ.)

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

[2A_PL01] Hydrogen Energy R&D at Kyushu

University:Current state and future
prospectives

*Kazunari Sasaki¹ (1. Kyushu Univ.)

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Risk
Science and Technology Division, Social and Environmental Division]

[2B_PL] How do we cope with invisible threats?

Chair:Etsuro Saji(MHI NS ENG)

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

[2B_PL01] Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*Sae Ochi¹ (1. Jikei Univ. School of Medicine)

[2B_PL02] At-a-Glance, Risks and Alternatives

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2B_PL03] Responses to risks by citizens

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[2B_PL04] Discussion

*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of
AESJ)

Room C

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

[2C_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair:Mitsuhiro Kodama(NFD)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*Shigetaka Maeda¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2C_PL03] A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*Hideki Yuya¹ (1. Chubu Electric Power)

[2C_PL04] Discussion

Room D

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

[2D_PL] Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. TEPCO HD)

[2D_PL02] Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura¹ (1. NDF)

[2D_PL03] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi¹ (1. IRID)

[2D_PL04] Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic
division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic reseach roadmap and strategy for future rolling

Chair:Seiichi Koshizuka(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal hydraulic reseach roadmap

*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*Yoshihisa Nishi¹, *Oonuki Akira², *Kenichi
Katono³, *Iwaki Chikako⁴ (1. CRIEPI, 2. MHI, 3.
Hitachi, 4. Toshiba)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of
Tsukuba)

Room H

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Thorium Nuclear Energy Systems

[2H_PL] Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

Chair:Naoyuki Takaki(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Global Trend of the Developments for Thorium nuclear energy systems

*Toshinobu Sasa¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*Koichi Uozumi¹ (1. CRIEPI)

[2H_PL03] Pros and Cons and the Future R&D

*Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2H_PL04] Panel Discussion

Room J

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

[2J_PL] International Framework for Utilisation of Computer Codes and Databases and its Future Evolution

Chair:Yoshio Suzuki(JAEA)

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

[2J_PL01] Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya Suyama¹ (1. OECD/NEA)

[2J_PL02] Nuclear Data Activities at the IAEA Nuclear Data Section

*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

Room L

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

[2L_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya (JANSI)

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

[2L_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[2L_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[2L_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (1. JAEA)

[2L_PL04] Panel Discussion

Room N

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2N_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair:Noriyoshi Nakajima(NIFS)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[2N_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[2N_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[2N_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Hiroyuki Onishi¹ (1. MHI)

[2N_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[2N_PL05] General discussion

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[2A_PL] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives

Chair:Kazuya Idemitsu(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[2A_PL01] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives

*Kazunari Sasaki¹ (1. Kyushu Univ.)

特別講演

九大における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

Hydrogen Energy R&D at Kyushu University: Current status and future perspectives

*佐々木 一成

九州大学

本講演では、水素エネルギーの技術開発動向などを概説し、脱炭素社会実現に向けた原子力と再生可能エネルギーの両立を助ける水素の役割、本学を核にした産学官地域連携での水素エネルギー社会実現とそれに向けた大学の役割や将来展望について述べる。

キーワード：脱炭素社会、水素エネルギー、燃料電池、電気化学、再生可能エネルギー、原子力

1. 緒言：脱炭素社会実現に向けた水素の位置づけ

エネルギーは我々の日々の暮らしに欠かせず、その確保は国の存立にも関わる。産業革命が契機となって、石炭から石油、天然ガスなどの化石資源の利用で世界のエネルギー需要を満たしてきた。化石資源に頼らない準国産エネルギーである原子力、国産エネルギーである再生可能エネルギー（再エネ）を含めて「一次エネルギー」と言われるエネルギー源は多様化している。世界のエネルギー使用量は、現在の新型コロナウイルスの感染拡大に伴う移動制限や経済活動停滞などもあって抑制傾向にあるが、デジタル化に伴うサーバーなどでのエネルギー消費増などを加味すると、根本的にはあまり変わらないと考えられる。地球温暖化問題は引き続き重要な課題であり、欧州などではコロナ問題からの経済復興にグリーンディールを位置付ける動きも見られる。

地球温暖化要因の中で最も大きいのが、エネルギー関連でのCO₂排出である。原子力はCO₂フリーの電源として引き続き期待される。定格で運転される原子力発電所からの電気と、自然任せで変動する再エネからの電気を使いこなす必要があるが、九州などでは再エネ電力の電力系統への接続問題が顕在化し、揚水発電所のフル稼働、火力発電所の出力調整、他地域への送電だけではカバーしきれなくなりつつある。

社会全体の脱炭素化が今世紀後半に向けた世界的な方向性であるが、電力のみならず、燃料や工業原料の脱炭素化も合わせて実現

しないと、「CO₂というゴミを捨てない持続可能な社会」の実現は量的に難しい。つまり、原子力と再エネで電力の脱炭素化を進めながら、変動する余剰の再エネを将来的に水電解で水素にして貯蔵して燃料などとして使い、海外からの再エネの輸入も可能にし、回収するCO₂を炭素源として工業原料として使うような、脱炭素の資源循環社会の構築が望まれる。これを可能にするためには、使ってもCO₂を出さない化学的なエネルギー

イノベーション・アクションプランの重点領域

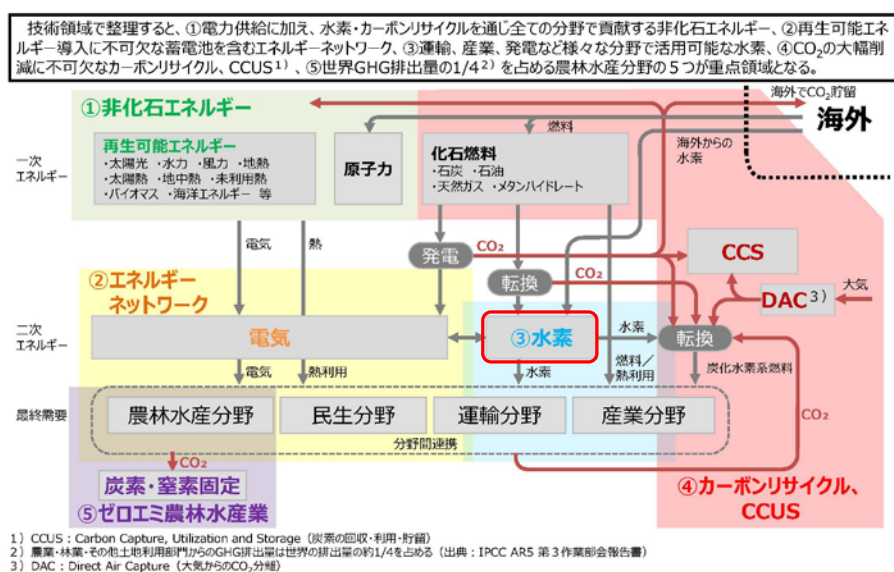


図1：革新的環境イノベーション戦略（2020年1月政府策定）[1]

媒体（二次エネルギー）が電力・運輸・産業・民生の社会全体で必要になる。これが、「水素」が注目される理由の一つである。図1に本年1月に政府が決定した「革新的環境イノベーション戦略」の概要[1]を示す。原子力も明確に位置づけられているが、再エネを使いこなし、電気とも相互変換でき、海外からも輸入でき、製鉄や化学工業などの脱炭素化に貢献でき、回収 CO₂と反応させて燃料・原料も作れる媒体として、水素が位置づけられている。

水素を使うエネルギー技術は、我が国が長年取り組んできた分野であり、多くの水素関連技術で日本が世界をリードしている。2014年12月には燃料電池自動車の市販が開始され、水素ガスが一般車の燃料として使われ始めた[3,4]。それに伴い、図2に示すように、社会インフラとなる水素ステーションの設置や関連する燃料電池・水素エネルギー技術の蓄積が進み、エネルギー分野における大きな変革の一つとなっている。水素ステーションは

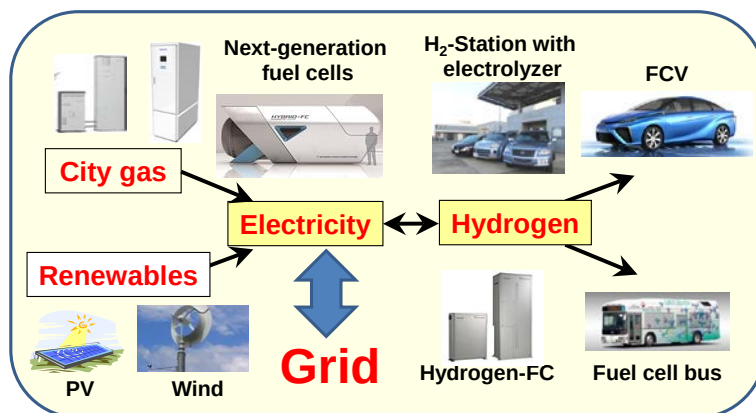


図2：水素・燃料電池を使う社会のイメージ[2]

2020年7月現在ですでに130ヶ所を超え、設置数は世界トップである。設置場所も始めは首都圏、中部、関西、北部九州の4大都市圏に限定されていたが、全国展開が始まりつつある。実際、燃料電池バスは東京で日々走行し、大型の水素製造施設が福島に設置中で、東京オリンピック・パラリンピックへの貢献も期待されている。神戸などでは水素ガスを発電用に使い、海外から輸入するための輸送技術の開発も進められている。

電気と異なり、水素は化学的なエネルギー媒体であるので、長期間貯めることもでき、使ってもCO₂を出さない。水電解などの水素製造の低コスト化がボトルネック課題の一つであり、その技術革新が進むことが前提となるが、水の電気分解で水素を作れ、水素から燃料電池で電気を作れる。水素はすでに工業用として国内外で多量に使われてきたが、燃料電池自動車のための水素ガスに留まらず、最近では、社会全体のCO₂排出を横断的に減らせる化学媒体としても位置づけられるようになってきた。工業プロセスで使う水素を化石資源由来から再エネ由来に替える分、CO₂の排出を減らせる。水素は、燃料を使ってCO₂を排出する「炭素循環社会」から、使っても出るのは水になる「水素循環社会」を実現できる媒体となる。それを実現するためのキーテクノロジーが燃料電池である。化学的なエネルギーから高効率に電気を直接作ることが可能になる。並行してCO₂排出の量的な削減に向けて、CO₂フリーの水素を火力発電所のタービンに入れて直接燃やして発電する「水素発電」も重要になってきているが、燃料電池を核にした水素エネルギー利用技術の本質的な社会価値は、以下のようにまとめられる。

- 燃料電池は、燃料を燃やさずに効率良く電気を作れる。(水素を介した電気化学反応)
- 水素ガスを燃料にすると、出てくるものは水だけになる。(ただし、水素ガスを作る時にはCO₂を排出)
- 水素で車が動けば、車産業や車社会が原油に過度に依存せず、持続可能になる。(日本の基幹産業・我々の日々の移動が、特定の資源や地政学的なリスクに依存しなくなる)
- 変動が激しい自然エネルギーからの電気が、水素の形で貯蔵可能になる。(電気を水素の形で蓄えることで、再エネからの電力の受入余地が増加)

これまで水素分野で、日本は世界の牽引役を果たしてきた。官民でロードマップを掲げて技術開発を着実に進め、水素ステーション普及、燃料電池自動車(FCV)市販、水素サプライチェーン技術開発も進めてきた。しかし最近では、米国(特にカリフォルニア州)、中国、韓国、ドイツ、そして欧州が日本を参考にしながら、日本を超える政策目標などを掲げて猛迫している。

2. 水素社会実現に向けて：九大水素プロジェクト

水素利用社会の実現に向けた技術革新が着実に進んでいるが、その道のりの中での関門の一つが、「社会受容性」である。電気などのエネルギーは国民・市民にとって身近であるが、エネルギー技術は多くの人々にとってブラックボックスに見えがちである。水素社会を実現するにあたり国民や社会の理解や賛同が不可欠であるが、一般市民の目線では水素はまだ身近なものではない。原子力分野での苦労を踏まえ、社会受容性を高めるためには、いち早く水素社会を“見える化”して、多くの人に実感・体感してもらう必要があると考えてきた。そのため、2005年の伊都キャンパス開校に合わせて設置した水素ステーションは、システム内部も見学可能にし、メリットと課題を客観的に伝える取り組みを10年以上、地道に続けてきた。見学者・視察者は累計で5万8千人を超え、この取り組みは2019年12月に環境大臣表彰を受けている。

九州大学は伊都キャンパスを実証実験キャンパスと位置づけており、「未来の社会が見えるタイムマシン」「水素キャンパス」というコンセプトを形にしてきた。日本全国の年間使用電力量の約3万分の一の電気を使う“社会”でもある伊都キャンパス全体のエネルギー量を把握しながら、未来の「水素社会」を具現化する試みを行っている。伊都キャンパスの一角を「水素ワールド」として水素エネルギー技術の普及啓発を行うとともに、エネルギー貯蔵技術としての水素の可能性の実証、ゼロエミッションの車社会の実証、世界最高水準の研究開発施設群の整備を行っている。

論文数で世界トップレベルの各種燃料電池研究や水素脆化研究、水電解を含む水素製造や水素貯蔵研究などにチームを作って取り組んでいる。さらに、基礎基盤研究に留まらず、産学連携研究、さらに社会実装を目指す研究も進めている。例えば、九州の工場で作られた三菱日立パワーシステムズ製の産業用大型燃料電池が伊都キャンパス内に設置されており、2万5千時間の運転実証を2020年1月に達成し、キャンパス内の電気の数%を賄うことができた。伊都キャンパス内で使われている電力（系統、太陽光、風力、燃料電池）とガスの使用量、水素の製造量を、エネルギー見える化サイトにて公開している。また、大学公用車としてFCVを2台導入し、再エネから作られた水素でFCVが走るCO₂排出ゼロの車社会、水素ステーションが街角に普通にある社会、燃料電池を使って無駄なく電気を作って使える社会、再エネを水素で蓄えて使いこなせる社会など未来のエネルギーのあるべき姿を世界に向けて発信している。

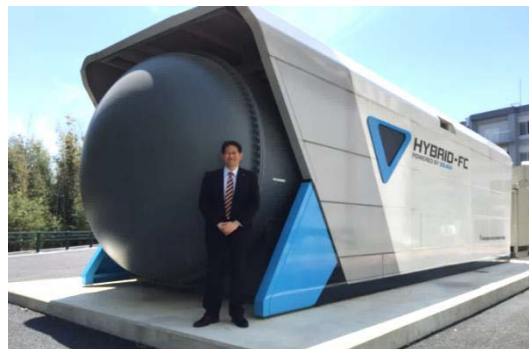


図3：「水素キャンパス」と位置付ける九大伊都キャンパス内の水素関連システム（上：九大水素ステーションと燃料電池自動車、中：各種エネファーム、下：産業用燃料電池）

3. 人材育成に向けて

21 世紀は知識基盤社会であり、高等教育機関である大学にとって教育や研究を通じて社会をリードする人材を育成することは、最も重要な責務の一つである。九大水素拠点においては、2010 年 4 月に設立された世界初の水素エネルギー分野を専門とする大学院である工学府「水素エネルギーシステム専攻」と連携し、水素エネルギー技術を核とした環境共生型エネルギー技術の基礎学理を習得した技術者・研究者の育成に貢献している[5]。

本講演者は、約 30 年前に北海道大学で開催された日本原子力学会大会で大学院生として学会発表デビューし、大学院では原子核工学を専攻したが、原子炉理論に代表される原子力分野独自の基礎学理を核に、材料、システム、そして放射線に関わる安全工学からなる総合エネルギー工学を学ぶことができた。水素エネルギー分野は、図 4 に示すように、電気化学が中核的な基礎学理であり、機能材料や水素脆化などに関わる材料力学などの材料学、熱力学・熱工学をベースにするシステム工学、そして水素

などの可燃性ガスを扱う高圧ガスに関わる安全工学から構成される。つまり、原子核工学と類似する総合エネルギー工学と言える。四力学をベースにする機械工学などを学んだ上で、既存の学問分野の壁を超える総合工学や政策論、ビジネススクールのマネジメント科目などを学ぶことで、将来、水素エネルギー分野に限らず、多様な分野で活躍できる人材の育成を目指している。

水素研究教育拠点は九大水素プロジェクトの活動を支える責任運営組織である「水素エネルギー国際研究センター」や関連センター施設群を含めると、現在、実験研究スペースは 1 万 m²を優に超え、教員・研究者・研究支援者・関連学生も総勢 200 人を超える世界最大規模の拠点に成長している。これらを基盤に、水素製造から水素貯蔵、水素利用、安全まで、再エネや社会受容性向上なども含めた、水素エネルギー全体を対象とする国際的な教育研究拠点として活動している。このような集中拠点の重要性は水素エネルギー分野に限らず多くの産業分野・学術分野にも共通している。5 年後、10 年後の実用化を目指す革新技術の創製や、20 年後、30 年後の我々のエネルギー技術開発を牽引してくれる人材の育成は、息の長い取り組みが欠かせないエネルギー分野で特に重要である。産学官地域連携で、人材育成をはじめ、基礎基盤研究や産学連携、技術実証や社会実装、国際連携、未来科学創造に向けた取り組みを今後とも着実に進めていきたいと考えている。

4. おわりに

以上、述べたように、二次エネルギーとして電気、熱と並んで水素を加えることで、原子力や再エネを含めたエネルギー転換や低炭素化・脱炭素化を促進できるエネルギー体系を再構築することができる。さらに、持続可能性が企業や産業にとって重要になる中で、CO₂フリーのエネルギーを安価に入手できる地域の価値は高まる。原子力発電所の再稼働を全国に先駆けて実現し、同じく CO₂フリーである再エネの普及が進むこ

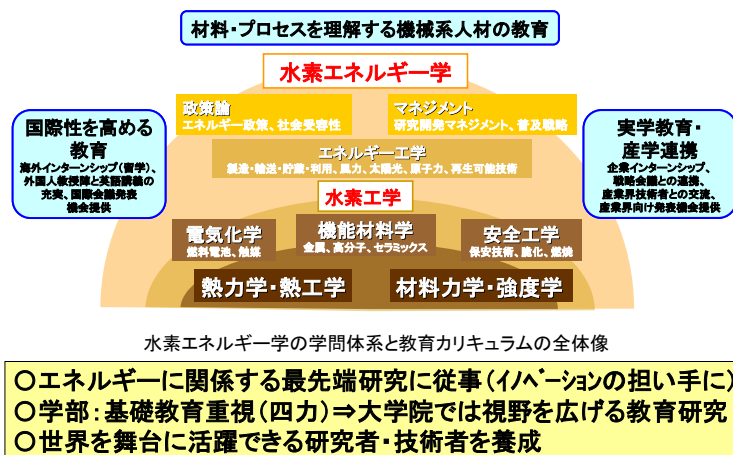


図 4：世界唯一の「水素エネルギーシステム専攻」の教育コンセプト（上）と関連メンバー（下）

の地域は、国内外からの ESG 投資にも適した地になりつつある。本講演者が座長となって議論して策定した「九州の未来のエネルギーへの提言」の概要を図5に示す。「原子力の着実な運用」が柱の一つに明記された地域の産業界のビジョン・戦略が明確に打ち出された意義は大きい。このような提言に沿って、原子力発電所の安定運転や人材育成を通じた 3E+S の着実な達成が九州で進み、全国に広がることを期待したい。

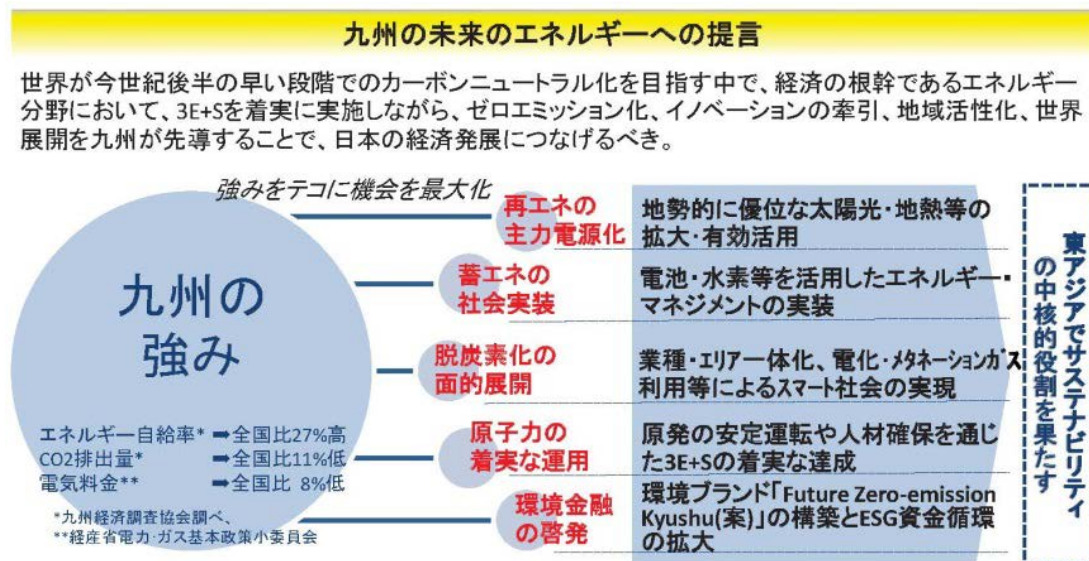


図5：ゼロエミッション化を目指す九州の未来のエネルギーへの提言
(抜粋、九州経済連合会、2020年3月4日公表) [6]

参考

[1]

イノベーション戦略推進会議、「革新的環境イノベーション戦略」（2020年1月策定）、内閣府ホームページ
<https://www8.cao.go.jp/cstp/siryo/haihui048/siryo6-2.pdf>

[2] K. Sasaki, H.-W. Li, A. Hayashi, J. Yamabe, T. Ogura and S. M. Lyth, Hydrogen Energy Engineering: A Japanese Perspective, Springer Japan, (2016).

[3] トヨタ自動車ホームページ <http://toyota.jp/mirai/>

[4] ホンダホームページ <http://www.honda.co.jp/CLARITY/>

[5] 九州大学大学院工学府水素エネルギーシステム専攻ホームページ <http://www.mech.kyushu-u.ac.jp/j/>

[6] 九州経済連合会、「九州の未来のエネルギーに関する提言書」、2020年3月4日、(一社)九州経済連合会ホームページ
<https://www.kyukeiren.or.jp/report/index.php?category=suggestion&id=3148>

文献

統合イ

*Kazunari Sasaki

Kyushu Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Risk Science and Technology Division, Social and Environmental Division]

[2B_PL] How do we cope with invisible threats?

COVID-19 and radioactive hazard

Chair:Etsuro Saji(MHI NS ENG)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[2B_PL01] Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*Sae Ochi¹ (1. Jikei Univ. School of Medicine)

[2B_PL02] At-a-Glance, Risks and Alternatives

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2B_PL03] Responses to risks by citizens

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[2B_PL04] Discussion

*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of AESJ)

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(1) COVID-19 から原子力災害へ

(1) Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*越智 小枝¹¹ 東京慈恵会医科大学

1. はじめに

この抄録作成時点（2020年8月現在）、新型コロナウイルスパンデミック収束の兆しは見られない。東京の感染者数は増加の一途を辿っており、人々はリスクと共に暮らす社会をいよいよ真剣に考えなくてはならない時期に来ている。

原子力発電所（原発）事故後の福島を見てきた者であれば、2月にパンデミックが起きた当初からリスクコミュニケーション・科学コミュニケーションが必要であることは明らかであった。たとえば福島における甲状腺スクリーニング時の状況を想起すれば、性急に開始した検査が偽陽性・偽陰性に係る問題や検査陽性者への差別を引き起こすことは容易に想像ができたし、感染回避が放射線回避と同じく長期的な健康被害を起こし得ることも十分予測ができた。しかし残念ながらこのような懸念につき、当初十分なコミュニケーションを行えていたとはいえない。

なぜ福島の知恵は今般のパンデミックに応用されなかったのか。そこには、原子力災害について学びながら「おらが災害」の枠を超えて知恵を共有しきれなかった我々の責任も大きいだろう。本報告では、原子力災害と新型コロナパンデミックに共通する課題について考察し、災害横断的な学びの重要性につき改めて提言できればと思う。

2. インフォデミックを助長する「正解信仰」

人々の不安が高まる時には様々な誤情報や陰謀論が流布する。その結果偏ったリスク回避やある特定の人々に対する風評・差別が生じる。これらの情報災害（インフォデミック）の根源は、この情報化社会において我々が分からないことに脆弱になっているためだ。

今の情報化社会に生きる我々は、今回の災害時のように何か分からないことが起きるとまず検索をする習慣が染みついている。それは即座に情報を得られるという意味で、決して悪いことではない。しかし回答を得ることに慣れすぎた結果、「正解が存在するのかどうか」と問われることは益々稀になっている。

災害のさなかには、「正解がない」あるいは「今の所分からない」情報が多々出現する。しかしたとえば「今自粛をすべきかどうか」を検索すれば、ほとんどの検索結果は「すべき」「すべきでない」の両論のいずれかを返すだろう。「状況による」「予測不能」という回答を検索から得ることは難しい。

人々が最も頻繁に知りたがる「正しいリスク選択」という問いには、本来正解はない。リスクはその性質上「不可知性」を含有しているからだ。つまり検索によりリスク選択の正解・不正解を得ることは本来不可能であり、予測不能な事態であればあるほど、検索により誤った、あるいは偏った回答を得る可能性が高いという事になる。一方で災害の規模が大きくなるほど予測不能性が上がると同時に人々の不安は募る。その結果人々が検索を行う頻度は急増する。大規模災害時にインフォデミックが氾濫する理由は、この相乗効果によるものだろう。

インフォデミックを最小限にとどめるために、科学者が災害時にすべきことは、現状でどの情報に正解があり、どの情報は未知・不可知であるかを明確に発信することである。しかし災害時にはしばしば周囲の過度な専門家依存に寄り、専門家が容易には「分からない」と発言できない空気が醸される場面がみられる。

3. 正解信仰が生む専門家依存

どこかに正解があるに違いない、という正解信仰はまた、「誰かが正解を知っているに違いない」という他者への依存へもつながる。未曾有の災害という正解のない状況においてもなお「専門家」へ過剰な期待と責任がかけられるのはそのためだ。

もちろんパンデミックにおいてウイルスの基礎知識や PCR 検査の基礎知識、診察や検査の現場の実情をそれに携わる人々に語ってもらうことは重要だ。しかしそれを元にどのように暮らすのか、どのリスクまで許容するのか、というのは本来生活者自身が決めることである。例えば専門家が「感染収束の為に 8 割の自粛が必要」と試算したところで、それが可能か不可能か、それに社会が耐えられるのかどうかを議論するのは数理疫学者一人の知識が及ぶ範囲ではないだろう。ましてや未知のウイルスの動態・人の動態が 100% 予測可能なはずもない。それにもかかわらず、自身の暮らしの在り方や将来予測の責任までを専門家に負わせるかのような報道もしばしば耳にする。

自分の人生までも専門家に預けるかのようなこの過剰な専門家依存は、一方では「自称」専門家の安易な扇動に乗る劇場型マスメディアを作り上げ、耳当たりのいい回答を流布することでインフォデミックを加速した。

社会の在り方、人の暮らし方を設計・予測できる専門家など存在しない。情報を元に行動を選択するのは日々を暮らす我々だ。専門家もまた、「下々の者に正解を示す」傲慢を自制する必要がある。本来専門家がなすべきことは、あくまで材料の提供、つまりあるリスクとそのリスク回避により呼び込み得るリスクの両者を提示し、人々が自身の価値観に基づいてリスクを選択できるようコミュニケーションを繰り返すことだ。

4. 悪人・責任を求める正義信仰

大災害の後にはしばしば行政等の対応が不十分であることから「これは天災ではなく人災である」という人が必ず出る。誰かが悪いから災害が拡大したのだ、というこの発想は、災害の本質を見誤っているように見える。

災害とはある事象が社会のキャパシティを超えた状態を指す。つまり災害時には必ず平時のシステムが許容量オーバーとなっていることが前提とも言える。そもそも平時のシステムが対応可能であれば災害とは呼ばれないことを考えれば、天災の中には必ずそれまでの対策の破綻、という「人災」が含まれる。

たとえば日本ではマグニチュード 4 の地震が災害になることは殆どない。それは建物の耐震構造のお蔭だ。ではマグニチュード 9 の地震で建物が崩壊したら、それは耐震基準の設定を甘くした政府のせいなのだろうか。実はそれは順番が逆であり、耐震基準を超える地震だから災害と呼ばれるのである。そういう意味では「この天災は人災だ」というのはトートロジーに限りなく近い。

もちろんだからと言って対応責任者が努力を怠って良いという意味ではない。むしろ、全ての災害において災害対応者は、自分が「人災」の一端を担い得ることを自覚する必要があるだろう。

一方で、ジャーナリズムについては災害時には人・モノ・金が不足することが前提となることを理解した発信が必要だ。誰かを叩けばモノが出てくるような「打出の小槌」は存在しない。しかし弱者＝正義という古いジャーナリズム精神に則った過剰な「責任者叩き」により現場の人間に「マスコミ対応」という余計な負担をかけるべきではないだろう。

5. 施策にゼロリスクは存在しない

極論を言えば、災害に関わる政策はすべからず人災を引き起こし得る、という認識が、全ての人に必要だ。たとえば今般のパンデミックにおいて、種々の自粛要請、GoTo キャンペーンのような経済活動促進、いずれの政策決定でも被害者が出る。前者では飲食業や接客業が廃業の危機に立たされたし、後者では感染者の急増により医療や保健所が物理的・精神的に限界に達している。それは政策決定前から容易に想像できることだ。

問題は、施策決定そのものにあるのではなく、「ゼロリスクの政策」が存在するかなのような幻影の下、政策の是非論ばかりが議論されることだ。政策には必ずそれにより損失を被る者が出る。その被害者を前提としない政策の推進は、防災システムばかりを強化して避難訓練を行わない施設のようなものだ。ある政策を決定する時には、被害者がゼロであるふりをするのではなく「被害者の出ない政策決定など存在しない」という前提の下、予測される被害者への対策を同時に行うことこそが必要だ。

たとえばどんなに注意を払っても、人が動く限り感染は増える。それは施策そのものの抱える加害性である。今の施策はその加害性から逃避するために、「夜の街クラスター」「ルールを守れない若者の感染」などとある特定グループに責任を押し付けることにより、規制さえ強化すれば感染はアンダーコントロールとなるかなのような、誤ったゼロリスク信仰を広めているように見える。

これは原子力政策にとっても他山の石だろう。原子力の安全性を施設の規制強化にばかり頼み、その責任を関係者のみに帰すことは、再びゼロリスク信仰を生むこととなる。住民との対話を怠る限り、その信仰から脱することはできないだろう。原子力政策が被害者を生み得ること。それを前提に住民自らの災害対策も呼びかけなければ、将来の被災者への備えが不十分な政策が未来の被災者を増やす結果となりかねない。

6. 正義・正解・ゼロリスクからの脱却

上記の例は、原子力災害とパンデミックという2つの災害を比較した時に見えてくるごく簡単な例に過ぎない。しかしその簡単な課題ですらあまり議論されないのは、災害横断的な情報共有という概念自体が未だ乏しいためだと思される。原発事故の知恵をパンデミックに共有できていれば防げたかもしれないインフォデミックや住民不安があるのではないだろうか。繰り返すが、その被害の原因は、原子力災害からの学びをパンデミックに充分活かせなかった我々にもある。

今、原子力からパンデミックに何が貢献できるのか、自分事として考える一助になれば幸いである。

*Sae Ochi¹

¹The Jikei University School of Medicine.

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(2) リスクリストと選択肢リスト

(2) At-a-Glance, Risks and Alternatives

*山口 彰¹¹ 東京大学

1. はじめに

現代はさまざまなリスクが複合的に絡み合う。目に見えない脅威は、感染症や放射線だけではない。むしろ、目に見える脅威の方が稀である。目に見えない脅威に対処するには、脅威を知ること、リスクシナリオの重要性を判断すること、適切な対策を取ること、対策の効果を監視することが重要である。コロナウイルスへの対応と放射性物質への対応（これには福島県第一原子力発電所事故への対応を調べるのが最も適切であろう）を対比しつつ、脅威に対処するために何をすれば良いのかについて考察する。

2. リスクリスト

脅威に対処するにはリスクの制御と管理で行うというのは常道である。脅威を抑え込むことはできない（そもそも抑え込むことができないものが脅威となる）ので、それに対して適切な対策をとってリスクを制御し、重大な影響が顕在化しないようにリスクを管理するのである。リスクを制御し管理するためにはリスクリストが必要である。原子力発電では、リスクリストは整っていた。原子力の安全目標は国際的に議論されてきたし、炉心損傷は予測確度の高い、晩発性の健康影響に対応する性能目標として利用されている。また、放射性物質の大規模放出は、より不確かさは大きい急性の健康影響に対応する性能目標と認識されている。

コロナウイルスはどうであったか。リスクとは何かが共有されていなかったと思う。当初は、ダイヤモンドプリンセス号の対応[1]で代表されるように、船内でPCR検査と健康観察を行い、ウイルスを国内に持ち込まないことを目標とした。その後、国内に感染が広がると、感染者を分離することによって感染を拡大させないことを目標とした。感染者が増加すると患者の重症化を防ぐため医療体制を充実させる。さらに、重症化する感染者が増加するに伴い医療崩壊をもたらさないよう無症状や軽症者は自宅などで経過観察、中等症患者の病棟を用意するなどの識別救急（トリアージ）策をとった。経済の停滞が顕著に現れると経済活動制限を緩和することに重点が移った。このように、水際対策、感染防止、重症化防止、医療体制維持、経済活動維持と、徐々に目標を拡張しつつ重点をシフトさせた。

両者を比べれば対照的である。この違いは、私たちに知識があったかどうかによっているようである。原子力では約50年におよぶリスク評価による知見の蓄積があった。ところが、感染症は、SARSやMERSに対応できたという経験から、日本には新感染症に対する危機感が欠如しており、危機管理体制が整っていなかったと云われる[2]。原子力にはリスクリストがあったが、コロナウイルスにはリスクリストがなかったと考える理由である。

3. 選択肢リスト

リスクリストがあれば、リスクの制御と管理に成功するのだろうか。福島第一事故では、私たちにはリスクリストがあったにも関わらず、混乱をきたした。選択肢リストを用意していなかったからである。異常の発生防止に多くの労力を注ぎ、優れた設計と品質管理、運転管理がゆえに、設計基準を逸脱する状況は極めて起こり難いと考えられていた。原子力安全委員会の安全目標専門部会報告書は、「わが国の発電用原子炉施設におけるシビアアクシデントのリスクの抑制水準は国際的に遜色のないものと判断されている」と述べている[3]。シビアアクシデント防止の完成度を高める一方で、その影響緩和や原子力防災に対して十分な対応ができていなかったとは、福島第一原子力発電所事故報告書で指摘されたことである[4]。シビ

アアクシデントに目を背けていたとは言わないが、そのような事態が起きないであろうとの願望のもと、選択肢リストをきちんと用意しておかなかったのではないだろうか。

コロナウイルスに対しても選択肢リストはなかった。そもそも、リスクそのものが十分に理解されていなかったからである。しかし、このような不確かな状況の中で、対策は概ね成功したのではないかと考える。先に述べたように、状況の変化に応じて、リスクを制御し影響を緩和する目的をダイナミックに変えていくことにより、その都度の選択肢リストを提示することができたのではないか。その結果、とった対策は、ベストとは言わないまでもそれほど悪くはない選択であった。リスクの制御と影響緩和策は、どれかの対策が成功すれば結果は改善されるものである。じっくりと状況を観察して、得られる知見を反映して選択肢リストを用意するという冷静な対応を続けていれば、結果影響がカタストロフィックにならない確率は格段に高まる。その結果は、重症者数や死亡者数、経済への影響が、諸外国に比べて相対的に小さいことから示されるのではないか。

4. 考察

目に見えない脅威に対応するには、まず脅威に関する知識を増やすことである。それは、不確かさを低減することと同じである。将来の不確かで目に見えない脅威に備えて、私たちは、定量的リスク評価を行っている。その成果はリスクリストである。リスク評価はリスクが小さいということを示すためのものではなく、何が不確かで何の知識が欠如しているかを明らかにすることである。次に、リスク評価を活用しなければならない。これはリスク管理である。リスク管理の成果は選択肢リストである。リスクの制御と抑制のための選択肢を用意しなければならない。リスクリストと選択肢リストが用意されていれば、見えない脅威に対しても相当の対応が可能であると思う。“不十分な”リストであっても“十分に”役に立つ。

福島第一発電所の事故では、選択肢リストが十分に用意されていなかったが、事故の状況を見据えて冷却水の注入、格納機能の健全性維持、放射性物質の放出抑制といったやるべきことは明確に共有されていた。それはリスクリストがあったからである。コロナウイルスでは、リスクリストは用意されていなかった。しかし、日々、変わりつつある状況をその都度見極めて、適切な目標を設定して、ダイナミックに選択肢を提示していった。そのことが重症患者や死亡者の抑制につながったと考える。

原子力では、安全研究の成果により、津波と全電源喪失に起因する福島第一事故のシナリオは理解されていた。しかし、それはあまりに稀有な事象であるに違いないという願望と炉心損傷頻度は十分に小さいというリスク評価の結果によって有効性ある選択肢リストを用意するには至らなかった。しかし、リスク評価で得た知見は、困難な状況の中でも影響緩和の適切な選択肢を採ることに役立った。コロナウイルスについては、リスク評価も行っていないし、選択肢リストも用意されていなかった。しかし、タイムリーにリスク分析を行ってシナリオと選択肢リストを提示していた。リスクリストと選択肢リストは、リスク評価の手法やデータがどのような成熟レベルであってもつくりることができる。リスク評価の完全性を求めるあまり、いつまで経ってもリスクリストも選択肢リストも用意しようとしなないことこそ憂慮すべき事態ではないだろうか。

5. まとめ

目に見えない脅威に対処するために、脅威の理解、リスクの評価、重要度の判断、適切な対策、効果の監視が重要である。リスク評価とリスク管理により、リスクリストと選択肢リストをさまざまなリスク指標に対して用意しなければならない。これは私たちのリスクに対する知識を充実させ、脅威に適切に対処するに役立つものである。

参考文献

- (1) 例えば、厚生労働省ホームページ、https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_09546.html
- (2) 例えば、PHP 研究所ホームページ、<https://thinktank.php.co.jp/voice/6137/>
- (3) 原子力安全委員会、安全目標に関する調査審議状況の中間取りまとめ、平成 15 年 12 月
- (4) 福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言 ―学会事故調最終報告書―、日本原子力学会、丸善出版、2014 年、353-356 ページ

*Akira Yamaguchi¹

¹The University of Tokyo

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(3) 一般公衆のリスク対応

(3) Responses to risks by citizens

*土田 昭司¹¹ 関西大学

1. はじめに

リスクは不確実な危険と利益によって構成されている。それに加えて実態、原因、対処法などがよく分かっていない不明確さが伴うリスクは、危機的な状況をもたらす重大なリスクとなる。原子力施設事故と今般の新型コロナウイルス感染症流行が専門家にとって不明確なものであるか明確なものであるかにかかわらず、非専門家である多くの一般公衆にとっては明らかに不明確な事態である。不明確さを伴うリスクであると認識した公衆はこれらを危機的な状況をもたらす重大なリスクと認識して、不安を募らせることとなる。

2. 一般公衆にとっての専門家・行政・政治家

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のように先端科学技術を用いなければ対応できないリスクは、非専門家である一般公衆にとっては専門家ならびに行政・政治家に解決を委ねて、専門家ならびに行政・政治家からの助言をもとに自分のリスク対応法を考え実践することになる。

ただし、一般公衆がこのようなリスク対応をとるのは、専門家ならびに行政・政治家が正しく問題を解決してくれるとの信頼があることが前提である。専門家ならびに行政・政治家に問題を解決する能力がない、さらには、問題を解決しようとする意欲が乏しいと一般公衆が認識した場合には事態はカオスに陥る。専門家ならびに行政・政治家のリスク対応に一般公衆が信頼をおけないと認識した場合には、一般公衆各自がリスク判断をしなければならなくなるが、その状況は一種の群衆行動となるからである。往々にしてそのような場合には、真偽にかかわらず事態を明確に理解していると主張する「専門家」「政治家」に一般公衆の支持が集まりやすい。

専門家ならびに行政・政治家が一般公衆から信頼を得るには、リスクに効果的に対処できたこれまでの実績（＝後述の単純情報のひとつ）を示すことが最も重要である。そのうえで、一般公衆にリスクの本質について理解を深めてもらうことが社会にとって望ましいことであろう。

3. 情報の質とリスク理解

情報はその性質から、単純な情報、複雑な情報、不確実な情報、多義的な情報の4つに分類することができる。a)単純情報は「雪は冷たい」のように、体験上よく知っている事柄や、体験すればすぐに了解できる情報である。b)複雑情報は、理解するのにある程度の背景情報あるいは教養、演繹や帰納など論理操作の能力、さらには、数式などの特殊な言語能力を必要とされる情報である。c)不確実情報は、意味する内容が真実であってもそれが現実化するかは確率などでしか表現できない情報である。d)多義的信息は、真実は誰にも分かっていない、あるいは、同じ事象についてさまざまな見解や理論などが併存しているような情報である。

先端科学技術に関わるリスクは不確実であるだけでなく多くは複雑で多義的なものであるが、リスク状況において人が信頼できて安心できる情報は単純情報のみである。なぜならば、複雑情報では、一応は納得できて自分の理解に間違いがなかったかと不安になる。不確実情報では、万一の危険が発生するのではないかと不安になる。多義的信息では、何が正しいのか分からなくなってしまうからである。

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のような先端科学技術に関わるリスクを説明する場合、真摯に正しく説明しようとするほど、単純情報で説明できることはほとんど何ともなくなる。新型コロナウイルスにかかる現状では、ウイルスとそれに対応する免疫のメカニズムを正しく理解するには少なくとも大学受験

レベルの知識と理解が必要であろう。自分や自分の家族が実際に感染するかは確率の問題である。世界中の専門家が新型コロナウイルスについて分かっていないことが多いと発言している報道が毎日のようになされている。原子力施設事故と放射性物質汚染でもこの状況はほとんど同じであろう。

一般公衆にリスクについての理解を深めてもらう重要な点は、現在進行しているリスクは単純情報では説明できないことを理解してもらうことであるのだが、このことは結果的に、リスク事態が解消するまで一般公衆に不安と心理的ストレスをもたらすことになる。

4. 不安と心理的ストレスが生じさせること

人は明確な危険を知覚したとき恐怖感情を生じさせる。恐怖感情のもとでは人は危険からの回避行動を最優先して行うよう動機づけられる。これに対して、不明確な危険に対峙したとき、すなわち、危険がありそうに思えるのだが本当に危険なのかどうかよく分からないとき、人は不安感情を生じさせる。不安感情のもとでは人は危険の探索行動が動機づけられる。つまり、状況が本当に危険なのかどうかはつきりさせようとするのである。探索行動によって危険が明確になれば危険回避行動が促される。逆に、危険がないことが明確になれば安心することになる。ところが、先端科学技術に関わる危険が対象となった場合には、不安感情にかられて危険を探索するにも、自力で正確な探索を行うことは多くの一般公衆にとっては困難である。したがって、いつまでも不安感情をかかえたまま危険の探索行動を動機づけられ続けることになる。このことは人に大きな心理的ストレスをもたらす。危険に曝されるかもしれない不安だけでなく、探索行動を続けることに疲れてしまうからである。

人は基本的に心理的ストレスからのがれようとするのであり、上記の不安感情が比較的に長期に続く場合には次の二つの解決策のいずれかを採りやすくなる。

一つは、危険はないと思い込むことによる解決である。人には正常性バイアスや非現実的楽観主義などの心理メカニズムによって、客観的に危険な状況に在っても「自分だけは安全でいられる」と思い込もうとする性質がある。新型コロナウイルス感染症流行の状況において行政が自粛生活を呼びかけてもこれに応じようとしない人々がいる理由の一つがこれであると考えられる。

あと一つは、危険があると決めつけることによる解決である。これにより恐怖感情が発生するため危険回避行動を動機づけられることになるが、危険回避行動は単純情報にもとづくため、不確実で不明確な危険探索行動よりは心理的ストレスが小さい。心理的ストレスをより小さくするためには、より明確で単純な情報にもとづく危険回避行動を採ることが効果的である。すなわち、少しでも危険に思えるものは間違いなく危険であると断定して強固な回避行動をとるのである。危険回避行動をすること自体はリスク対応として適切なことであるが、このような状態においては、しばしば不必要に過度な危険回避行動がとられることがある。過ぎたるは及ばざるがごとしであり、不必要に過度な危険回避行動は社会的に困難を生じさせかねない。客観的ではなく自分の主観的な判断基準にもとづいて他者にも危険回避行動を強要する行為、危険に関わった人々あるいは関わりそうだと思う人々を必要以上に非難する攻撃的行為などが伴いかねないからである。報道されている新型コロナウイルス感染症流行におけるいわゆる自粛警察や外国人などに対する差別的行動、1 F事故後における福島県からの避難者に対するいじめや偏見などは、これによって生じたと考えられる。

リスク事態において一般公衆が安心して信頼を寄せるのは単純情報による説明や対策が提示されたときである。しかし、原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症流行などの先端科学技術に関わるリスクは、客観的には単純情報による説明や対策の提示はできない。これにより一般公衆には心理的ストレスを強いることになることをふまえた対応が専門家や行政・政治家には望まれる。

参考文献

- ・ 土田昭司「リスクのコミュニケーションとガバナンス」 in 土田昭司(編著)『安全とリスクの心理学』培風館、2018年、89-119
- ・ 土田昭司「リスクコミュニケーション」 in 日本リスク研究学会(編)『リスク学事典』、丸善出版、2019年、208-211

*Shoji Tsuchida¹

¹Kansai University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL04] Discussion

*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of AESJ)

新型コロナウイルス禍が止まらない。ウイルスという目に見えない脅威によってもたらされている社会の現状は、かつて放射性物質という同じ目に見えない脅威の拡散を招いた東電福島第一原発（1F）事故、それによって引き起こされた社会の混乱を彷彿とさせる。情報の不足や不確かな知見、専門家や政府への期待とその反作用としての不信や反発、人々の心理的ストレスと認知バイアスが引き起こす過剰反応、不適切な対応が生み出す副次的被害等、多くの類似点を見出すことができる。様々なリスクをどうバランスさせて対処すればよいのか、社会は正解のない難問に苦しんでいる。この現状から、原子力界は何を学ぶべきか？また1F事故の経験から、ウィズコロナ、アフターコロナの社会に生かすべき教訓はないか？といった観点での考察を試みる。

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

[2C_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair: Mitsuhiro Kodama(NFD)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*Shigetaka Maeda¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2C_PL03] A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*Hideki Yuya¹ (1. Chubu Electric Power)

[2C_PL04] Discussion

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

(1) 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田 茂貴¹

¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用する原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

「常陽」は、1977年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983年からMK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004年から2007年までは高性能化したMK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で144GWd/tの燃焼度を達成したほか、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として1984年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに40,000試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績^[1]も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 $2.9 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ($E \geq 0.1 \text{ MeV}$) の MK-IV 炉心 (100MW) での運転再開を目指している。



図1 「常陽」及び照射後試験施設

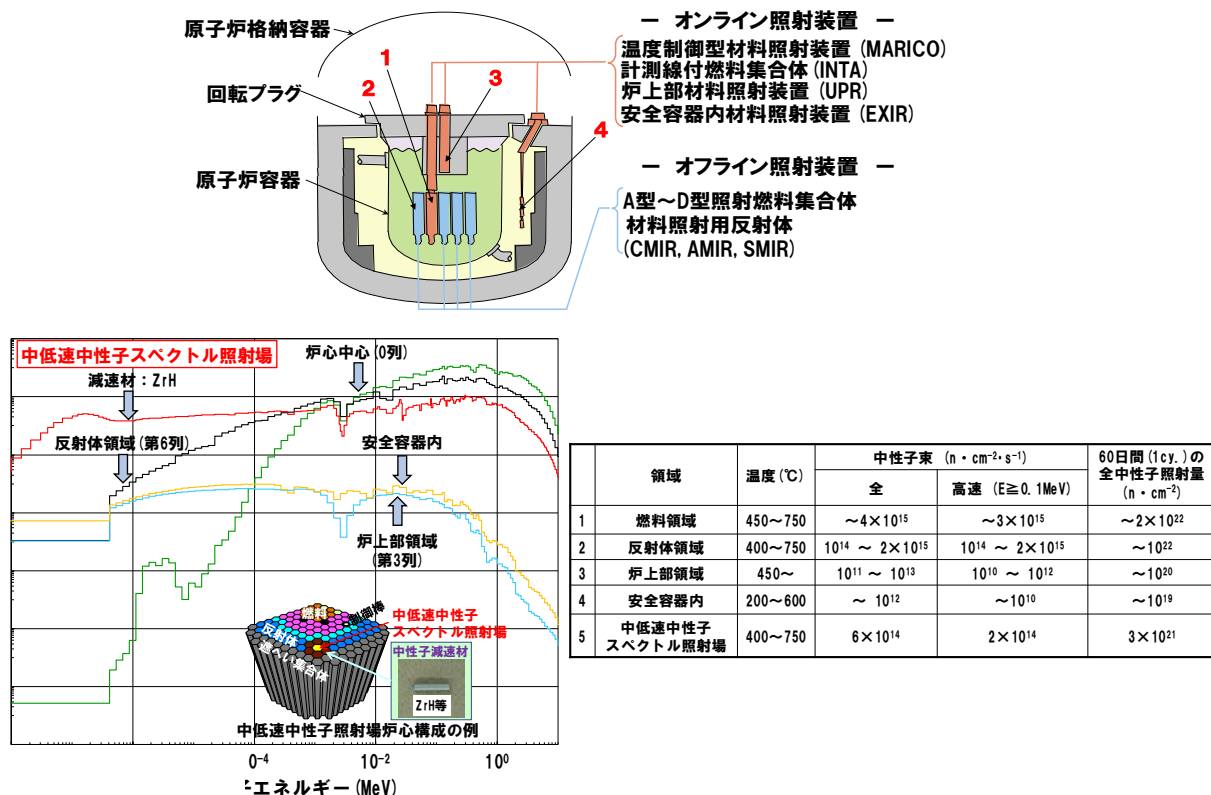


図2 「常陽」照射場の特徴

3. パラエティーに富む照射場

図2に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300°C)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した1000°C以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求(図3)に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している(図4)。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している(図5)。

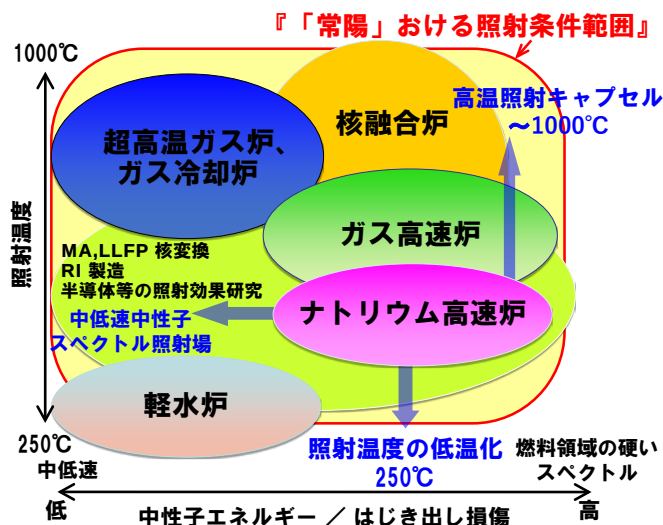


図3 「常陽」における照射条件範囲

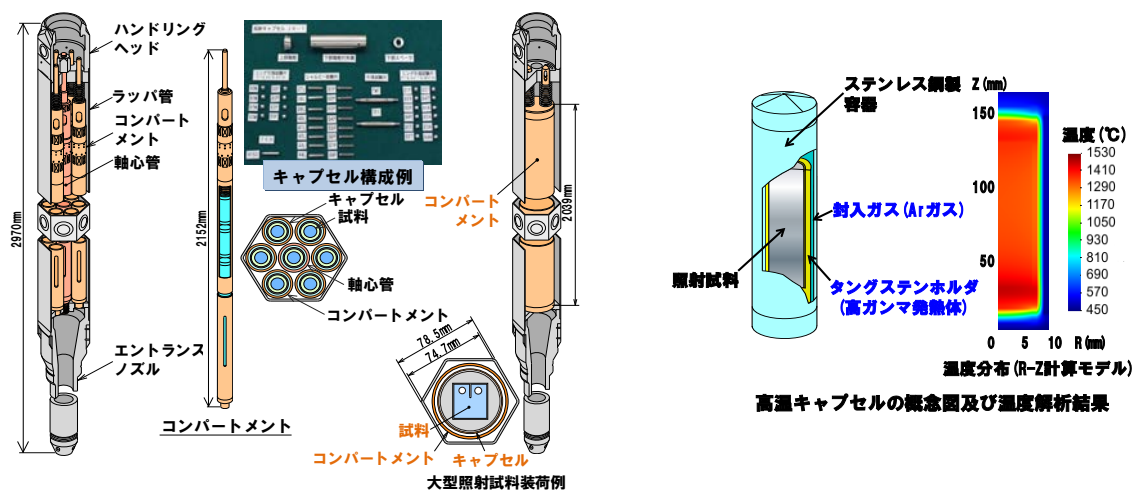


図4 照射装置

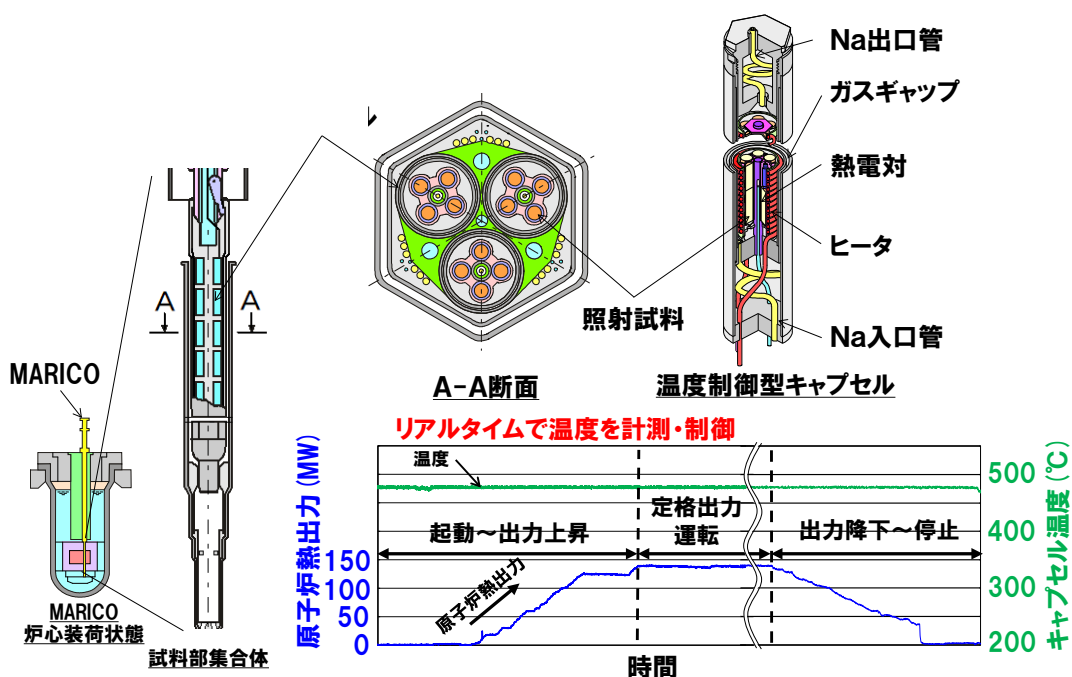


図5 オンライン照射装置による温度制御の例

4-2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図1に示したPIE施設が隣接しており、利用者にPIEとセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE施設では、図6に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

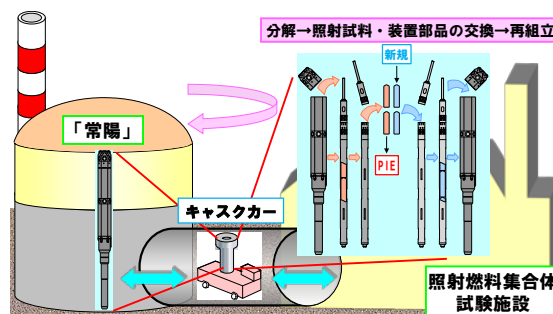


図6 照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5-1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化(図7)し、照射試料周辺の中性子束や γ 線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ (HAFM) の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5~10%、線出力密度は 3~5% の精度で評価できることを実証している。

5-2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している(図8)。

計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器(直径 4.4 mm、長さ 30 mm) にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃~750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性(中性子スペクトル、温度)を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素(^{10}B)添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上^[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業(産業界等からの技術提案の実現可能性調査)で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

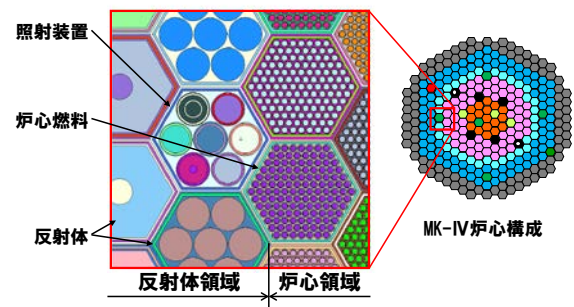


図7 照射装置周辺の計算モデル

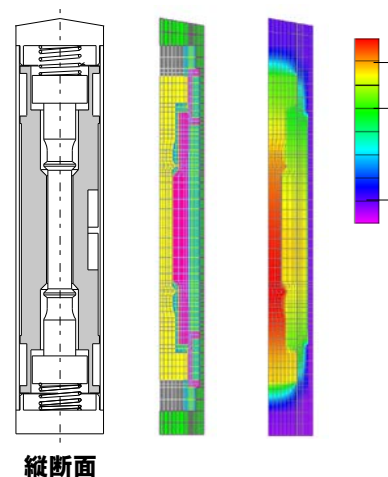


図8 照射キャプセル温度評価結果の例

参考文献

- [1] 松井他, “実験炉組合せ照射 (JRR-3⇔「常陽」) 及びホット施設 (WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF) の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072
- [2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載し、一部加筆・修正したものである。

*Shigetaka Maeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と
開発方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(2) 国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

* 柴山環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された¹⁾。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター²⁾と高速中性子実験室³⁾、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)⁴⁾が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET)、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V. (HV) 社製である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確認した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデントを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている^{5,6)}。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高压電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高压電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高压電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高压電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高压電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高压電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である⁸⁾。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離れたガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高压電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。30 年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTA で実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置 MARICO を利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高压電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

- 1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
- 2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
- 3) <http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html>
- 4) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
- 5) <https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html>
- 6) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
- 7) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
- 8) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

*Tamaki Shibayama¹

¹Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発
方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究(シャルピー衝撃試験)

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹¹, 西田憲二², 木村晃彦³¹中部電力株式会社, ²電力中央研究所, ³京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉压力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の压力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉压力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉压力容器の照射影響としては、クラディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉压力容器のクラディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ポートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉压力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機压力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等はない。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 $1.5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靱性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉压力容器（高速中性子照射量：約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉压力容器のクラディング表面直下近傍の压力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

*Hideki Yuya¹, Kenji Nishida² and Akihiko Kimura³

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Kyoto University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL04] Discussion

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受けて総合討論を行い、今後原子力材料分野の研究をより高度化させていくための議論を行う。

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

[2D_PL] Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair: Hiroshi Miyano (Hosei Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. TEPCO HD)

[2D_PL02] Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura¹ (1. NDF)

[2D_PL03] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi¹ (1. IRID)

[2D_PL04] Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*石川 真澄¹¹東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

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

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

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに5回改訂がなされ、最新の第5回改訂版は、2019年12月27日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

- ① 復興と廃炉の両立
- ② リスクの早期低減と安全確保の最優先
- ③ 当面（10年程度）の廃炉作業全体の最適化

主な改訂内容

- ・汚染水対策：汚染水発生量を150m³/日程度（2020年内）まで低減させる現行目標を堅持しつつ、これに加えて100m³/日程度（2025年内）まで低減させる新たな目標を設定。
- ・プール内燃料の取り出し：燃料取り出しの開始時期は、1号機で4～5年、2号機で1～3年後ろ倒ししつつも、2031年内までに1～6号機全てで取り出し完了を目指す。
- ・燃料デブリ取り出し：初号機として2号機で、気中・横からの試験的取り出しに着手し（2021年内）、段階的に規模を拡大。
- ・廃棄物対策：ガレキ等の屋外の一時保管エリアを2028年度内までに解消。

3. 中長期実行プラン

「廃炉中長期実行プラン2020」は、計画的かつ戦略的に廃炉に取り組む作業計画として、中長期ロードマップや原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するべく、2031年までの廃炉全体の主要な作業プロセスを示すことを目的に作成した。「復興と廃炉の両立」の大原則の下、地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めるべく、廃炉作業の今後の見通しについて、より丁寧に分かりやすくお伝えしていくことも目指していく。本プランも廃炉作業の進捗や課題に応じて定期的に見直ししながら、廃炉を安全・着実かつ計画的に進める。

4. 汚染水対策

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

染水対策を実施している。

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

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

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の 94%が完了しており、現在は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施している。また、雨水の建屋流入対策として、3 号機建屋の屋根損傷部への堰設置、損傷部シート掛け等を実施している。

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

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015 年度）の 490m³/日に対して、陸側遮水壁閉合後（2019 年度）は 180m³/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位/建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

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

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

5. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

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

1 号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015 年 7 月から 10 月に屋根カバーの撤去、2016 年 9 月から 11 月に壁パネル撤去、2017 年 3 月から 5 月に柱・梁の取り外しを完了し、2017 年 12 月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。2018 年 1 月から北側のガレキ撤去に着手し、並行し

て進めてきたガレキの状況やウェルブラグの汚染状況の調査を踏まえ、よりダスト飛散に留意した慎重な作業の観点から、ガレキ撤去前に大型カバーを設置する工法を採用することとした。また、2020年6月から南側にある使用済燃料プールへのガレキ等落下防止・影響緩和対策を実施している。

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

3号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015年11月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016年12月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017年1月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018年2月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019年4月15日より燃料取り出し作業を開始し、これまでに566体中266体（2020/7/30時点）の燃料を取り出し、2020年度内の燃料取り出し完了に向けて引き続き安全最優先で作業を進めていく。

6. 燃料デブリ取り出し

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

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

（1） 原子炉格納容器内等の状況把握

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

1号機の格納容器内の調査は、2012年10月、2015年4月、2017年3月に実施した。2015年4月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内1階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017年3月の調査では、地下1階面のペDESTAL外側の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けて準備作業を進めている。

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

ることができた。

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

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

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

（2）燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

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

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するための設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

最新の「中長期ロードマップ」（第5回改訂）では、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、迅速性、使用済燃料の取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2号機と決定した。気中工法で原子炉格納容器底部に横からアクセスして、まず試験的な取り出しを2021年に開始し、その後、取り出し方法の検証や確認を行った上で、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

7. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面10年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第4次改訂2020年7月）。

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

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

*Masumi Ishikawa¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略

(2) Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

* 中村 紀吉¹¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府の中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること、及び取戻し計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（戦略プラン）を2015年以降毎年取りまとめている。戦略プラン2020では、東京電力による廃炉中長期実行プランが策定されたこと、廃炉作業における安全確保の考え方の明確化、規模の更なる拡大に向けた燃料デブリ取り出し方法の検討に必要な要求事項の抽出、研究開発の重要性の高まりを受けた管理体制の強化などを特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に技術戦略の基盤となる取組と考え方を述べた上で、廃炉の技術戦略や研究開発に係る取組について紹介する。

2. 技術戦略の基盤となる取組と考え方

2-1. プロジェクト管理に係る取組

(1) 廃炉中長期実行プランの策定

東京電力は、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力災害対策特別措置法及び原子炉等規制法に基づく要求や、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議において決定された中長期ロードマップの目標工程に従い、廃炉事業を実施してきた。今回、事故後10年を迎えるにあたり、東京電力はこうした目標工程をどのように達成するのかを示した廃炉中長期実行プランを作成・公表することで、複雑かつ長期にわたる作業見通しを具体化するとともに、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにした。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は不確実性が大きい事業であるものの、廃炉中長期実行プランを踏まえることで、研究開発、人材、調達についても中長期を見据えた計画を作成できるため、廃炉中長期実行プラン作成の意義は大きい。今後この廃炉中長期実行プランを効果的に役立てるためにも、新知見や現場状況などを踏まえて不断の見直しを行っていくことが重要である。

(2) プロジェクト活動における「安全とオペレータ視点」の充実

工法や設備などの設計検討（エンジニアリング）のような取組を進める際に、特に技術的難易度の高い課題に対しては、工法や設備などを物理的に実現させることに重きをおく傾向がある。しかしながら、取組の成果を実際に現場で実現するためには、物理的な実現に加え、

- ・核燃料物質等という危険物を扱う事業執行者としての「安全の視点」
- ・福島第一原子力発電所廃炉の現場を熟知したオペレータが持つ「オペレータの視点」

の各視点が、当該の工法、設備に十分に反映されていることが不可欠である。

そのためには、工法、設備を現場で実現するまでのプロジェクト活動において、これらの視点が十分に反映される必要がある。十分な反映がなされなければ、結果として現場に適さない成果（工法、設備等）がもたらされ、安全かつ安定的な廃炉の妨げとなる。

こうした事態に陥らないよう「安全視点」及び「オペレータ視点」をプロジェクト活動の上流で取り入れるための業務プロセスを早期に確立する必要がある。

(3) オーナーズ・エンジニアリング能力の向上

燃料デブリ取り出しのように得られた情報が限られ（不確かさが大きい）、かつ、過去に前例のない高難度の作業に対しては、従来型のエンジニアリングの進め方が当てはまるとは限らない。廃炉の事業執行者である東京電力からの要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も、試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングをある程度イタレーション型（繰り返し収束型）に行っていく必要がある。

イタレーション型のエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来のなものとはならないため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。そのためには、プロジェクト管理能力に加え、サプライチェーン全体を最適化するために事業執行者として有すべき能力、具体的には、工学的判断をする能力、事業リスクを評価する能力などの事業執行者である東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

2-2.廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

(1) 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針

リスク低減に向けた廃炉作業を進める上で、燃料デブリ取り出しなど技術的に難易度が高く、大きな不確かさを有する廃炉作業において、安全を確保することが最も重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉においては、各作業工程における十分な安全評価の結果を踏まえて、作業判断を行うことが安全対策の基本となる。この安全評価の結果を活用することで、作業工程における寡少又は過剰なりソース投入を行うことなく、必要かつ十分な安全が確保される合理的に実行可能なリスク低減対策が実現できる。また、福島第一原子力発電所の廃炉においては、中長期的な視点で見た場合には、速やかな廃炉作業の進展が廃炉全体の安全確保に大きく資する。そのため、ヒト、モノ、カネ等のリソースに一定の裕度を持つ通常炉の安全確保とは異なり、特に時間軸を意識した速やかな廃炉作業の進展とリソース投入を、全体バランスとの関係を踏まえ、合理的に判断することが求められる。

(2) 安全確保の実現に向けた考え方の導入

実際の廃炉作業において、燃料デブリ取り出しなどに使用する機器・装置の安全性・信頼性の向上は、廃炉を進める上で安全確保に直結するものである。しかしながら、前述の通り、原子炉建屋内の調査などにより、ある程度は明らかになってはいるものの、なお不確かな情報は数多く存在する。このような状況における機器・装置の開発は、設計時の限られた情報に依存することには限界があり、実際の適用段階において新たに明らかになった情報を、適切に改良や次の設計に反映する、これを反復させることにより、機器・装置の安全性・信頼性の向上を図っていくことが重要である。東京電力は、この考え方を実際のエンジニアリングやプロジェクト管理に速やかに導入していく必要がある。これにより、廃炉作業を速やかに進展させることにつながり、中長期的なリスク低減の観点から福島第一原子力発電所の廃炉における安全確保に資することになる。

3.福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

3-1.燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 安全対策をはじめ周知な準備をした上で、燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

- (2) 燃料デブリ取り出しの初号機である 2 号機で試験的取り出しに 2021 年内に着手し、段階的な取り出し規模の拡大など一連の作業を迅速に開始することで、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発（廃炉・汚染水対策事業、東京電力自主事業）、現場環境整備等に関する進捗を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

試験的取り出しについては、PCV 内の状況把握が限定的であり、ロボットアームの開発や堆積物、干渉物の除去に不確実性及び難しさがあることから、モックアップ試験時に十分に安全性や現場適用性を確認し、着実に進めていく必要がある。東京電力は強化したプロジェクト管理体制のもと、これまでの経験から得られた検討の初期段階からこれまで以上に安全評価を行い、現場適用性を考慮した要求事項を明確化することの重要性などの留意点を踏まえ、エンジニアリングを主導的に推進していくことが重要である。

また、取り出し規模の更なる拡大については、作業、装置、施設の大規模化が進むことなどにより、福島第一原子力発電所全体を見据えた取り出し方法の検討が一層重要となるため、研究開発や内部調査などから得られる新たな成果、情報を取り出し方法の検討に反映し、取り出し方法の検討について柔軟な取組を進めることが必要であること、また、現場運用から得られる情報を次の設計に反映していくなど、設計と現場運用による安全の確保が重要である。

3-2.廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
- (2) 性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

性状把握を着実に推進するため、放射性物質分析・研究施設の整備、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要であるとともに、今後は東京電力が主体的に分析をしていくための分析体制の在り方について検討が求められる。

3-3.汚染水対策

汚染水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 汚染水問題に関する 3 つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年以内に汚染水発生量を 100m³/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。
- (2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

2019 年 3 月以降の調査により、2、3 号機原子炉建屋のトラス室底部では比較的高い全 α が検出されており、2022 年度～2024 年度に原子炉建屋の滞留水を 2020 年末の半分程度に低減させていく際には、 α 核種の拡大防止は重要な課題となる。対策としては、各建屋・水処理設備の α 核種濃度の監視、性状分析を強化するとともに、 α 核種を含むスラッジ状沈殿物の除去方法の確立に向けた研究開発が必要である。

3-4.使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実にを行い、1 号機は 2027～2028 年度、2 号機は 2024～2026 年度にプール内燃料の取り出しを開始する。3 号機については、2020 年度内にプール内燃料の取り出しを完了する。

- (2) 事故の影響を受けた1～4号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出したのち共用プール等に移送し適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお共用プール容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
- (3) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。
- 1、2号機については、決定された工法の実現に向けて、着実に作業を進めることが必要である。

4.研究開発に係る取組

東京電力は、これまで至近の廃炉作業に係る研究開発に注力していたが、現在では廃炉中長期実行プランを公表するなど、研究開発においても、中長期的な計画に基づいた戦略的な取組に移行してきている。この状況を踏まえると、廃炉・汚染水対策事業は、東京電力によるニーズや現場適用を見据えた研究開発をより強化する必要がある。このため、今後の廃炉・汚染水対策事業に対するNDFと東京電力の関与を一層高めていくこととした。

具体的には、廃炉・汚染水対策事業において、プロジェクトの企画立案及び進捗管理の両方の機能を強化すべきという課題認識のもと、NDFが廃炉・汚染水対策事業の事務局に参画する体制に移行するとともに、東京電力の現場適用者としての関与を明確化する体制とした。

研究開発体制強化に係る変更箇所(2カ所): (○)

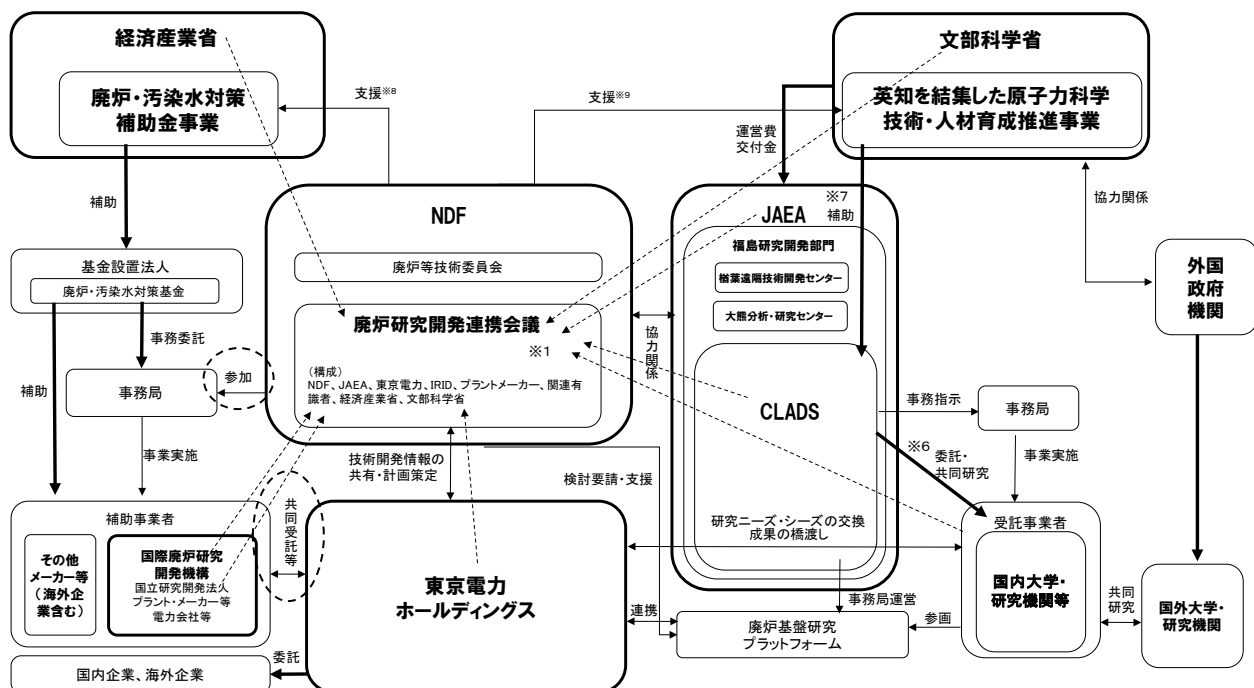


図1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略

*Noriyoshi Nakamura¹

¹Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(3) IRID の研究開発概況

(3) Overview of IRID R&D

* 奥住 直明¹¹国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2019 (原子力損害賠償・廃炉等支援機構 NDF、以下、戦略プラン) では燃料デブリ取り出し初号機として「現場の状況(線量、既存の安全システムによる気密度)や格納容器内の状況を踏まえ、燃料デブリ取り出しを「安全」、「確実」、「迅速」に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を得られるため、廃炉作業全体の最適化の観点からも 2 号機が適切である」と評価している。

IRID は上記戦略プランの期待に応えるべく、引き続き「格納容器内部調査」を進めるとともに、「燃料デブリ取り出し」及び「放射性廃棄物の処理・処分」に係る研究開発を推進している。

2. 損傷状況の調査及び燃料デブリの試験的取り出し

炉心損傷の発生した各号機の燃料デブリの状況を把握するため、遠隔による格納容器内部調査技術の開発と現地実証試験を行ってきた。1 号機については格納容器内部の原子炉圧力容器本体基礎(RPV ペデスタル)外側で調査装置による現地実証試験を行い、各種画像情報、線量データなどを取得してきた。2 号機、3 号機について RPV ペデスタル内側の画像情報等の取得に成功した。この結果、RPV ペデスタル内側下部の損傷状況や底部に堆積物が広がっている様子が明らかとなった。さらに 2 号機については堆積物に対して接触調査を行い、一部の堆積物は摘み上げること等により動かせることを確認した。現在、より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載することのできる大型の調査装置の開発を進めている。大型の調査装置を格納容器内に安全に投入でき、同時に、より広範囲・長時間の調査が可能となるようなアクセスルートを構築する技術及び高い耐放射線性を有する各種センサーの開発も進めている。また既存の X-6 ペネトレーションを使用して格納容器内部にアクセスし、調査するとともに燃料デブリの試験的取り出しをすることのできるアーム型アクセス装置の開発を進めている。

3. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し

格納容器内部調査用のアーム型アクセス装置の開発成果を活用しつつ、燃料デブリを少量単位で取り出すシナリオを策定し、取り出し装置の設計・試作、安全検討、燃料デブリ搬出のための設備検討を進めている。具体的には、小石状・砂状のデブリに特化した把持装置と、デブリの塊から粉やコアを採取する切削回収装置を試作するとともに、安全対策として中性子モニタシステムの開発、燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車の開発などを進めている。

4. 燃料デブリ取り出し・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大

燃料デブリの取り出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。

4-1. 水循環システムの構築技術

冷却は発熱量の低下等により自然冷却に切り替えられる可能性もあるが、水循環系統で維持される場合を想定し、格納容器内部のドライウェル(D/W)及びサブプレッションチェンバー(S/C)からの取水のためのアクセスルート構築を検討した。また S/C からの取水に対しては取水部構築技術を実規模スケールで試験・検証し

た。

4-2. 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

汎用熱流体解析コード GOTHIC を用いて、格納容器から異常漏洩が発生した場合の原子炉建屋内部の流れの特性やダスト沈着量の傾向を把握した。

4-3. 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

中性子計測に基づく未臨界度測定手法の開発を進めている。今回は燃料デブリが不均一に分布する体系に対する未臨界度測定方法の成立性を確認するため京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) を用いて種々の未臨界炉心を構成し中性子信号を取得した。今後この信号から未臨界度を評価し測定方法の成立性の確認を実施する。また臨界を防止するための中性子吸収材としては中性子吸収能のあるホウ素を含む五ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えているが、一方で水に対して非溶解性の中性子吸収材も開発している。粘性体タイプ、粉粒体タイプの中性子吸収材について水中への投入方法、構造材への腐食影響などについて検討した。

4-4. ダスト集塵システムの技術開発

燃料デブリの切断加工においては、加工部近傍で切粉や粉塵などの様々な粒径のダストが発生すると考えられる。これらのダストは被ばく低減の観点から極力加工点近傍で回収することが望ましいため、燃料デブリ加工装置に装備できるダスト集塵・飛散抑制システムの概念検討を行った。

*Naoaki Okuzumi¹

¹International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(4) 学会廃炉委における廃棄物の取り組みと今後について

(4) Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning
of the Fukushima Daiichi NPS*新堀 雄一¹¹東北大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会では廃棄物検討分科会（主査：柳原 敏先生）の中間報告として「国際標準からみた廃棄物管理」を取り纏めた¹⁾。本報告書（以下、同様に呼称）は日本原子力学会のHPからダウンロードでき、既に多くの方の目に触れている。ここでは、本報告書の位置付けや内容の概要を説明するとともに、それらを基盤として今後の方向性について、廃棄物の処分に携わるものの一人としての私見を述べる。後者については、福島第一原子力発電所(1F)におい発生する廃棄物に関連する学会における取り組む視点について、1Fの廃棄物について更に議論を深めることに繋がる一つの叩き台となれればと考える。

2. 本報告書の位置付け¹⁾

エンドステートとはその名の通り最終的な状態を指す。本報告書では、1Fのエンドステートに着目し、事故後9年が過ぎ、いよいよ燃料デブリ取出し作業が開始されようとしている同発電所の廃炉の課題として、あらかじめエンドステートの概念を関係者で共有した上で、廃棄物管理に係る対策などの取り組みを進めることの必要性やエンドステートに至る過程の代表的な選択肢を、現在まで得られている情報を基に海外の知見等を踏まえてまとめている。ここで留意すべきは、本報告書はあくまでも中間報告であり、本報告書の内容を今後どのように福島第一の廃炉に活かしていくかを、地元の方々をはじめ様々なステークホルダーから多様な観点のご意見を伺った上で更なる検討を深めると共に、廃炉作業の進捗に伴う追加情報を得て改訂していくことが必要と考えていることにある。

3. 本報告書の内容¹⁾

3.1 「廃止措置」、「廃炉」および「環境修復」の基本的な考え方

図1に事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムラインを示す。本検討では、1Fのように事故で停止した施設の場合、「廃止措置」ではなく「廃炉」と記述している。すなわち、原子炉施設（原子炉建屋、タービン建屋など）および関連する施設（廃棄物処理建屋、汚染水管理エリア、地下水管理施設など）、管理棟、港湾施設を対象とした除染・解体作業を「廃炉」とし、原子力サイトの土壌・地下水など環境に対する除染・修復をサイト修復として取り扱う。商用原子力発電所の廃止措置では、燃料を炉心から全て取り出した後からの作業を「廃止措置」として定義し、立案される計画は認可の対象になる。また、通常炉の廃止措置計画の申請では、廃止措置終了までの期間および必要となる費用を記載することが求められている。一方、1Fは1-3号機において、残存燃料および燃料デブリが炉心やその周辺に分布しており、汚染も広範囲に広がっているため、通常炉の手順に従ったものではない。1Fは既に特定原子力施設に指定されており、本報告書では、1F施設の除染・解体を通常炉の廃止措置と区分して「廃炉」と呼称し、IAEA^{3),4)}の廃止措置に係る基本的な考え方にに基づき、「「廃炉」を施設に課される規制から除外するための行政的、技術的な活動」とし、また、OECD/NEA⁵⁾に従って「「サイト修復」を周辺の施設以外の土壌や地下水等について、放射能汚染の除去によりサイトを放射線管理上の措置が不要とすること」と改めて定義している。なお、通常炉と事故炉に関する廃止措置（廃炉）の違いについては学会事故調報告書⁶⁾にも整理されている。

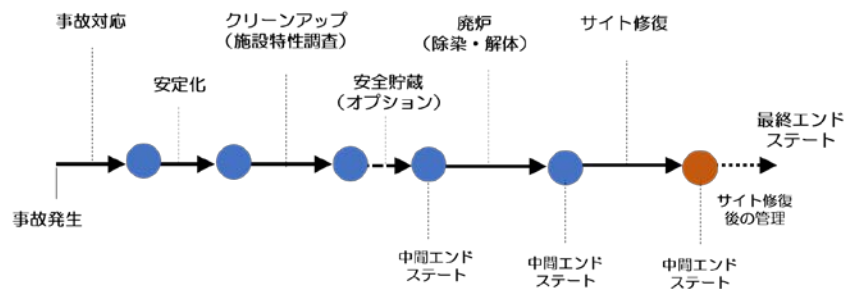


図1 事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムライン¹⁾

これまで、関連する様々な議論において「廃止措置」、「廃炉」および「サイト修復」のキーワードが使われ、使い分けがなされている。このことは今後も、新たな言葉の定義が是認されるまでは、同様となることから、特にこれらのキーワードを明確に使い分ける必要がある。本報告書では、1Fの廃炉およびサイト修復も目指す状態（施設の規制解除および放射線管理上の措置を不要とすること）が、原則的に通常炉と同様にあることを述べている。

3.2 廃炉および環境修復のプロセス

廃炉のプロセスは、通常炉の廃止措置からいくつかの選択肢がある。IAEA²⁾では、即時解体、遅延解体、原位置処分（Entombment）に分類している。即時解体とは、放射能汚染物質を含んでいる器材、構造物、設備の部分を撤去するか、又は、規制当局が示す無拘束の許容レベルか制限付き許容レベルまで除染することを基本方針とする。この場合、廃止措置作業は運転停止後に速やかに開始される。この基本方針は廃止措置の迅速な完遂を意味し、全ての放射性廃棄物を保管施設か処分施設へ移送することを含んでいる。また、遅延解体とは、安全貯蔵、安全保管、安全隔離などと呼ばれ、放射能汚染を含む施設の一部を処理するか安全に貯蔵・維持できる状態にして管理し、その後に規制当局が示す無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで除染又は解体撤去することを基本方針とする。ここでは放射性廃棄物の扱いは即時解体と同様である。他方、原位置処分とは放射性核種で汚染した物質を、放射能レベル、核種の化学形態および周辺環境等を考慮して適切な安全機能を施した上で原位置に処分すること、又は、構造的に長寿命材料の中に格納するなどして、規制当局が示す施設の無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで放射能の減衰を待つことを基本方針とする。これらの考え方を基盤とすれば、「廃炉」の過程についても、複数の選択肢が存在する。

事故炉の環境修復は、通常炉とは大きく異なる過程の一つである。IAEA や OECD/NEA などの国際機関では、事故及び環境汚染を対象にして、原子力施設の廃止措置（廃炉）および原子力サイトの除染・修復などに係る過去の経験や現状のレビューを行い、その結果を幾つかの報告書にまとめている^{5), 7)-10)}。1Fにおける施設の除染・解体及びサイトの除染・修復を実施する上で有益と考えられる事項としては、例えば、「事故直後から施設の修復が終了するまでのタイムラインにおいて、施設の除染・解体のほか、サイトの除染・修復までを含めた様々な活動が必要であること」、「事故後の取り組みでは、エンドステートを見据えた上で、そこに至るまでの道筋と計画を十分に検討することが重要であること」、「十分な情報がなくエンドステートが明確に定義できない段階では、複数のエンドステートの選択肢を設定し、それぞれの利点・難点を検討することが有用であること」、「放射性廃棄物管理計画を廃炉、環境修復の作業計画と統合して検討すること」、「環境修復とは汚染からの被ばくを低減することであり、完全な除染や、サイトをバックグラウンド状態に戻すことでは必ずしもなく、長期のスチュワードシップを環境修復活動として考慮することもあり得ること」などである。ここでスチュワードシップとは、「(アクティブな) 環境修復、環境評価の終了後、残留物による健康、環境への影響からの長期にわたる保護が必要な場合にとられる技術的、社会的な対応策（サイト管理、モニタリング、保守、情報管理など）」と定義されている。さらに「放射性廃棄物の処分などの取り組みは周辺住民を含む様々なステークホルダーとのコミュニケーションおよび社会的合意なくして解決が困難である」⁸⁾ことも有益な事項の一つとして取り上げている。

3.3 廃棄物量

図2に通常炉での廃棄物の区分と目安となる量を示す¹¹⁾。ここでは一例として、沸騰水型軽水炉(BWR)の110万kW級1基分を想定している。区分は放射性廃棄物と非放射性廃棄物との分類、およびそれぞれの取る扱いによって分類がなされている。ここで重要なことは、放射性廃棄物に区分される物量は合計の廃棄物量（非放射性廃棄物を含む）に比較して、制限されることである。他方、表1に示すように、1Fの廃棄物は、現状では、L3相当以上の放射性廃棄物が多量に存在する。したがって、廃炉および環境修復のプロセスの検討では、これらの物量を如何に合理的に低減するかも重要な視点となる。

区分	量(ton)	
L1	80	放射性廃棄物
L2	850	中深度処分相当の放射性廃棄物
L3	11,810	ビット処分相当 //
CL	28,490	トレンチ処分相当 //
NR	495,420	クリアランス対象物
合計	536,650	放射性廃棄物でない廃棄物

図2 通常炉の廃止措置で発生する機器・構造物の量^{1, 11)}

表1 1F 廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の試算例^{1, 12)}

分類	1-6号機	他の施設	水処理施設	廃棄物処理/貯蔵施設	サイト修復	合計
燃料デブリ	644	0	0	0	0	644
HLW	2,042	0	0	0	83	2,125
TRU	0	0	16	0	830	846
L1	100,135	104,543	310	1,050	76,030	282,068
L2	429,462	329,364	38,174	200	1,424,600	2,221,800
L3	951,309	2,825,634	151,320	26,325	1,375,000	5,329,588
合計	1,483,592	3,259,541	189,820	27,575	2,876,543	7,837,071

HLW：高レベル放射性廃棄物相当 TRU：TRU廃棄物相当
L1：放射能レベルが比較的高い廃棄物 L2：放射能レベルが比較的低い廃棄物 L3：放射能レベルが極めて低い廃棄物

3.4 シナリオの検討

本報告書では、前述の多量の廃棄物量を念頭に、基本的に4つのフェーズを設定している。その概要を図3に示す。フェーズ1では廃炉作業のうち主要施設(原子炉建屋・タービン建屋)の解体が終了するまで、フェーズ2は残存する他の構造物の解体が終了するまで、フェーズ3は汚染土壌・地下水の除去・処理等サイト修復が終了するまで、そして、フェーズ4はサイト利用に必要な準備が終了するまで（廃棄物の管理などを含む）を指す。ここでは、フェーズ1の起点を、燃料デブリ取出し完了としているが、予め設定した量の残存燃料及び燃料デブリが取り出せない場合は、一旦作業を中断して別の取り組みを検討する（遅延解体）必要があるものとして考慮する。他方、エンドステートは、機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染が全て取り除かれた状態を基本とするものの、それらの一部を管理・監視する状態をも考慮する。本報告書では上述したタイムラインおよび領域区分に対し、2つのエンドステート（制限なし解放、制限付き解放）と2つの廃炉方式（即時解体、遅延解体）を組み合わせた4つのシナリオを設定している。図4にその概要を示す。時間軸の考え方の目安の一例として、Aには中長期ロードマップの目標工程として挙げられている30年程度、Bには100年程度、Cには低レベル放射性廃棄物処分施設の管理期間と同様の300年程度が考えられる。

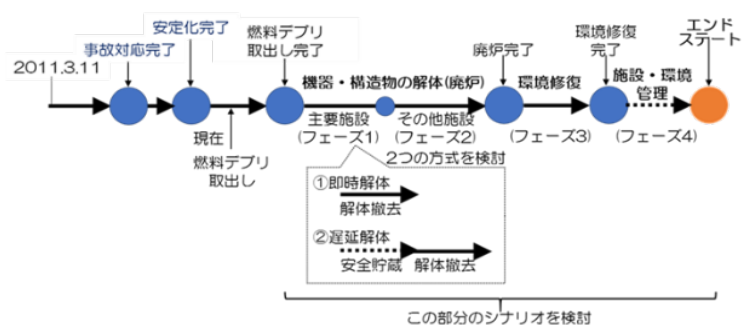


図3 検討対象範囲と時間軸¹⁾

本報告書は、これらいくつかのシナリオの検討を通して、放射性廃棄物の減衰による放射性廃棄物量のみではなく、複眼的に比較検討が必要となることを指摘している。たとえば、サイトの有効利用（一部/全部、制限/無制限）が可能か、安全性（作業員及び公衆）は確保されるのか、合理性（経済性）は確保されるのか、放射性廃棄物の安全な管理は可能か、放射性廃棄物の行先を決められるのか、サイトの利用計画が社会的受

容性を有するか、そして、エンドステートまでの概略工程が社会的受容性を有するか（地域間及び世代間等の公平性、意思決定プロセスの透明性）などが、シナリオの検討には重要となることに言及している。

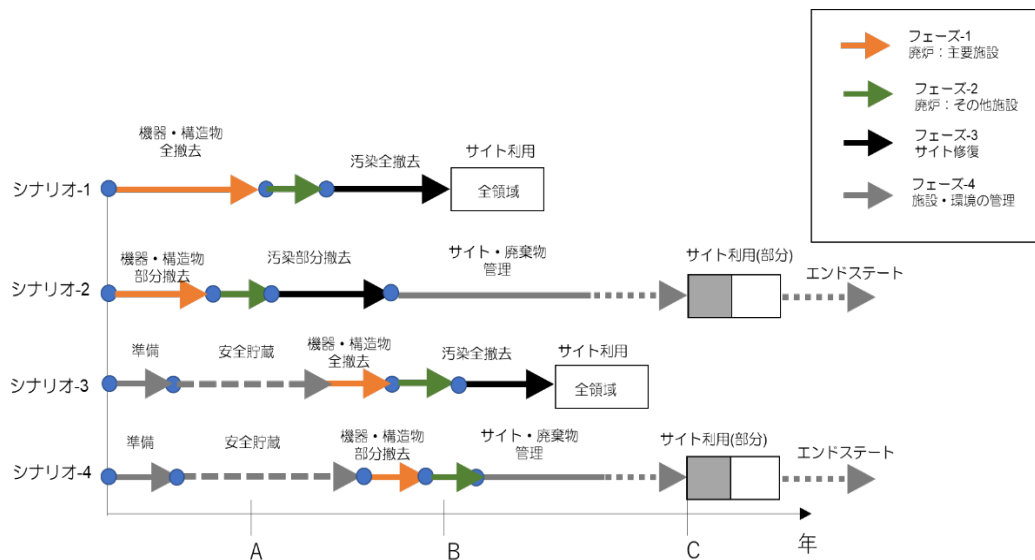


図4 検討した4つのシナリオの概要¹⁾

4. 今後の方向性(私見)

放射性廃棄物の最終的な処分までを考えれば、1Fサイトおよびその周辺のみではなく、廃棄物を処分するサイトのことも考慮する必要がある。その意味では、特定のサイトのエンドステートも、搬出する先の廃棄物の処分サイトを含めて俯瞰すれば、事故修復の一つの中間的なステートということになるかもしれない。そのような背景を理解しつつも、特定のサイト、すなわち1Fサイトのステート（状態）を、関係者（ステークホルダー）で共有し、そこに向けて進捗を管理し、また課題を抽出するとともに、その解決に向けた技術や関連する規制の整備、また、何より大切な社会的側面での議論を深めることは重要と考える。

東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ¹³⁾における工程・作業内容は、策定時の知見や号機ごとの状況の分析に基づいて策定され、現場の状況、廃炉・汚染水対策の進捗、研究開発成果等を踏まえて見直すこととされている。現状では、燃料デブリの取り出しが予定されており、燃料デブリの炉内での分布や性状に関する詳細な情報の蓄積が、達成目標やその選択肢の議論には必要となる。また、これまで得られたデータを踏まえ、燃料物質の計量管理方策や事故進展挙動評価に加え、遠隔操作技術、分析技術、処理・処分技術の構築に関する継続的な検討が重要となっている。これらの現状を考慮すれば、本報告書に示されている関連の海外事例、さらにその選択の背景についても整理しつつ、放射性廃棄物や今後取り出すデブリの合理的な安定保管を念頭に置く中間エンドステートの議論を深める段階にある。

他方、放射性廃棄物の物量の低減について、現在、1Fでは、焼却などによる減容が図られている一方、クリアランス制度（放射性廃棄物として扱わなくてよい 廃棄物のサイト内外の再利用、クリアランスレベル以下の廃棄物と放射性廃棄物の合理的な分別手法と規制の整備を含む）の検討が重要になる。再利用では、通常炉で既に検討される処分容器の一部としての利用に加え、バリア機能（低透水性や低拡散性）を持つ資材への大規模な利用も）廃棄物の中で考えていく必要がある。これらの検討は廃炉および環境修復の過程にも大きく影響する。

さらに、これらの過程（廃炉および環境修復）に定義上含まれない放射性廃棄物の処分についても前述のように議論を要する。放射性廃棄物の減容は、処分事業に大きく関係してくる。そこでは、1Fに関連する放射性廃棄物の定義やその 処分事業の実施主体とその体制に関する議論も必要となる。現状では、今後のデブリ取出しを経て、それらの分布状態や性状が段階的に明らかになること、また、1Fの状況をこれらのデータをも加えて把握し、データを蓄積、整理していくことが期待される段階にあることを認識しつつも、放射性廃棄物の処分についての議論を進める上では、燃料デブリの取出しを本格的に進めていく前に、デブリを

含んだ放射性廃棄物の定義について踏み込んだ議論も開始する時期に来ていると考える。現状では、デブリは放射性廃棄物として定義されていない。しかし、処分の議論ではデブリの位置づけが大きな要素になる。放射性廃棄物の処分は、インベントリの同定およびその化学形態の特定が基本にあり、濃度上限値のみでは処分は進まない。そもそも濃度上限値は、代表的な処分システムを想定し、その性能評価結果を基に、多様な処分サイトにも対応できるように、一桁程度大きく設定されている。また、ヨウ素やテクネチウムのように、陰イオンは、地下を構成する土壌（主にケイ酸塩鉱物からなる）の表面が、通常の地下水の環境では負に帯電していることから、固相との相互作用を期待することができない。これまでもいわゆる TRU 廃棄物の中の ^{129}I は、地層処分相当の廃棄物に区分され、単に、 α 核種濃度および $\beta \cdot \gamma$ 核種濃度との関係における放射性廃棄物の処分形態の分類とは異なる処分形態が必要となる。さらに、管理型の処分システムでは比較的長期にわたる期間の管理が必要となり、サイトが開放され処分システムが閉鎖されるまでを考慮する。現場での状況を把握しつつ、廃炉を進めている現状において、1F から得られる新たなデータに加えて、その他の放射性廃棄物の処分事業の状況を把握し、1F に関連する放射性廃棄物の処分に必要なことは何かをステークホルダー間で共有していくことは、廃炉および環境修復を進める上でも、大切なことと考えている。

5. おわりに

本報告書の重要なメッセージの一つは、1F の廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の取り扱いは、世代を超えた長期にわたることが予想され、エンドステートを念頭にサイト内においても中間エンドステート（廃炉（除染・解体）やサイト修復等の各活動の達成目標）を定め、着実にステップを踏むことが重要となることを指摘している点にある。前述において、放射性廃棄物の処分サイトのエンドステートにも言及したが、本報告書では、燃料デブリ取出し作業が開始されようとする 1F サイトにおいても、その状況によって、廃棄物を安定に管理し、段階的に目標とすべきステート（状態）を議論していくことの重要性にも併せて言及している。

学会における廃棄物分会では、クリアランス制度、廃棄物の再利用、放射性廃棄物の定義、処分までに至る間の安定な保管とその処分に及ぼす影響の把握、さらには、処分サイトを含む 1F の事故修復の段階的な進捗について、ステークホルダーとの意見を進め、処分サイトを含むより広義のエンドステートについての議論も重要な時期に来ていると考える。

謝辞：本講演を勧めて頂いた福島第一原子力発電所廃炉検討委員長 宮野先生および同委員会廃棄物検討分会主査 柳原先生に深甚なる謝意を表すとともに、本報告書に携わった委員会、分科会メンバーおよび事務局をはじめとする関係の皆様には厚く御礼申し上げます。

引用文献：

- 1) 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会廃棄物検討分科会：中間報告-国際基準からみた廃棄物管理- (2020).
- 2) IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide, Safety Standard Series No. WS-G-2.1 (1999).
- 3) IAEA, Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, Safety Requirement, No. WS-R-5 (2006).
- 4) OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of nuclear Installations, OECD NEA No. 7290 (2016).
- 5) IAEA, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents, Safety Guide No. WS-G-3.1 (2007).
- 6) 日本原子力学会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：その全貌と明日に向けた提言（最終報告書），丸善（2013）.
- 7) IAEA, Management of Long-Term Radiological Liabilities: Stewardship Challenges, Technical Report Series No. 450 (2006).
- 8) IAEA, Lessons Learned from Environmental Remediation Programmes, Nuclear Energy Series No. NW-T-3.6 (2014).
- 9) OECD/NEA, Management of Radioactive Waste After a Nuclear Power Plant Accident, NEA No. 7305 (2016).
- 10) IAEA, Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, Nuclear Energy series, No. NW-T-2.7 (2014).
- 11) 原子力安全基盤機構，平成 20 年度廃止措置に関する調査報告書；廃止措置ハンドブック（2009）.
- 12) H. Kawamura, et al., Decommissioning and Environmental remediation Scenario development for Fukushima Daiichi, Proceedings of TopSafe 2017, 12-16, Feb., IAEA (2017).
- 13) 廃炉・汚染水対策関係僚等会議，東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ，令和元年 12 月 27 日（2019）.

*Yuichi Niibori¹

¹Tohoku University

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal hydraulic research roadmap

*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*Yoshihisa Nishi¹, *Oonuki Akira², *Kenichi Katono³, *Iwaki Chikako⁴ (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Hitachi, 4. Toshiba)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of Tsukuba)

熱流動部会セッション

熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水カロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫 (JAEA)

(2020 春予稿からの転載)

1. 熱水カロードマップ (RM) とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水カロードマップ 2009)」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水カロードマップ 2017)」¹⁾へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説²⁾に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の 5 点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた 3 種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を 1 つに纏めているものが有ったが各項目と 1 対 1 に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、このような技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実・改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施・検討することとなった。2020 年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

- 1) 熱流動部会 HP : http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
- 2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

熱流動部会セッション

熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西 義久¹, *大貫 晃², *上遠野 健一³, *岩城 智香子⁴¹電中研, ²三菱重工, ³日立, ⁴東芝エネルギーシステムズ

(2020 春予稿からの転載)

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター (NRRC) では、過酷事故解析コードの1つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施 (発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究 (フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備)) し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス (含蒸気) 流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル 1 PRA、レベル 2 PRA、レベル 3 PRA (炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価) 技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の2件を取り上げる。

「水素燃焼対策」：水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」：各種機器の性能評価や設計に活用できる3次元2流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の2次側でのボイド率や流速の予測によるU字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立GEニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFDによる熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X線CTやワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野 健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型PCCSの開発においては、単一U字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果をTRAC、MAAPによって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらのAM策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR向けの過酸化金属による水素処理など新たなAM策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル2PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西 義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野 健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

*Yoshihisa Nishi¹, Akira Oonuki², Kenichi Katono³ and Chikako Iwaki⁴

¹CRIEPI, ²MHI, ³Hitachi, ⁴Toshiba Energy Systems & Solutions

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of Tsukuba)

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Thorium Nuclear Energy Systems

[2H_PL] Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

Chair: Naoyuki Takaki (Tokyo City Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Global Trend of the Developments for Thorium nuclear energy systems

*Toshinobu Sasa¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*Koichi Uozumi¹ (1. CRIEPI)

[2H_PL03] Pros and Cons and the Future R&D

*Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2H_PL04] Panel Discussion

総合講演・報告 1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

(1) トリウム原子力システム研究開発の世界動向

(1) Global Trend of the Developments for Thorium Nuclear Energy Systems

*佐々 敏信¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況を把握するため、現在提案されているトリウム原子力システムについて、公開文献をもとに主要な性能や実現性の見通し等を調査した。

2. 調査概要

トリウム原子力システムについては、固体燃料を用いたシステムに関しては核燃料部に設置された「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」が、また、熔融塩燃料を用いる原子力システムは「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会が、それぞれ報告書を取りまとめている。今回はこれらの報告書との重複を避け、両報告書取りまとめ後の数年間に公開文献が刊行されたシステム概念を中心に調査を実施した。調査対象としたシステム概念を表1に、主な調査項目を表2にまとめた。

3. 調査結果

トリウム資源が豊富なインドを始め、アジア、欧州、米国と世界の原子力利用国で研究が行われている。燃料には、米国 FHR 及びインド IHTR がウラン・トリウムの球状（ペブル）を採用するほかは熔融塩を用いるシステム（うち DFR, IMSBR, MSFR, SCIFR は高速中性子体系）であった。炉心熱出力は、デモ炉やモジュラー炉級の数 100MW から発電炉で最大約 5GW までの提案がある。液体燃料炉は、燃料に関わる熱的設計制限が緩和されることもあり、大出力炉の提案が見られた。実現性については、多くの提案が概念検討段階で実現性は未知数と考えられるものの、一部に許認可を狙う概念（Thorcon-R）や国内の環境影響評価が承認された概念（TMSR）もあった。

表 1 調査対象

システム名称	燃料	開発国
FHR	Th,U 球状燃料	米国
IHTR	Th,U 球状燃料	インド
AMBIDEXTER	Th フッ化物塩	韓国
CAWB	Th フッ化物塩	デンマーク
CUBE-100	フッ化物熔融塩	デンマーク
FUJI-U3	Th フッ化物塩	日本
LFTR	Th 熔融塩	米国
SSR-Th	Th フッ化物塩	英国
Thorcon-R	LEU,Th フッ化物塩	米国
TMSR-LF2	LEU フッ化物塩	中国
DFR	U,Pu/Th 塩化物塩	ドイツ
IMSBR	Th,U フッ化物塩	インド
MSFR	Th フッ化物塩	欧州
MCSFR	TRU,Th 塩化物塩	米国

表 2 主な調査項目

提案概念	名称、開発国・開発機関 燃料・冷却材・減速材 炉心出力
炉システムの概要	炉構造・冷却系統概念 原子炉核特性 トリウム増殖性能
燃料サイクルシステムの概要	燃料サイクル概念 再処理（online 含む）概念 燃料処理 核拡散抵抗性
開発状況	開発体制・予算規模 許認可対応状況 実現性・経済性の見通し

*Toshinobu Sasa¹¹Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告 1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

(2) トリウム炉・溶融塩炉に関する基礎的知見の現状

(2) Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*魚住 浩一¹¹電力中央研究所

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況把握の一環として、トリウム系酸化物燃料炉およびトリウムとの親和性が高い溶融塩炉について、核燃料、原子炉、サイクルの原理的・基礎的特性を、ウランと対比して整理することを試みた。

2. 調査概要

当該炉システムの炉設計・サイクル設計を想定し、表 1 に示す項目について、対象項目の特徴を定量的に説明できる知見の充実度を評価することで、基礎的知見の現状の明確化を図った。なお、溶融塩炉システムについては物性等が溶媒塩に支配され、「ウランとトリウムの比較」の観点としての整理が困難な場合が多いことから、フッ化物塩 4 種と塩化物塩 2 種を代表的な溶媒塩として選択し、これらの物性等についての知見の充実度を調べた。

3. 調査結果

トリウム系酸化物燃料の基礎データについては、本学会核燃料部会の「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」により精力的にデータが収集されたものの[1]、ウラン系と比較するとトリウム系酸化物燃料のデータは部分的にしか揃っていないものが多い。なお、トリウム系酸化物燃料を用いるシステムを志向する動きはあまり見られないものの、核データや再処理に関するデータの取得・検討例もある。

溶融塩炉に関しては体系的なデータ収集が試みられているものの[2]、そもそも炉概念により燃料塩組成や燃料塩処理方法などがまちまちであることから、十分にデータが蓄積されているとは言い難い。但し、乾式再処理との類似性により、特に塩化物溶融塩系では、バックエンド関連のデータが整備されつつある。一方で炉内挙動に関しては、MSRE などでの運転実績のあるフッ化物溶融塩系の方が知見の蓄積は多い模様である。いずれにしろ、世界的な溶融塩炉の開発志向に従い、許認可取得を目指したデータの拡充は進むと思われる。なお、溶融塩炉システムの計量管理に関しては、溶融塩組成の迅速な分析手法の拡充のみならず、炉と再処理を分けて考える従来のものとは異なる計量管理概念の構築が必要であろう。

表 1 調査項目

酸化物燃料炉	酸化物ペレット燃料の基礎物性、酸化物ペレット燃料特性、酸化物燃料炉心の核特性・安全特性、酸化物燃料のバックエンド
溶融塩炉	溶融塩燃料の基礎物性、溶融塩燃料の燃料特性、溶融塩燃料炉心の核特性・安全特性、溶融塩炉燃料のバックエンド
共通項目	Th の原子核物理的特性、資源性

[1]: 本学会核燃料部会のホームページに掲載 [2]: G. Fredrickson, et. al., INL/EXT-18-51033 (2018).

*Koichi Uozumi¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

総合講演・報告 1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems
(3)トリウム原子力システムの得失と研究開発のあり方

(3) Pros and Cons and the Future R&D

*高木 直行¹¹東京都市大学

1. はじめに

日本原子力学会では2010年6月、原子力学会核燃料部会に「軽水炉、高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」(主査：山中伸介)が設置され、トリウム燃料を軽水炉、高速炉で利用する方法について検討が行われた。また2013年6月には「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会(主査：山脇道夫)が活動を開始し、様々な熔融塩技術や、熔融塩を用いた原子炉概念や加速器駆動炉等の新型炉概念を調査し、熔融塩取り扱いに関する最新の知見や研究開発課題が整理された。

いずれの委員会も2017年で終了したが、世界的なトリウム燃料やトリウム燃料原子炉への関心の高まりや、これらの開発が勢いを増している状況を鑑みると、原子力学会として各国のトリウム原子力開発の動向調査を継続する意義は大きいと考え、2018年8月より「トリウム原子力システム」研究専門委員会(主査：高木直行)を設置した。以前の委員会では、トリウム燃料の形態を固体もしくは液体に限定していたが、新たな委員会ではこれらを区別せず、また本来不可分である原子炉と燃料サイクル全体の俯瞰的な調査・検討を目的とし、諸外国・国内で進められているトリウムを用いる革新的原子炉・サイクル概念の最新動向の調査(Task 1)、トリウム原子力システムの特徴や開発意義、ウラン原子力システムとの得失比較の検討(task 2)、そして我が国でのトリウム原子力研究のあり方に関する検討(Task 3)を活動項目に掲げ、1.5年で計8回の委員会活動を実施してきた。以下では、この内Task 3の活動成果について報告する。

2. トリウム炉・熔融塩炉への関心増大の背景

トリウム研究の歴史は古い。原子力黎明期の1950年代後半から1970年代の間に米、独、英、オランダ、インド、ブラジルの国々で(規模の違いはあるものの)原子炉へトリウム燃料を装荷した実験が行われている¹⁾。最も熱心に取り組んだのはアメリカであり、1960年代にはオークリッジ国立研究所に熱出力7.4MWの熔融塩実験炉MSRE(Molten Salt Reactor Experiment)を建設しU-233を用いた実験を実施、1970年代後半には SHIPPINGPORTにて燃料集合体や制御方式を工夫して中性子経済を向上させたPWRでU-233増殖が可能であることを実証している。しかしながら同時に進行したウラン燃料炉開発と比較して、核分裂性核種の調達、燃料サイクル確立、原子炉材料開発等の課題が多く、商業技術として日の目を見ることはなかった。

ところが今から10年少々前より、再びトリウム燃料や熔融塩原子炉への関心が世界的に高まってきた。それには国毎に異なる様々な背景が考えられるが、ここではその要因として1)レアアース生産に伴う副産物対策、2)地球温暖化対策としての原子力再評価、3)中国のTMSR(Thorium Molten Salt Reactor)計画始動、4)福島第一原子力発電所事故(1F事故)の影響、5)放射性廃棄物処分への懸念、6)余剰Puへの懸念、そして7)トリウム・熔融塩炉に関する情報発信増加、の7つの項目に着目して分析した。

2-1. レアアース生産に伴う副産物対策

電気自動車やデジタル機器等、先進技術分野で原材料として用いられるレアアースの需給拡大に伴い、レアアースに随伴するトリウムが副産物として大量に発生するようになった。レアアース抽出後に残る放射性元素トリウムの廃棄物処理は、資源開発の意思決定を左右する程の重要な問題である。モナザイトに比べトリウムの含有量が格段に低いバストネサイトを産するカリフォルニア州のマウンテンパス鉱山は、かつてレアアース生産の拠点であったが、州の環境規制強化や中国でのレアアース生産増の影響を受け価格競争力を失い1998年に操業を停止した²⁾。アメリカに代わる生産拠点となった中国はその後レアアースの生産・輸出を政策的に規制するなどし、世界のレアアース供給体制やその価格に大きな影響を与えている。

随伴トリウムは、鉱山の廃棄物処理問題を起こす一方、核分裂資源でもある。トリウムを核燃料として利用する途が一旦開かれれば、エネルギー・環境問題に大きく寄与する物質になり得ることから、鉱山、資源

会社の後押しもあって 2000 年代初頭よりトリウム資源を擁するノルウェーや中国他でトリウム原子炉の研究が活発化してきた。

2-2. 地球温暖化対策としての原子力再評価

1997 年の気候変動枠組条約会議(COP3)で先進国の温室効果ガス排出の削減目的を定めた京都議定書が採択されて以降、地球温暖化の深刻化がより強く叫ばれ、その対策として原子力の有効性を評価する声も高まった。2000 年代中盤には、自国の軽水炉が好調な稼働率を記録するアメリカでブッシュ政権が開始した原子力新設計画などが後押しをし、世界的な「原子力リネッサンス」の動きにもなった。

一方で、2011 年の 1F 原発事故により原子力の社会受容性は大きく低下した。温暖化対策の重要な切り札として原子力の重要性を認識する肯定派の中にも、福島事故をおこした同型の軽水炉を敬遠し、新型炉へ期待を抱く風潮が拡大した。その中でトリウム燃料、熔融塩炉という一見目新しいキーワードが魅力的な技術と捉えられ、その支持層の拡大につながったと考えられる。トリウム、熔融塩炉には一定の実績がありつつも未開発であったことが、早期に低炭素電源を確立できるとの期待を増幅させたのかもしれない。

2-3. 中国の TMSR 計画始動

中国は、経済拡大のためのエネルギー源の強化、大気汚染や温暖化対策としての原子力開発もさることながら、国内のレアアース生産の副産物として生じる豊富なトリウムを資源として活用すること、持続可能な増殖システムとしてのトリウム炉を開発すること、さらに中国独自の原子炉型として世界に先駆けて商用熔融塩炉を開発することを目的に、1F 事故直前の 2011 年 1 月に TMSR 計画を発表・開始した。

TMSR 計画は年間予算数百億円、人員数 500 名以上の大規模プロジェクトであり、その始動は世界の熔融塩炉への関心を高め(再燃させ)、数々の熔融塩炉ベンチャー設立やいくつかの国に公的予算を投じさせるきっかけとなった。

2-4. 福島第一原子力発電所事故の影響

2011 年の 1F 事故は、全世界に軽水炉の安全性への疑念や原子力への不信を拡大させた。技術的な真偽は別として、具体的には、1)軽水炉の様に一次系が高圧、燃料ピン内側も高圧の炉は、2)電源喪失し除熱不足になると崩壊熱により炉心が熔融し、3)水素ガスを発生させ爆発の恐れがあり、4)放射性物質を環境へ放散させる、5)事故後にも再臨界の可能性を持つ、との印象を全世界へ与えた。

これに対し熔融塩炉は、1)低圧システムであり、2)燃料は元々熔融状態、3)炉心部に水が無いので水素ガス発生無し、4)FP 元素はある程度塩中にトラップされ放散を軽減、5)事故時には炉底部のドレインプラグで燃料塩を排出し未臨界達成、と定性的には上記の懸念に応える炉概念としてアピールされている。

2-5. 放射性廃棄物処分への懸念

原子力発電所から発生する使用済燃料の最終処分は、原子力利用国が抱える共通課題である。トリウム炉は、燃料の主成分が原子番号 90 の Th-232 でありウラン燃料炉に比べて質量数が 6 ほど小さいため、原理的に Pu や Np, Am, Cm といった高次 MA の生成は少なく、必要に応じて軽水炉で生じたそれらの元素を効率的に燃焼可能であること、かつ熔融塩炉であれば高発熱・高線量の固体燃料の加工プロセスを排除でき、こうした多種元素のリサイクルに適する、との期待がある。

2-6. 余剰 Pu への懸念

前節で述べた理由により、トリウム炉では発電量当たりの Pu 生成量が少ない。非核兵器保有国の日本が所有する使用済燃料中の Pu がしばしば国際批判の的になることから、Pu を生産しないトリウム燃料・炉は核不拡散という観点から、一定の魅力を有する原子炉概念と捉えられる傾向がある。

一方、軽水炉使用済燃料中の重元素を燃料原料とする熔融塩炉や、軽水炉で生成された Pu を初期燃料に用いる Th-Pu 混合酸化物燃料軽水炉では、サイクル中の Pu インベントリはウランサイクルと大差なくなる。さらに、純粋なトリウムブランケットで生成された U-233 は化学分離のみで抽出可能であり、U-235 の様に同位体濃縮を必要としない。また U は Pu の様に自発核分裂同位体を持たないため、爆縮技術を要さないなど、トリウム燃料にもそれ特有の核拡散上の懸念があることに留意しなければならない。

2-7. トリウム・熔融塩炉に関する情報発信増加

以上のような背景の中、2010 年頃からはトリウム・熔融塩炉に関する情報発信が増加し、一般の関心を高めることに寄与している。情報の媒体は専門家のレビューを受ける学術論文よりむしろ、書籍、解説記事(雑誌・ネット)、You tube、SNS などであり、発信者は科学ライターや熔融塩炉を開発するベンチャー企業等が多い。

ここで懸念すべきは、その少なくない割合がトリウム燃料や溶融塩炉のメリットや優位性をやや楽観的に述べている点である。例えば、トリウム炉は安全性が高く、経済性に優れ、廃棄物は少なく、核拡散懸念も小、資源有効利用性に優れ持続可能で、技術成熟度も高く、早期導入可能といった主張である。

2000年代後半からは、トリウムをテーマとした国際会議も多く開催されるようになった。中国内モンゴル自治区包頭で開催されたトリウム利用会議 TU2009、2010年のロンドンを皮切りにニューヨーク、上海、ジュネーブ、ムンバイ、ブリュッセルで約2年毎に開催されているトリウムエネルギー国際会議 ThEC、2009年のワシントン DC での第一回会議以降、米国内で毎年実施されているトリウムエネルギー同盟会議 TEAC などがある。米国 ORNL は2015年以降、毎年、公開の溶融塩炉ワークショップを開催し、米国研究者や政府機関、更に海外も含め、多くの参加者がある。ThEC や TEAC では、ほぼすべての研究発表が主催者によって撮影・編集され、会議終了後いつでも誰でも You tube で研究発表を聴講できるよう整備されている。インターネットを通じた、動画を含む情報発信は強力な宣伝ツールである。

3. トリウム・溶融塩炉の分類と得失

トリウムを用いる炉型と言えば「トリウム溶融塩炉」の印象が強いが、本委員会 Task1 の報告にもあり、トリウム酸化物ペレットを用いたトリウム軽水炉や、溶融塩中に低濃縮ウランを溶解したウラン溶融塩炉もあり、「トリウム＝液体燃料」もしくは「溶融塩炉＝トリウム」ではない。燃料、冷却材、減速材、サイクルには様々な組み合わせがあり、多様な概念が提案されているため、整理して議論する必要がある。

3-1. 燃料形態

固体と液体に分類される。固体トリウム燃料炉の開発の歴史は長い、昨今は液体燃料炉に比べ検討例は少数である。ノルウェーの Thor Energy はトリウム酸化物ペレットを軽水炉で使用するを目的に、許認可取得のためのデータを蓄積している。カリフォルニア大バークレー校では被覆粒子の中心核にトリウム酸化物を用いるペブルベッド型溶融塩炉冷却炉(FHR)を検討している。液体燃料としてはフッ化物塩、塩化物塩が殆どであるが、液体金属燃料増殖炉の研究も少数ある。

3-2. 冷却材形態

固体燃料を用いる場合、軽水や重水などを冷却材とする既存炉にて、ウラン燃料をトリウムに置き換えた通常炉概念と、前述の FHR の様に固体燃料を塩で冷却する溶融塩炉冷却炉に分類される。

液体燃料の場合は、「燃料・冷却材同一型」と「燃料・冷却材分離型」の二種類がある。主流は同一型であり、炉心で核反応を生じ高温となった塩が冷却材として炉心から熱交換器へ循環する。分離型としては、被覆管内にある塩化物燃料塩を被覆管外側のフッ化物塩が冷却する英 Moltex Energy の SSR(Stable Salt Reactor) や、燃料管内の塩化物燃料塩を冷却材である液体金属(鉛)が冷却する独 DFR(Dual Fluid Reactor)、仏 Aristos power の HSR(Hard Spectrum Reactor)などが提案されている。

3-3. 中性子スペクトル

熱中性子炉と高速炉に分類されるが、塩の種類や塩中の HM 含有割合によっては中速スペクトル炉もある。主流は ORNL の MSRE と同じ黒鉛減速材を用いた熱中性子炉だが、第四世代炉の代表炉型は上記に加えて、炉心内に減速材や構造材を配置しない塩化物高速炉を主対象としている。

高温の溶融塩中に置かれる黒鉛の材料的課題を回避するため、重水(Copenhagen Atomics)、水素化ジルコニウム(Transatomic Power)、水酸化ナトリウム(Seaborg Technologies)などを減速材に用いた溶融塩熱中性子炉も提案されている。燃料塩高速炉としては液体鉛を冷却材に用いることで硬スペクトル化し増殖性能を改善させる仏 HSR や独 DFR が提案されている。

3-4. 燃料サイクル

開サイクル(Open cycle)と閉サイクル(Closed cycle)がある。溶融塩炉の早期建設を目指し、当面はリサイクルを考えていないグループ(例: ThorCon, Elysium Industries, Terrestrial Energy)と、燃料増殖のために燃料塩や fertile 塩からの fissile 回収(マルチリサイクル)を想定するグループ(Flibe Energy, 仏 MSFR)に分かれる。但しいずれも、揮発性の FP の連続除去は想定している。

3-5. トリウム炉・溶融塩炉の様々な炉概念

上述の通り、近年検討されているトリウム炉・溶融塩炉には、用いる燃料元素、燃料形態、冷却材、燃料/冷却材の別、中性子スペクトルに組み合わせにより多様な概念が存在する³⁾。その特徴を既存炉と比較して Table 1 にまとめた。ここで注目すべきは、トリウムを社名に掲げるベンチャーや、トリウム主題とする国際

会議 ThEC など提案/検討されている溶融塩炉概念のいくつかは、トリウム燃料の利用を(当面は)考えていないことである。溶融塩炉の商業炉としての導入を考えると、当面は軽水炉使用済燃料を燃料塩の原料とし、含まれる Pu を火種として炉を臨界にするのが得策で現実的という判断と考えられる。

Table 1 Various types of thorium-fueled nuclear reactors

	Major Fuel Element		Fuel Form		Coolant			Neutron Spectrum		Fuel Cycle	
	U	Th	Solid	Liquid	Identical to the fuel	Separated	Pressure [MPa]	T	F	O	C
LWR	○ LEU+Th	○ Th+Pu	○			○ H ₂ O	7~16	○		○	
CANDU, PHWR	○ Nat.U/LEU+Th										
FBR	○ MOX+Th in Bl.		○			○ Sodium	Ambient		○		○
ThorCon, IMSR (ThorCon, Terres.)	○			○ F-Salt	○ ←		Ambient	○		○	
LFTR (Flibe E.)		○ Th+U3		○ F-Salt	○ ←		Ambient	○			○
SSR (Moltex E.)	○	○ Th+U3		○ F-Salt		○ Cl-Salt	Ambient	<----> ?		○?	
MCSR (Elysium I.)	○			○ Cl-Salt	○ ←		Ambient		○		○?
DFR, HSR (IFK, ARISTOS P.)	○?			○ Cl-Salt /Metal		○ Lead	Ambient		○		○?

F-Salt: Fluoride Salt
Cl-salt: Chloride Salt

T: Thermal
F: Fast
O: Open
C: Closed

4. 我が国の研究開発の在り方

日本はウラン・プルトニウム酸化物を基本とする燃料サイクル基盤を整備してきた。トリウム燃料や液体燃料に目を向け何らかの研究資源を投じる判断をするには、当然ながら大きな **incentive** が必要である。そもそも我が国は原子力黎明期にトリウム燃料をどう捉えていたか、日本の原子力政策の歴史を振り返ってみた。

4-1. 原子力黎明期のトリウムの位置づけ

1955 年に制定されたわが国の原子力基本法"第一章 三条"には『核燃料物質』とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質であつて、政令で定めるものをいう。「核原料物質」とは、ウラン鉱、トリウム鉱その他核燃料物質の原料となる物質であつて、政令で定めるものをいう』とされている。1956 年 9 月 6 日の原子力長期計画の"4 方針(18)"には「原子燃料の有効利用等の見地からウラン、トリウムおよびプルトニウムについて十分な基礎研究を行うこととする」と明記され、さらに同"(4)日本原子力研究所の業務計画 (ホ)製錬"では「粗製ウラン塩を精練しウラン金属を製造する。(中略)トリウムについては、その将来性にかんがみ、トリウム精練技術の確立を図るものとする」と記載されている。1958 年 12 月 24 日の原子力委員会資料「核燃料開発に対する考え方」の"[3]核燃料有効利用のための技術開発"では「核燃料物質としてのトリウムについては、今後におけるトリウムを使用する原子炉の開発と関連せしめつつ、その利用技術を開発すべきである。当面は日本原子力研究所に置いて進行中の熱中性子増殖試験炉の研究に必要なトリウム系燃料の製造、加工等の研究を行う他、トリウムの合金及びセラミック型燃料等に関する基礎的な研究を合わせて進めるものとする」とあり、1960 年頃までは国内でもウランと並行してトリウムも検討対象とされていた。日本初の研究炉 JRR-1 が 1957 年に臨界となり、原電東海発電所の天然ウラン・炭酸ガス炉が 1966 年に初の商業炉として運開するにつれ、ウラン燃料への開発資源集中が進んだ。

4-2. トリウム炉・溶融塩炉の展望

それから半世紀以上を経て、1F 事故を経験した現在、世界的にはトリウム炉・溶融塩炉への関心が再燃し、研究開発が活発化していることは事実である。トリウム溶融塩炉の開発は日進月歩で進んでおり、我が国の知見は豊富ではないが、本委員会での調査検討を経て、溶融塩炉がそもそも原理的に抱える課題、設計が進むにつれ顕在化してきた主要課題として以下を抽出した。

既存の固体燃料炉では燃料被覆管が放射性物質の主要な隔離境界であるが、燃料・冷却材同一型の溶融塩

炉では燃料物質やFPを含む塩が循環する一次系境界にまで拡大する。これにより熱交換器、配管、ポンプなどプラントの主要機器、そして広範な領域が(定検中にも)高線量となり、運転・点検・保守・補修が桁違いに困難となる可能性がある。廃炉時の放射性廃棄物も増大する。また定常運転時の環境放出放射能が固体燃料炉に比べて格段に多いため、環境影響評価を行うと立地がより限定され、地元受容性も悪化することが懸念される。国際政治的に深刻なのは、熔融塩炉は塩から脱離したXeガスを定期的に環境中へ放出するため、その世界的な普及は、包括的核実験禁止条約機関(CTBTO)の国際監視制度(IMS)施設に影響を与え、刷新を強いる可能性すらあることである⁴⁾。発電システムは必ず塩処理システム(簡易再処理施設)を伴うことになるため、経済性の悪化、保障措置の難化、核物質処理施設の分散化・増加による核セキュリティ上の問題が懸念される。

熔融塩炉推進派は時に、熔融塩炉のメリットについて、「ワンスルーの軽水炉」と「閉じたサイクルの熔融塩炉」を比較して説明することがある。例えば、熔融塩炉では資源利用効率が軽水炉の100倍となる、長寿命放射廃棄物を出さない、といった主張である。これは、非増殖炉か増殖炉かの違い、もしくは開サイクルか閉サイクルかの違いであり、燃料がウランかトリウムか、固体か液体かの別とは直結しない話である。こうしたやや飛躍した論法がトリウム熔融塩炉への公衆の過度な期待を助長する要因となっていることは否めない。これは安全性の説明についても同様である。

一方で、陽イオンと陰イオンから成り立つ熔融塩は化学的に活性な元素と結合しやすく、加圧の必要がないことと相俟って、事故時の揮発性FPの環境放出を抑制する効果が期待できること、今後Pu燃焼やMA核変換などリサイクルの高度化が要求される場合、高発熱・高線量の燃料を液体のまま取り扱えることなど、熔融塩炉固有のメリットも認められる。

4-3. おわりに

熔融塩炉開発ベンチャーの主要人物には、元々軽水炉や高速炉の開発に携わっていた原子力の専門家が少なくない。彼らは、既存炉の技術を熟知し、地球環境保全や持続的なエネルギー供給における原子力の重要性を十二分に理解しており、同時に現在の社会情勢を分析し、現状を打破する方策として、トリウム・熔融塩炉を提唱している。「1F事故等で社会一般に染み付いた原子力のマイナスイメージ脱却には、これまでとは抜本的に異なる原子力概念が必要」という主張である。

原子力をrebrandする「何か」として、1)固体→液体、2)ウラン→トリウムを選択し、ベンチャー組織によつては、2)のトリウムは重視せず、a)高い経済性、b)非加圧システム、c)軽水炉使用済燃料を供給燃料とし易いこと、を旨とし売りとする戦略である。これであれば、新規に原子力を導入する国も議論のテーブルに着いてくれるとの感触を彼らは得ている。特に「現実問題として(安全性は大前提とし)火力に勝る経済性こそ重要。それが全てを決める」との明確なスタンスを示している。現在世界中でみられるトリウム・熔融塩炉開発の動きは、原子力の未来を真摯に考え、自ら具体的な取り組みを先駆け実践している活動の具体例とも捉えられる。ここに我が国の原子力の未来を考えるヒントがあるのかも知れない。

1F事故以降、原子力を学ぼうとする若者の人口は明らかに減少している。このままでは産業の高い技術力維持はおろか、2030年時点の原子力発電比率20%達成や炭酸ガス排出抑制の政策目標達成はままならないという危機感がある。常に基礎科学の裾野を広げること、新たな何かに挑戦することには一定の意義があり、原子力先進国の役割でもあろう。基礎的知見や研究資源なしにはトリウム・熔融塩関係の技術詳細をフォローすることすら困難である。我が国としては、各国の動向を常時ウォッチし専門的知見から分析・評価を行う体制を強化することがまずは望まれる。

<参考文献>

- (1) 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会、トリウムサイクル—研究開発の現状と発展の道—、日本原子力学会(1980年10月)
- (2) 渡辺 寧、レアアースから見た鉱物資源供給の将来像、資源地質, 66(1), 27~34, 2016.
- (3) 高木 直行、今なぜトリウムか? 炉物理・炉設計の観点から、原子力 eye 日刊工業出版プロダクション Vol.57 No.4 p4-p25, 2011.
- (4) Edwin Lyman (UCS), Proliferation and Terrorism Issues Related to Noble Gas Management at Molten Salt Reactors, Proc. of Global2019 (Seattle).

*Naoyuki Takaki¹

¹Tokyo City University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[2H_PL04] Panel Discussion

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

[2J_PL] International Framework for Utilisation of Computer Codes and Databases and its Future Evolution

Chair:Yoshio Suzuki(JAEA)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[2J_PL01] Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya Suyama¹ (1. OECD/NEA)

[2J_PL02] Nuclear Data Activities at the IAEA Nuclear Data Section

*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

Computational Science and Engineering Division Session
International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases
and its Future Evolution

(1) Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya SUYAMA¹ and Alice DUFRESNE¹

¹Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Data Bank

1. Introduction [1]

The Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) Data Bank offers a framework for collecting, testing, and distributing computer codes and exchanging nuclear data among its participating countries (NB: as of July 2020, the Data Bank has 27 participating countries). Since its foundation in 1978, it has provided services for over 40 years. The three main activities of the Data Bank are Computer Program Services (CPS), Nuclear Data Services (NDS) and Knowledge Preservation and Management (KPM) in the field of nuclear engineering in order to support, as well as collaborate with, other Standing Technical Committees of the NEA. This presentation focuses on the CPS which contributes to overall KPM as part of the international framework to share computer codes and databases.

2. Computer Program Services [1]

The Data Bank CPS maintains and updates a catalogue of over 1,500 computer codes, which code developers from the Data Bank participating countries have donated since the 1960s. Furthermore, thanks to arrangements with the International Atomic Energy Agency in Vienna and the Radiation Safety Information Computational Centre (RSICC) at Oak Ridge National Laboratory in the United States, CPS exchanges computer codes with non-OECD countries and with Canada and the United States (NB: the latter countries are not Data Bank participating countries). The CPS also helps fulfil the needs for information and knowledge preservation and management at the NEA. Indeed, the CPS preserves and controls the distribution of data taken by the joint projects of the NEA Division for Nuclear Safety Technology and Regulation and of integral experiments co-ordinated by the NEA Division for Nuclear Science. The CPS plays a role of “hub” for exchanging computer codes and experimental data in the nuclear community. In 2019, the CPS distributed approximately 1,000 code copies and 2,500 integral experimental data through 650 unique requests to end users.

The CPS also organises training courses on the most popular computer codes including MCNP® (Monte Carlo N-Particle Transport Code) and SCALE (A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design). This is an important activity of the Data Bank to support the community of users and authors of computer codes. In 2019, 11 training courses on six popular computer programs were organised, gathering over 150 participants.

3. Evolution of Computer Program Services [1,2]

Computational environment and infrastructure evolve continuously and dramatically. The intellectual property management and the export control measures have also significantly changed. To respond to these new demands and environment, the Data Bank has launched new initiatives in 2018, including: i) the revision of the licensing terms applying to the dispatched computer codes; ii) the re-organisation of the code catalogue categorisation; iii) the inclusion of open-sourced programs in its collection; and iv) the organisation of training courses away from NEA offices (located near Paris, France).

3-1. Revision of Licensing

For several decades, the CPS has distributed computer codes under the Single-Site Licence (SSL). It allows all staff members of an organisation (i.e. with the same affiliation and settled in the same geographic location) to share the same copy of an individual code. The CPS would dispatch only one copy of the code to a given establishment. It was an efficient and effective way of distributing codes when computers were a rare resource, as was the case when a centralised mainframe computer was being used by several people, as was the case in the 1970s. However, the current environment requires a more precise treatment of the end user information, and many newly developed computer codes require a “Single-User Licence.” Following the decision of the Management Board for the Development, Application and Validation of Nuclear Data and Codes (MBDAV, the Data Bank Management Committee), the newly designed IT system for this Single-User Licence scheme is now ready to be deployed in 2020. It was decided to postpone the official launch of the new system until the restrictions due to the COVID-19 pandemic are lifted.

3-2. Re-organisation of code categorisation

The CPS has 25 categories of computer codes in its catalogue. This is an index for searching the computer codes and it has been set up during the 60 years of operation. However, it does not fit the needs of current computer codes users. Since 2018, the CPS has started re-organising the code categorisation, leading to a reduced number of categories (i.e. 12 instead of 25). This re-organisation aims to provide users with clearer guidelines for searching computer programs. The initial scope of work included 650 computer program packages which have been dispatched over the last 5 years (2014-2018). All these computer packages were reviewed and classified in accordance with the 12 new categories. The implementation of the new categorisation system will be done during the NEA website update project in 2020.

3-3. Treatment of Open-Source Programs

The use and development of open-source computer programs is now widely adopted in many research fields, including the nuclear science and technology sectors. Since 2019, the CPS has been developing a strategy for open-source codes. Some open-source codes are already included in its catalogue, and this trend is now more actively encouraged as seen with the inclusion in the CPS catalogue of FRENDY, a Nuclear Data Processing System for Evaluated Nuclear Data File (NEA-1907) developed in the Japan Atomic Energy Agency. To improve its services for open-source codes, the CPS is also working on its infrastructure to implement a platform to host a catalogue of open-source codes, which users could directly download.

3-4. Organisation of Training Courses outside of European Countries

Originally, the Data Bank training courses were organised at the NEA premises, in the Paris region. Because course participants must pay for their travel expenses, participants from neighbouring countries enjoyed a more affordable access to these events. To offer equal opportunities for all Data Bank participating countries and to provide code developers with frequent communication channels with the end users in many countries, the Data Bank has decided to organise training courses in Data Bank participating countries instead of Paris. In 2019, two training courses were organised outside of France: one on PENELOPE (the Code System for Monte-Carlo Simulation of Electron and Photon Transport) in Barcelona, Spain; and one on MCNP® in Bariloche, Argentina. The CPS also plans to organise a training course on MCNP in Japan in November 2020, provided that the covid-19 restrictions are lifted.

4. Conclusion

These examples show that the Data Bank and the CPS adapted their services in order to maximise the

benefit for the end users. In addition to these examples, the Data Bank and the CPS have also started organising “end-user meetings” to encourage and facilitate direct communication with end users of its services, with the aim to obtain feedback on its activities and to exchange opinions and ideas with its end users. This presentation is one of the end user meetings.

This presentation provides a summary of the Data Bank and CPS services and their evolution for providing better service to the end users. It emphasises the future of the computer code collection and dissemination, and explains the current status of our services. We will be pleased to answer your questions and welcome your feedback.

References

- [1] Kenya Suyama, Franco Michel-Sendis, Alice Dufresne and Maria-Eleni Ragoussi, “Status of the Nuclear Energy Agency Data Bank – Services for Nuclear Data and Computer Programs,” Proceedings of the 2019 Symposium on Nuclear Data; November 28-30, 2019, Kyushu University, Chikushi Campus, Fukuoka, Japan.
- [2] Alice DUFRESNE, “A new licensing scheme for the codes distributed by the NEA Data Bank Computer Program Services,” pp.16-18, Vol.37.2, Nuclear News (2020).

Computational Science and Engineering Division Session
International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases
and its Future Evolution

(2) Nuclear Data Activities of the IAEA Nuclear Data Section

*Shin OKUMURA¹

¹NAPC-Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency

1. Introduction

The IAEA assists its Member States in using nuclear science and technology for peaceful purposes and facilitates the transfer of such technology and knowledge in a sustainable manner to Member States. The Nuclear Data Section (NDS) in the International Atomic Energy Agency (IAEA) is responsible for providing accurate and reliable nuclear data for nuclear energy and related application fields. The IAEA-NDS assembles, evaluates and recommends specific nuclear data, and also maintains nuclear structure, decay, and reaction databases, associated computer codes and infrastructures with collaborating actively with scientists from Member States. In this presentation, we describe recent activities in IAEA-NDS.

2. Nuclear Data/Database/Web Service

2-1. Medical Isotope Browser

The IAEA-NDS launch a new web application product, Medical Isotope Browser, for the prediction of medical isotope production yield of any diagnostic, therapeutic or theranostic isotope with accelerators. The Medical Isotope Browser gives a first guess to users who aim to find a new production route, an optimal incident energy, and so on. The isotope production yield can be calculated for any isotope production route for many targets, natural or enriched, reacting with incident protons, deuterons, tritons, helions or alpha particles. The Medical Isotope Browser can be reached via IAEA-NDS web site (<https://nds.iaea.org/mib>).

2-2. Experimental Nuclear Reaction Database

The experimental nuclear reaction data played crucial role in nuclear physics research and application development. The Experimental Nuclear Reaction Database (EXFOR database) is the publicly available large collection of experimental data which was established in 1967. Standardizing these experimental data formats promises to enable scientists to use for nuclear data evaluations, model predictions, or comparison of the experimental results across labs. The EXchange FORmat (EXFOR) is the exchange format for the transmission of data. These data have been compiled by a worldwide cooperation of 13 nuclear data centres, Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) [1], under the auspices of the IAEA and been disseminated through the web-based user interface and an application programming interface [2]. The EXFOR database contains the nuclear reaction data of various nuclides with neutron-, proton-, photon-, and charged particles-induced reactions with low to high energies. The physical quantities are diverse, *e.g.* cross section, differential data with respect to angle, double differential cross section, resonance parameters, thick target yields, and fission observables such as fission product yields. The EXFOR database presently contains data from 23,577 experimental works.

2-3. Machine Learning Approaches to EXFOR Compilation Process

In order to reduce the amount of compilation work and to make it automated as possible in the future, IAEA-NDS took a first step to exemplify how advanced machine learning algorithms can be adopted to EXFOR data compilation process using open resources. The EXFOR compilation usually starts with identifying the relevant experimental work from publication web sites such as Physical Review C of American Physical Society

(<https://journals.aps.org/prc/>). The publication title is the principal information to identify a potential candidate of EXFOR relevant article. First, we tried a new approach to find potential EXFOR relevant articles with their titles only. Generally, such predictions rely on data mining, and the process of discovering patterns in large data sets using statistical methods is crucial. Fortunately, the EXFOR database contains all titles of original publications in their entries, so we put these titles as positive training examples by breaking the title into words. The algorithm generates the score based on the words constituting the titles of new publications.

3. Development of Nuclear Data

Nuclear data requirements are constantly monitored and identified through the International Nuclear Data Committee (INDC). A Coordinated Research Project (CRP) or Consultancy Meeting (CM) can be dedicated to the development and assembly of specific nuclear data files or database. Each CRP involves typically a period of 3-4 years with 5-15 scientists/groups from different countries working together to discuss the progress to deliver the products such as evaluated or recommended nuclear data library, decay data library, Reference Input Parameter Library (RIPL), and *etc.*

3-1. IAEA Photonuclear Data Library 2019

The first version of IAEA Evaluated Photonuclear Data Library was a product of a Coordinated Research Project (CRP) under the title "Compilation and Evaluation of Photonuclear Data for Applications" between 1996 and 1999 [3]. The new CRP was endorsed by the INDC meeting in 2014 and was initiated by the IAEA under the title "Updating the Photonuclear Data Library" [4]. All the 164 isotopes in the previous library were revised and re-evaluated and new evaluations were performed for another 37 isotopes for which experimental data are available, as well as for the 9 isotopes identified as relevant for medical applications. In IAEA Photonuclear data library 2019 (IAEA/PD-2019), 219 isotopes in total were evaluated and energies were extended up to 200 MeV [5]. Information is available on (<https://nds.iaea.org/photonuclear/>) and ENDF-6 format library data files can be retrieve from Github repository (<https://github.com/IAEA-NDS/IAEA-PD2019>).

3-2. New CRP on Fission Product Yield

Fission product yields (FPY) are important for both basic nuclear sciences and application fields. In basic sciences, FPY give fundamental aspects of the probability of fragment formation and therefore play an important role in our understanding of the nuclear fission process. FPY are also directly related to the understanding of the abundances of elements through the nucleosynthesis. In reactor design and operation, FPY are used in criticality and reactivity calculations performed for fuel and reactor core management, for reactor safety and for determining the limits of safe operation in new plants and for materials transport. The IAEA-NDS intends to start a new CRP on "Fission Yields of Actinides" in 2020. The experimental data are always been the foundation of the FPY data evaluations, where a complete set of the experimental FPY data are important as a common basis of new evaluation. Due to some reasons, many experimental FPY data have known to be missing in EXFOR. One of the reasons is because some FPY measurements have been classified and unclassified in recent years. Therefore, we conducted the completeness assessment of FPY data in EXFOR by comparison with the dataset used for ENDF-B/VI [6] and UKFY3.0 [7] evaluations. It was found that approximately 194 references are relevant to new compilation of EXFOR entry, and about 54 references must be checked with the existing EXFOR entries to ensure that the all experimental FPY data are properly compiled.

4. Conclusion

This presentation provides a summary of selected recent activities of IAEA-NDS. The IAEA-NDS assembles, develops, evaluates and recommends nuclear data, and maintains and disseminates the data libraries and

databases. The IAEA-NDS launch Medical Isotope Browser which calculates and visualizes isotope production yield. The IAEA-NDS has maintained EXFOR database with Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) under the auspices of the IAEA. The IAEA-NDS took a first step to test the machine learning algorithms using EXFOR data as the feasibility study. The IAEA Photonuclear Data Library 2019 has been released as a result of CRP. New CRP on fission product yield will be launch in 2020.

References

- [1] N. Otuka, E. Dupont, V. Semkova, B. Pritychenko, A.I. Blokhin, M. Aikawa, et al., “Towards a More Complete and Accurate Experimental Nuclear Reaction Data Library (EXFOR): International Collaboration Between Nuclear Reaction Data Centres (NRDC).” Nuclear Data Sheets. 2014;120:272 – 276.
- [2] V. Zerkin, B. Pritychenko, “The experimental nuclear reaction data (EXFOR): Extended computer database and Web retrieval system.”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2018;888:31 – 43.
- [3] Handbook on photonuclear data for applications. Cross-sections and spectra. Final report of a coordinated research project 1996 – 1999. IAEA-TECDOC-1178, 2000.
- [4] S. Goriely and P. Dimitriou, “Updating the IAEA Photonuclear Data Library and Generating a Reference Database for Photon Strength Functions”, Summary Report of the 2nd RCM 16-20 October 2017, IAEA Report INDC(NDS)-0745, January 2018.
- [5] T. Kawano, Y.S. Cho, P. Dimitriou, D. Filipescu, N. Iwamoto, et al., “IAEA Photonuclear Data Library 2019”, Nuclear Data Sheets,163, 109-162, (2020).
- [6] T.R. England, B. Rider, Evaluation and Compilation of Fission Product Yield, Tech. Rep. ENDF-349, LA-UR-94-3106, Los Alamos National Laboratory (1994).
- [7] R. Mills, Fission product yield evaluation, Ph.D. thesis, University of Birmingham (1995).

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

[2L_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya (JANSI)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[2L_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[2L_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[2L_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (1. JAEA)

[2L_PL04] Panel Discussion

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(1) リスク評価における熱流動解析の寄与

(1) Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

丸山 結¹¹日本原子力研究開発機構

1. 緒言

安全の指標としてリスクを活用する際には、それを定量的に評価することが不可欠である。確率論的リスク評価(PRA)は定量的にリスクを評価する強力な手法であるものの、それを活用する上では、多様な分野に係わる専門的な知識を必要とする。熱流動は、シビアアクシデントの進展やソースタームの評価を伴うレベル 2PRA、火災PRA、再処理施設等のPRA等において、中心的な役割を果たす分野の1つである。本稿では、この中から、レベル 2PRAにおけるソースターム評価を中心に、リスク評価における熱流動解析の寄与について述べる。(本予稿は2020年春予稿からの転載である。)

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

リスク評価におけるソースターム評価の観点からは、環境中に放出される放射性物質の量や化学形のみならず、放射性物質がどのタイミングで環境中に放出され、そのような事態がどの程度の確率で生じるかを評価する必要がある。一方、シビアアクシデント時におけるソースタームに係わる現象とその評価には、現象が多岐にわたり複雑である(マルチスケール・マルチフィジックス)、そのため、現象の理解が不十分であること等に起因して、一般的に大きな不確かさが存在する、不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある等の特徴がある。リスク評価における役割を高い信頼性を持って果たしていくためには、最新の技術的知見を常に調査・分析するとともに、不確かさ解析や詳細な感度解析を通じて優先度の高い課題を選定し、効果的・効率的に不確かさの低減を図ることが重要であると考えられる。

(a) 放射性物質の挙動

燃料中に閉じ込められていた放射性物質は、炉心の損傷・溶融により燃料から放出され、原子炉冷却系内や格納容器内を移行しつつ、格納機能の喪失に伴って環境中に放出される。この過程において放射性物質の挙動に係わる様々な現象が生じる。これらの現象のほとんどは、大なり小なり熱流動の影響を受ける。米国のMELCORコード等のシビアアクシデント総合解析コードにおいては、これらの現象がモデル化され、多様なシナリオに対する放射性物質の挙動を原子炉圧力容器内外の炉心溶融進展を含む熱流動挙動と関連づけて予測する性能を有している。その意味では、シビアアクシデント総合解析コードのリスク評価に対する寄与は極めて大きい。一方、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえた場合、未だモデル化が不十分な現象があることも否めない。その例として、従来の想定とは大きく異なる状況下におけるプールのスクラビングによる放射性物質の除去や長期的なソースタームに影響する放射性物質の再移動(Remobilization)が挙げられる。これらの現象は、気液二相流や放射性物質の化学的挙動を支配し得る気液の温度や雰囲気酸素ポテンシャルとの関連性が極めて高い。

放射性物質の挙動について、全てをシビアアクシデント総合解析コードに頼ることは困難が予想される。個別現象を詳細に解析する機構論的な解析コードを整備し、シビアアクシデント総合解析コードを補完する形で間接的にリスク評価に活用することや、機構論的解析コードの結果に基づいて統計モデル等の代替モデルを構築し、シビアアクシデント解析コードに組み入れることにより、より実効的にリスク評価に寄与できることもあり得ると考えられる。

代替モデルの活用は、近年、活発な研究・開発が進められている、シミュレーションと事故シナリオの同定等をより動的に結び付けたダイナミックPRAにおいても有用であると考えられる。動的PRAは、一般的に、高い計算コストを必要とする一方で、レベル1PRAとレベル2PRAをシームレスにつなぐことができる潜在的な利点を有し

ている。ダイナミック PRA の研究・開発は、引き続き、国内外の研究機関や大学等において進められ、放射性物質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

格納容器の破損頻度、破損時期や破損の規模は、ソースタームの評価のみならず、安全目標を代替する性能目標との比較という点においても重要である。格納容器の破損には、どちらかという静的な現象である過圧破損や加温破損、衝撃力やミサイルの発生を伴うエナージェティック事象による破損、格納容器破損とは直接は関連しないものの、格納容器のバイパスを引き起こす事象（シビアアクシデント発生後における蒸気発生器伝熱管の熱的な破損等）がある。過圧破損や加温破損は、文字通り格納容器の圧力や温度が関連する破損であるため、熱流動解析の役割は大きい。

過圧破損を引き起こす可能性のある現象として、格納容器内で生じる熔融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）がある。MCCI の発生防止あるいは影響緩和を目的として、熔融炉心が格納容器内に落下する前に格納容器内に注水し、その水により熔融炉心を冷却する対策（ウェットキャビティ方策）が考えられており、現在は、保守性を考慮した決定論的な手法を用いてこの対策の有効性が評価されている。この手法は一つの考え方であり、それを否定するものではない。しかしながら、熔融炉心が水中に落下した場合には、熔融炉心の粒子化や床面での拡がり等、多くの現象が水中で進行する。このような点を考慮するならば、熔融炉心の挙動を機構論的に考慮できる熱流動解析コードを活用した、熔融炉心の冷却に成功する条件やその条件が出現する確率の評価を通じて、より高い説明性をもって当該対策の有効性に係わる知見を見出すことが期待できる。また、機構論的な熱流動解析コードにより、熔融炉心が水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合、その影響が格納容器の健全性に対して軽微となる水深等を様々な条件に対して評価できる可能性がある。水素爆燃や爆燃／爆轟遷移等、他の現象についても、個別の熱流動解析コードに基づいた結果をリスク評価に展開することを視野に入れておくことが望ましいと思われる。

3. まとめ

レベル 2PRA におけるソースターム評価を例に採り、リスク評価における熱流動解析の寄与について簡単に述べた。レベル 2PRA の分野に限らず、熱流動は、リスク評価において非常に重要な役割を果たしている。最新の技術的な知見を反映しつつ、熱流動解析に係わる技術を継続的に改善することに加えて、その技術をリスク情報を活用した様々な活動に応用していくことが、更なる技術の発展やリスク評価に携わる人材の育成という観点からも重要であると考えられる。

Yu Maruyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

(2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

宇井 淳¹¹電力中央研究所

1. 緒言

本稿では、原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ、リスク評価との融合に関する検討、東電福島事故後の熱流動解析の役割、高度化に向けた取組等を紹介し、今後の展望を述べる。

2. 熱流動解析の目的と適用事例

2.1. 安全評価における熱流動解析

原子炉施設の熱流動解析は、原子炉設置許可等の安全評価において、安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には、「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し、その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を、種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い、判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため、設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は、原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して、種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し、その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法¹⁾が発展している。国外では広く活用されており、主に運転制限に関わる事象に適用されている。

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては、レベル 1PRA では成功基準解析、レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として、対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は、成功基準の設定、プラント熱流動の挙動、炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期、事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間、過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では、燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から、結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので、その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより、着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は、低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに、放射線影響から環境を護る観点も強化され、安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には、OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト、タスク等において、決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では、不確かさやスケーリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト²⁾、安全余裕の定量化手法 SMAP の開発³⁾、その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A⁴⁾などが実施された。このタスクでは、各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね、PRA の事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して 10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは、事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり、動的 PRA に通じる先駆的な検討であった。

IAEA においても、決定論と確率論の harmonization を主題とした種々の Topical meeting が開催され、PSA に基づき、現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は、IAEA SSG-2^[5]などに反映されている。

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F 事故後の新規規制基準では、想定を超える事故や自然災害の発生においても、炉心損傷の防止、格納容器破損の防止、放射性物質の拡散の抑制の対策（重大事故対策）が要件となった。設置変更許可では、評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際に PRA を用いることとなり、熱流動解析（事故進展解析）の結果から、設備、手順及び対策の有効性を評価することとなった。また、事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として、安全性向上評価の制度が導入され、PRA や安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象 PRA の内容が例示されている^[6]。

米国では、最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究（SOARCA 計画^[7]）が長い間非公開で続けられてきたが、1F 事故後に情報公開請求^[8]により一般に知られるようになった。このプロジェクトは、PRA までは実施していないものの、1F 事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり、注目を集めた。RCIC 等の停止時間の想定などは 1F 事故とは異なるが、事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより、さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRC スタッフによるレベル 3PRA の進め方の選択肢を検討した文書（SECY-11-0089^[9]）に対する委員の回答では、その時点の SOARCA はまだ不十分であるとし、4 年間でフルスコープ PRA の実施を SOARCA 計画の上に構築するよう NRC スタッフに求めた。その結果、高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び、リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが、実際にはその後の SOARCA の取組は時間を要している。

3. NRRC における検討

3.1. レベル 2PRA の格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内的レベル 1PRA のイベントツリーのヘッダは、系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して、レベル 2PRA の CET のヘッダには、MCCI、水素燃焼、水蒸気爆発等の熱流動の現象や、誘因 SGTR 等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには、それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来、熱流動現象の分岐確率の定量化には、Theofanous らの開発した ROAAM 法^[10]が用いられている。当所では、ROAAM 法に比べ、より演繹的なアプローチを指向する PRD 法の活用を検討してきた。PRD 法は、定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし、それに関連する基底事象との関係を開数ゲートとして表し、基底現象の取り得る不確かさ分布と開数ゲートの関係から、頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により、溶融デブリのドライアウト熱流束や MCCI 等の分岐確率を定量化した^[11]。

3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧、SG がドライ、二次系が低圧（High/Dry/Low）となる多重故障のシナリオでは、誘因 SGTR の発生が想定される。このシナリオでは、一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態（ループシール）が生じるかどうかにより一次系の破断位置（SG 細管、ホットレグ、加圧器サージ管など）が変わり得るため、熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRC では、NRC による誘因 SGTR の最新の評価手法（NUREG-2195）を参考に、国内の PWR に当該手法の適用性を検討した。具体的には、原子炉システムの熱流動解析と構造解析により、ループシールの形成の有無、各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより、シナリオに応じた破断位置を確認するとともに、CET の拡張方法を示し、PRA に展開した。また、レベル 2PRA の実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し、国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは、熱流動解析、

構造解析, リスク, 安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから, Risk-Informed の検討と言える。

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では, イベントツリーのヘッダの並びは固定され, その数にも実用上の点から制限が生じる。また, 成功か失敗の boolean 型で表現されるので, 事故シナリオの時間的な経過を伴う変化, 部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また, 1F 事故時における隣接号機の影響や, 臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は, 現状では困難である。このような課題を解決し, リスク評価を高度化する方法として, マルチユニット PRA^[12]や, 動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は, 離散型動的イベントツリー(DET)手法, ランダム・サンプリング法, 及び両者のハイブリット手法に分類されている^[13]。楠木らは, その課題として, 計算コスト, 成功／失敗の分岐確率, 人的過誤確率を挙げている^[14]。今後, これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために, 大量の試行回数が必要となるが, それを効率的に進めるために, 種々の不確かさを踏まえた解析とともに, サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では, 動的 PRA ツール RAVEN^[15]と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し, 膨大なケースの熱流動解析を代用することで, 動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは, 多方面に応用できる。たとえば, 実測値に基づいて, 相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから, データ同化でサロゲートモデルを作成し, それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い, モデルパラメータを適正化し, その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した^[16]。熱流動解析とリスク評価にとって, 実験等による実測値のデータベースは, 依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり, モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- 原子炉システムの熱流動解析では, 不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが, 総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し, 認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また, SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により, 多くの洞察が得られる。
- リスク評価の主たる目的は, 原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に, プラント全体のリスクプロファイルを把握し, リスクを低減させるための対策を検討し, 継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものとする。
- 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため, リスク評価手法自体の高度化も期待される。

(2020 春予稿からの転載)

参考文献

- | | |
|--|---|
| [1] 例えば, Regulatory Guide 1.203 | [8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083 |
| [2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222 | [9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011 |
| [3] NEA/CSNI/R(2007)9 | [10] NUREG/CP-0138 |
| [4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井, 江畑, 2009 秋の大会, L18 | [11] 宇井, 中村, 鈴木, 村田, 遠藤, 2015 秋の大会, F29 |
| [5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2 | [12] 三浦, 猪股, 神田, 吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03 |
| [6] 炉規法 43 条, 実用炉則 99 条, 運用ガイド 1311273 | [13] 下崎, 伊東, 濱口, 出井, 久保, 安全研究成果報告 (中間) (案) (2019) |
| [7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110 | [14] 楠木, 高木, 中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2 |
| | [15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017 |
| | [16] A. Ui, et al., NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02 |

Atsushi Ui¹ ¹Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

吉田 一雄¹¹日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割 2019年6月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準（AESJ-SC-P011：2018）」においては「Graded Approach」の考え方にに基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉のPRA（Probabilistic Risk Assessment）に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」における施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。（本予稿は2020年春予稿からの転載である。）

2. リスク評価で考慮すべき熱流動 核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故 高レベル廃液（FPの硝酸塩を含む硝酸溶液）貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には、含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NO_x が発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気、硝酸蒸気あるいは NO_x ）とともに貯槽から放出される放射性物質は、セル内に流出し、セル排気系から排気筒放出されるか、又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発 焼結炉内部は高温であり、侵入した空気はその場で水素を燃焼させ、水素爆発には至らないと考えられる。しかし、焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが、圧力逃がし機構が故障すると、炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例 解析には、発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード：MELCORを用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1にMELCOR解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEAで開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCORは硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム（Ru）が揮発性化学種である RuO_4 に変化し気相へ移行する。 RuO_4 は NO_x 及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動はRuの移行に影響する。JAEAでは、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画での NO_x 、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析するSCHERNコードを開発し、Ruの移行量評価の精度向上を図っている。

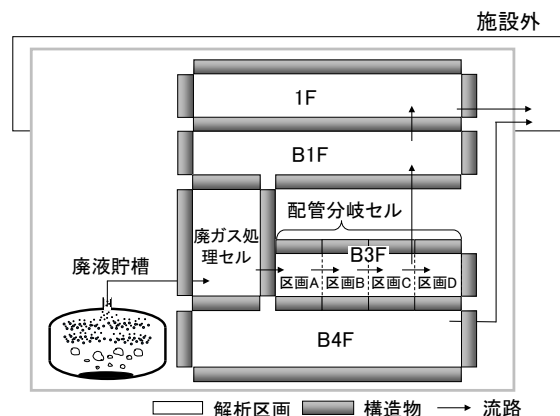


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

Kazuo Yoshida¹¹Japan Atomic Energy Agency

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL04] Panel Discussion

リスク評価では施設のシステムの挙動をモデル化するがその解析に熱流動解析が重要な役割を果たす。近年は、静的な確率論的リスク評価と熱流動評価を統合したDynamic PRA等の技術の研究も進められている。本企画セッションではリスク評価に活用する熱流動評価の最先端の技術開発に関する取組について講演し、リスク情報活用のためのリスク評価に関し、熱流動評価の課題、今後重点指向する技術分野等について意見交換を行う。

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2N_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair: Noriyoshi Nakajima(NIFS)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[2N_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[2N_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[2N_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Hiroyuki Onishi¹ (1. MHI)

[2N_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[2N_PL05] General discussion

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(1) 原型炉開発の概要と炉設計の課題

(1) Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*坂本 宜照¹、原型炉設計合同特別チーム¹量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

原型炉研究開発ロードマップが文部科学省科学技術・学術審議会核融合科学技術委員会により策定され、夢のエネルギー源である核融合原型炉の実現に向けた機運が高まっている。本格的な核融合燃焼プラズマ実現を目指す ITER の建設が着実に進展するとともに、次段階として発電実証を目指す原型炉の技術基盤構築に向けた産学官の体制が整備された。本講演では、日本の原型炉開発の概要と核融合科学技術委員会の要請により設置されたオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームが実施中の原型炉の概念設計の現状と課題について述べる。

2. 原型炉研究開発ロードマップ

日本の原型炉の研究開発は段階的アプローチで進められ、現在は ITER を中核装置とする第三段階にある。原型炉研究開発ロードマップでは、ITER でのエネルギー増倍率 10 程度以上のプラズマ長時間燃焼の達成が想定される 2035 年頃に原型炉を中核装置とする第四段階への移行判断を行う。それまでに、BA 活動の一部である JT-60SA による研究開発、核融合中性子源建設による照射試験、原型炉概念設計・工学設計、実規模技術開発、ブランケット開発等を並行して進め、2020 年頃に第 1 回中間 C&R 及び 2025 年頃から数年以内に第 2 回中間 C&R を実施し、達成目標の進捗状況を確認する。

3. 原型炉概念設計の現状

2015 年 6 月に発足した原型炉設計合同特別チーム（2020 年 2 月現在、総勢 102 名）により検討を進めている原型炉は、核融合出力 1.5GW、主半径 8.5m のトカマク型磁場閉じ込め装置である（図 1）。21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目指すため、ITER 技術基盤や JT-60SA プラズマ物理基盤に基づいた設計検討を進めている。これまでの検討により炉本体、発電系、ホットセル、周辺設備等の原型炉プラント全体像を明確にし（図 2）、核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標（数十万キロワット電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性）を満足する原型炉概念の基本設計を完了した。

4. 炉設計に係わる課題

原型炉概念の基本設計の実現性を高めるため、加速が必要な炉設計課題として高強度低温鋼開発、DT 混合ペレット製造技術、MeV 級定常 NBI 高効率化、トリチウムインベントリ評価、第一壁保護リミター設計、炉内構造物の設計技術、炉心プラズマ設計等が整理された。

（以上、2020 春予稿からの転載）

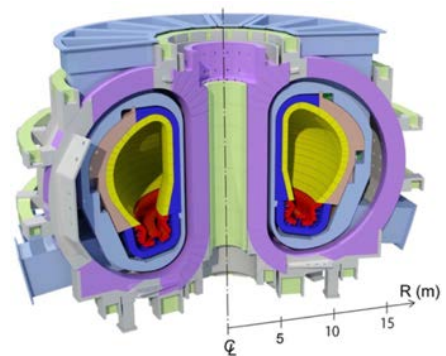


図 1 核融合原型炉の炉本体



図 2 核融合原型炉プラントの全体像

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(2) 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

(2) R&D of in-vessel component design and its technical issues

*谷川 博康

量子科学技術研究開発機構

1. 概要

代表的な核融合炉内機器として増殖ブランケット、ダイバータ、およびリミターが挙げられる。磁場閉じ込め DT 核融合炉においてはいずれの機器も、強磁場下においてプラズマからの熱輻射、粒子束流入、および核融合中性子照射を受ける複合極限環境下で使用されることになる。よって、その機能および健全性を想定機器寿命の間保証するためには様々な技術課題を解決する必要がある。本発表では、特に増殖ブランケット開発の現状と課題について報告する。

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

増殖ブランケットに求められる機能は、中性子遮蔽、燃料（トリチウム：T）増殖、およびエネルギー取り出しの3機能である。日本の増殖ブランケットは、水冷却・セラミック増殖材方式を主案として検討が進められ、トリチウム増殖比（TBR）を 1.05 以上保証することは DT 核融合炉においては必須の要求であることから、熱輸送と TBR を成立させることを第一義に設計検討がすすめられてきた。さらに内圧・熱応力負荷に耐え、且つ事故時の耐圧性を有する構造として円筒型およびハニカムリブ筐体型の2案が検討されている。これらの設計の基盤技術として、構造材料（低放射化フェライト鋼）、機能材料（ Be_{12}V 、 LiTiO_3 / Li_2ZrO_3 ペブル）の開発・評価がすすんでいる。

2-2. 原型炉にむけた技術課題

原型炉にむけた増殖ブランケット開発における最大の課題は、未体験の極限環境下における圧力容器の構造健全性と TBR 確保を両立させなければならない点にある。すなわち、不確定要素が多い場合に耐熱耐圧性能を確保するには厚肉構造にすることで構造強度を大きめにとることが解になりえるが、TBR 確保にはブランケット構造は合理的な範囲で限りなく薄肉構造にすることが要求される。一方、プラズマ対向面側（第一壁側）は核融合中性子の重照射を受けることから、構造材の機械特性劣化が不可避である。加えて、構造材の照射後特性は、はじき出し損傷による特性劣化に加えて核融合中性子照射特有の効果（核変換生成 He 、 H の影響）が顕著になる条件があると予想されているが、その定量的評価は核融合中性子源による照射実験をまたなければならない。このような制限の下、最大 10T の強磁場下で強磁性体であるフェライト鋼を構造材として使うがゆえに発生するマックスウェル力、ディスラプション時に発生するローレンツ力も考慮した上で一定の寿命の間構造健全性を確保できることを、炉内に 1000 機強配置されるブランケットモジュールに対して保証することが出来て、初めて稼働率の見通しを得ることができる。

この増殖ブランケットの実環境試験として ITER Test Blanket Module (TBM) 試験が行われる計画であるが、原型炉環境と比べると照射量も小さく、電磁力も相対的に弱い位置で試験されるため、原型炉条件での構造健全性に確証を得るには依然として不確定性が残る。

これらの多くの不確定性を考慮するには、決定論的設計法によるアプローチでは限界があることから、確率論的アプローチが不可欠であると考えられる。

（以上、2020 春予稿からの転載）

*Hiroyasu Tanigawa

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(3) 遠隔保守の概念と開発課題

(3) Concept of remote maintenance and R&D issues

*大西 宏行¹¹三菱重工

1. 概要

核融合原型炉における遠隔保守の概念は、炉の稼働率のみならず、ブランケットセグメントの支持方法、配管構造、導体シェル構造などの炉構造に大きく影響するため、これらと整合を取りつつ開発していく必要がある。本件では、核融合原型炉の遠隔保守の概念と開発課題についての現状を報告する。

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

ブランケットは上部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を踏まえ 1 セクター当たり内側 2 分割、外側 3 分割としている。保守時には、上部ポート上方に収納フレーム、昇降機構、エンドエフェクタ等の遠隔保守用装置を設置して交換作業を実施する。交換手順は、冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（外側センター部～外側サイド部～内側の順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 1 に示す。

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

ダイバータは下部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を考え 1 セクター当たり 3 分割としている。保守時には、下部ポートに遠隔操作となる保守セル、ラジアルムーバ、牽引車等を設置して、交換作業を実施する。交換手順は冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（センター～サイドの順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 2 に示す。

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

上記の遠隔保守概念に基づき、遠隔保守に要する時間を評価した。その結果、ブランケットについては約 60 日/ポート、ダイバータについては約 30 日/ポートとなった。交換頻度をブランケットは 3 年、ダイバータは 1 年、キャスク 2 台での並行作業を想定すると、稼働率は 52%と試算される。

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに
図 1 ブランケット遠隔保守機器の概念

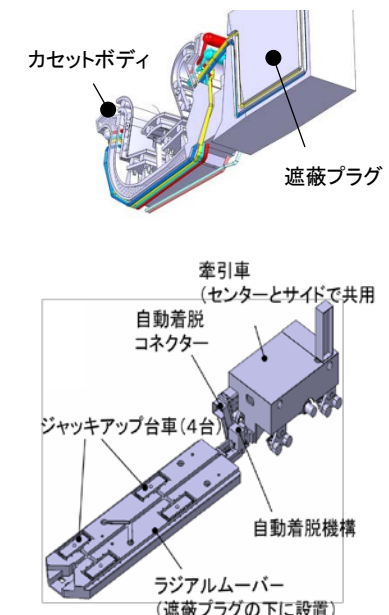


図 2 ダイバータ（センター）遠隔保守機器の概念

（以上、2020 春予稿からの転載）

*Hiroyuki Onishi¹¹Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

* 岩井 保則

量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要がある。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2. 燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

- ・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
- ・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
- ・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
- ・トリチウムインベントリの測定および評価。
- ・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
- ・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)

- ・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
- ・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
- ・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。

燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達をITER機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成

原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。

1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System): クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせたTEPにて処理する。TEPにおいては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述のADSを経由させて環境に放出する。

2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System): 不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。またNBI用の純Dの製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。

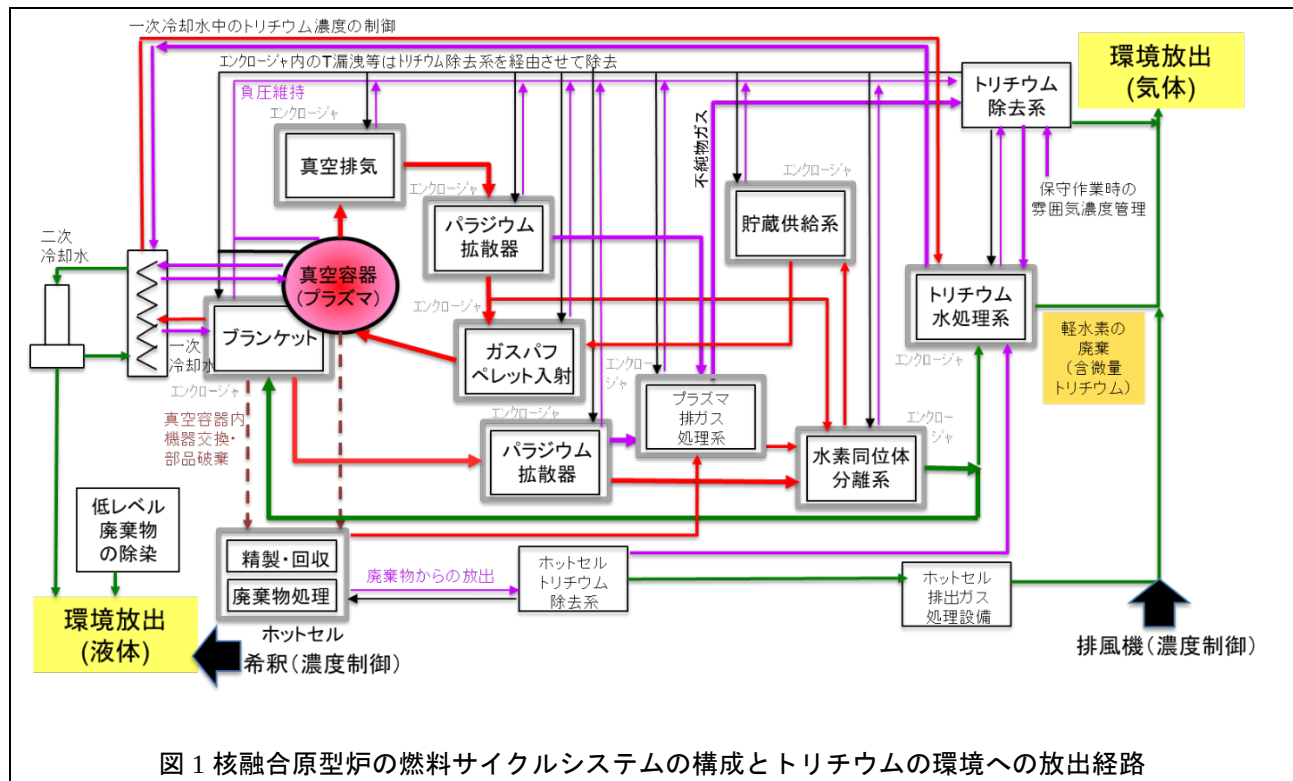
3) 貯蔵・供給系(SDS: Tritium Storage and Delivery System): 重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。

4) トリチウム除去系(ADS: Atmosphere Detritiation System): トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System; N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System; GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System; SB-DS)などが設けられる。

5) トリチウム水処理系(WDS: Water Detritiation System): 施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換しISSへ送る役割を担う。WDSには液相化学交換塔と電解槽を組み合わせたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADSを経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に伴伴するトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に伴伴するトリチウムの抑制に対する一案はISSとWDSの一体運用であり、ISS

内で最も大きな塔である H 濃縮塔の負荷を低減しつつ、WDS で放出する軽水素中のトリチウムを確実に抑制することが期待できる。



4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた主要な課題として以下があげられる。

4.1 トリチウム水処理システム

日本においては核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器であり、また平常時のトリチウムの環境への放出のメインパスとなるプロセスである。環境へのトリチウム放出の抑制目標の実現可能性を図るためにも実証が必要である。トリチウムを燃料として使用する核融合の社会的受容性の確保にトリチウム水の適切な処理ができることを実証することは大きな意味を持つと思われる。現在の評価ではブランケットから冷却水に透過するトリチウムが約 3g/日に上り、冷却水の管理目標濃度を 1.0TBq/L として WDS で処理を要する一次冷却水処理量は 93.8kg/h と評価されている。ITER WDS の処理量は ADS 排水処理などを含めて全体で 60kg/h であり、原型炉では ADS 排水処理と冷却水処理で原型炉 WDS の必要処理量は ITER WDS の 3 倍規模となる。経済性の視点からの燃料サイクルシステムの実現可能性を確保するためには原型炉における冷却水処理要求の低減を指向する必要がある。冷却水へのトリチウムの透過抑制に関する技術開発は大学を中心に実験室レベルでは進んでおり、ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証段階に研究を進める必要がある。また、高濃度トリチウム水の安全取扱技術の確立に向けたシステムの耐放射線性の検証やトリチウム水による腐食評価の妥当性の検証もあわせて要する。

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

D/T 混合ペレット連続製造技術についてはペレット加速技術に則した製造技術の検証を要する。D/T 混合ペレットの製造に関しては国内外において知見は限られており、最も技術開発が遅れている分野である。必然的に大量トリチウムを用いた試験が必要であるため、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を構想する際において、施設の必要トリチウム量を定める試験計画となる。炉心からプラズマ排ガスを排気するポンプについては耐振性に対する要求と原型炉におけるポンプ設置想定位置の磁場の強弱がポンプ方式を選択する主要素と考える。

4.3 原型炉を見据えた初期装荷トリチウムの購入ルートの確保とトリチウム輸送経験の蓄積

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、まずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考ええる。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取り扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

（以上、2020 春予稿からの転載）

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N)

[2N_PL05] General discussion

核融合の原型炉研究開発ロードマップが2018年7月に文部科学省核融合科学技術委員会において策定され、核融合炉の実現に向けた機運が高まっている。本セッションでは、産学連携の原型炉設計合同特別チーム（総勢～100名）が検討中の原型炉概念設計の現状と技術課題について議論するとともに、3つの重要技術として、炉内構造物の長期運用を担保する設計技術開発、高放射線下で炉内構造物を定期交換するための遠隔保守、トリチウム燃料サイクルシステム概念、について検討の現状と技術課題について紹介する。