

Fri. Mar 19, 2021

Room A

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

[3A_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair: Ken Muramatsu (TCU)

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

[3A_PL01] Activity report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

*Ken Muramatsu¹ (1. TCU)

[3A_PL02] Approaches and technical issues of hydrogen behaviorial CFD analyses in Japan and overseas

*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3A_PL03] Development of hydrogen safety evaluation using the CFD code system for analyzing hydrogen behavior

*Jiro Yoneda¹, *Yasutaka Harai¹, *Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3A_PL04] Public release of the CFD code system for analyzing hydrogen behavior

*Atsuhiko Terda¹ (1. JAEA)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research

[3C_PL] Progress of Resilience Engineering

Chair: Kunihide Sasou (CRIEPI)

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

[3C_PL01] Resilience Engineering and Research Topics for Its Applications

*Akio Gofuku¹ (1. Okayama Univ.)

[3C_PL02] New Safety Management Based on Resilience Engineering

*Shigery Haga¹ (1. Rikkyo Univ.)

[3C_PL03] General Discussions

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[3D_PL] Challenges and prospects of an online dialogue meeting

Chair: Takashi Ohno (SNW)

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

[3D_PL01] Activity status of WEB way dialogue meeting

*Takashi Ohno¹ (1. SNW)

[3D_PL02] WEB way dialogue meeting at Hokkaido Univ. of Edu.

*Hideo Nakamura¹ (1. Hokkaido Univ. of Edu.)

[3D_PL03] WEB way dialogue meeting at Kyusyu Inst. of Tech.

*Masayuki Watanabe¹ (1. Kyutech)

[3D_PL04] Pannel discussion on an online dialogue meeting

Akira Kaneuji¹, Hideo Nakamura², Masayuki

Watanabe³, Ichiro Matsunaga¹, Takashi

Ohno¹, Tomohiro Okamura⁴ (1. SNW, 2. Hokkaido

Univ. of Edu., 3. Kyutech, 4. Tokyo Tech)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Data Division

[3E_PL] Application of advanced data science to nuclear data

Chair: Tadahiro Kin (Kyusyu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[3E_PL01] Particle identification by waveform analysis of Si detector using machine learning technology

*Takahiro Kawabata¹ (1. Osaka Univ.)

[3E_PL02] Utilization of nuclear data covariance and error propagation by Total Monte Carlo method

*Naoki Yamano¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Application of machine learning to nuclear data evaluation research and high-energy particle transport calculations

*Hiroki Iwamoto¹ (1. JAEA)

Room F

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

[3F_PL] Nuclear Emergency Preparedness focusing on natural disaster

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[3F_PL01] Disaster information system for natural hazard risk

*Hiroyuki Yamada¹ (1. CRIEPI)

[3F_PL02] Nuclear protection system against natural hazard consideration in the external zone

*Katsumi Ebisawa¹ (1. TCU)

[3F_PL03] Comments and discussions focusing on risk communication

*Shinetsu Sugawara¹ (1. Kansai Univ.)

[3F_PL04] Panel Discussion

Akira Yamaguchi¹, Hiroyuki Yamada², Katsumi Ebisawa³, Shinetsu Sugawara⁴ (1. UTokyo, 2. CRIEPI, 3. TCU, 4. Kansai Univ.)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[3G_PL] Contribution of water chemistry to the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)

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

[3G_PL01] Current status of contaminated water treatment

*Tadashi Yamane¹ (1. TEPCO HD)

[3G_PL02] Evaluation of corrosion environments under irradiation by water radiolysis calculations

*Tomonori Sato¹ (1. JAEA)

[3G_PL03] Evaluation of corrosion behavior under irradiation

*Hiroshi Abe¹ (1. Tohoku Univ.)

Room H

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[3H_PL] The activation of various safety improvement activities carried out in connection with the new inspection system by application of standards

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

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

[3H_PL01] Development and application of standards for risk-informed activities

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. SC)

[3H_PL02] Development and application of standards for safety management

*Kunimichi Watanabe¹ (1. JEA)

[3H_PL03] TEPCO's actions to enhance safety of

nuclear power plants based on the new inspection system

*Takeyuki Inagaki¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL04] Discussion

Naoto Sekimura¹, Yoshiyuki Narumiya², Kunimichi Watanabe³, Takeyuki Inagaki⁴ (1. UTokyo, 2. SC, 3. JEA, 4. TEPCO HD)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[3K_PL] Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

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

[3K_PL01] Diverse fuel forms and R & D prospects

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ)

[3K_PL02] Light water reactor fuels

*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)

[3K_PL03] MOX fuels

*Seiichiro Maeda¹ (1. JAEA)

[3K_PL04] Metal fuels

*Takanari Ogata¹ (1. CRIEPI)

[3K_PL05] Nitride fuels

*Masahide Takano¹ (1. JAEA)

[3K_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

*Shohei Ueta¹ (1. JAEA)

[3K_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita¹ (1. Univ. of Fukui)

[3K_PL08] Discussion

Room M

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

[3M_PL] Frontiers in Health Physics and Environment Science Research

Chair: Sumi Yokoyama (Fujita Health Univ.), Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[3M_PL01] Research of environmental behavior of tritium

*Hideki Kakiuchi¹ (1. IES)

[3M_PL02] Research of biokinetics of tritium

*Tsuayoshi Masuda¹ (1. IES)

[3M_PL03] Research of biological effects of tritium using genetically modified mice

*Toshiyuki Umata¹ (1. Univ. of Occup. and
Environm. Health)

[3M_PL04] Designated comment 1

*Takahiro Anzai¹, *Yuhei Shirotni², *Kenso
Fujiwara³ (1. Environmental Radiation
Monitoring Centre, 2. MERI, 3. JAEA)

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

[3A_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair: Ken Muramatsu (TCU)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[3A_PL01] Activity report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

*Ken Muramatsu¹ (1. TCU)

[3A_PL02] Approaches and technical issues of hydrogen behavioral CFD analyses in Japan and overseas

*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3A_PL03] Development of hydrogen safety evaluation using the CFD code system for analyzing hydrogen behavior

*Jiro Yoneda¹, *Yasutaka Harai¹, *Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3A_PL04] Public release of the CFD code system for analyzing hydrogen behavior

*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

総合講演・報告3 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告：
原子力における水素安全対策の向上に向けてReport of the Special Committee on advanced hydrogen safety :
Advancing hydrogen safety for nuclear power plants

(1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

* 村松 健¹¹東京都市大学

1. はじめに

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

2. 水素安全高度化事業の概要

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

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

3. 本総合報告の構成

当特別専門委員会では、活動の一環として、国内外の最新知見の共有を図ることを目的に一般公開セミナーや学会年会等で継続的に成果報告を行ってきた[3]。今回の総合講演では、下記の4件の講演を行う。このうち(2)の報告では、今年度が最終年度となることから、格納容器(CV)内の拡散・混合・燃焼・爆発解析を中心に、これまでに得られた知見をまとめて紹介するとともに、成果を活用した安全評価の可能性についても述べる。また(3)では、本事業による調査に基づいて国内外における CFD コードの利用の現状と課題を紹介する。さらに(4)では、この事業で開発したコードシステムの公開の予定について報告する。

- (1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告(本講演)
- (2) 水素挙動統合解析システムによる水素安全評価への展開
- (3) 国内外の水素挙動解析への取組みと課題
- (4) 水素挙動解析システムの公開について

*Ken Muramatsua¹ ¹ Tokyo City University

4. 令和2年度の特別専門委員会の活動

対象令和元年度の委員会開催実績を表1に示す。

第1回では、「水素安全対策高度化」事業の成果を水素燃焼に関するPIRTの充実化に役立てるための検討を進めていることが紹介された。また、この事業における実機への適用解析がPWRプラントを対象としたものであったので、BWRにも役立てうるよう検討していることが紹介された。また、整備したコードシステムの利用者のためのマニュアルやガイドのまとめ方について委員から要望が出された。

また第2回では、研究の進捗状況と共に、今年度第1回の海外諮問委員会の状況が報告された。ここで得られた海外の情報については、本総合報告の中で別途紹介される。

さらに第3回は、成果の取りまとめ状況や今年度第2回目の海外諮問委員会の開催結果につき紹介を受けるとともに、春の年会総合報告としての発表に向けた検討を行う予定である。

5. 終わりに

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

参考文献

- [1] 資源エネルギー庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化)」
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.
- [2] 日野竜太郎他(編)、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第1版）」、JAEA-Review 2016-038 (2016).
- [3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」、日本原子力学会「2020秋の大会」予稿集(2020)ほか。

表1 令和2年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第1回 2020年10月22日(木) Web会議	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素安全対策高度化事業 今年度計画・進捗 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 成果発信に向けた作業 ➢ PIRT 充実化検討 ・ 水素挙動統合解析システムのBWRへの展開検討 	三菱重工 (原井、福田) 三菱総研 (藤山)
第2回 2020年12月23日 (水) Web会議	<ul style="list-style-type: none"> ・ 海外専門家諮問委員会の開催報告 ・ 水素安全対策高度化事業 今年度計画・進捗 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 解析の進捗状況成果発信に向けた作業 ➢ 水素安全対策高度化ハンドブック改訂版の記載内容案 	三菱総研 (佐藤) 三菱重工 (原井、福田)
第3回	<ul style="list-style-type: none"> ・ 海外専門家諮問委員会の開催報告 	未定

2020年2月25日 (木) Web会議	・ 水素安全対策高度化事業の成果 ・ 春の年会における総合講演について	
-------------------------	--	--

総合講演・報告3 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告：
原子力における水素安全対策の向上に向けてReport of the Special Committee on advanced hydrogen safety :
Advancing hydrogen safety for nuclear power plants

(2)国内外の水素挙動解析の取組みと課題

Approaches and technical issues of hydrogen behaviorial CFD analyses in Japan and overseas

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

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故は社会に衝撃を与え、特に水素爆発によるインパクトの大きさは一般市民の視点から見ると非常に大きなものであったと言える。この事故以降、格納容器内の水素の漏洩、拡散、爆発燃焼挙動を解明し、水素リスクを正確に評価することが求められている。シビアアクシデント（SA）時の格納容器内の水素リスクを評価するには、事故進展挙動を解析したのち、LP コードや CFD コードを用いて水素挙動を解析する流れとなる。日本のプラントにおける SA シナリオに沿った水素リスク評価を行うためには、国内外における従来及び現在の水素安全対策に係る取組みを把握し、残された課題を明確化したうえで、適切な解析コード開発、検証解析を実施していくことが不可欠である。本稿では、水素挙動解析に係る国内及び国外の取組みをまとめるとともに、それらを基にした課題事項の整理を行う。

2. 国内の取組み

国内における水素安全対策の代表的な取り組みとして、原子力発電技術機構により実施された大規模解析事例が挙げられる。ここでは、PWR 格納容器の実機スケールモデルを用いて、水素挙動の解析・解析手法の整備が行われた。また実験事例としては、同じく原子力発電技術機構にて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業がある。この事業では、PWR 格納容器及び内部構造物を模擬した試験装置にて、水素の拡散混合試験、燃焼試験が実施された。PWR については、このように格納容器全体での水素挙動把握のための試験・解析が行われている一方、BWR については格納容器内部が窒素で不活性化されていることから、そもそも水素濃度が燃焼域に至らないという前提のもと検討がなされており、むしろ配管等局所に水素が滞留し燃焼することに焦点が当てられている。実際に、BWR 配管における燃焼挙動については、日本原子力技術協会によってガイドラインの形で整備がなされている。

従来の規制対応などを含めた水素安全対策の解析は LP コードを用いて実施されてきた。LP コードは計算時間が短いことや相関式の新規組み込みが用意であるなどのメリットがある一方、局所的な挙動の把握が困難であった。局所的な水素の成層化などの現象を正確に把握するためには、CFD コードによる評価が必要である。本水素安全対策高度化事業では、CFD コードである OpenFOAM、Fluent を用いた PWR の実機スケールでの水素拡散・燃焼挙動解析システム整備を目標として、試験照合解析を通じた解析コードの妥当性検証を実施してきた。本事業の成果については、次の発表にて紹介する。

3. 国外の取組み

国外、特に欧州においては、欧州各国の共同プロジェクトの形で数多くの水素安全に係る試験、解析が実施されてきた。各国に存在する国際協力により役割分担しながら。特に欧州では、SA 時の対応として、スプレイを作動させず、可能な限り PAR によって水素濃度を低減させる形をとっている。格納容器内部にも大量

*Masaaki Matsumoto¹ ¹MRI.

の PAR を設置することから、特に PAR の挙動、水素濃度低減効果の検証を目的とした取組みが多くなされている。

代表的な取組みとしては、中規模の円筒型 TAHI 試験装置を用いて様々な条件下での PAR の性能評価を行った THAI プロジェクト、PANDA 試験装置・MISTRA 試験装置を用いて自然対流、スプレイ効果等 CFD 及び LP コード検証に必要な実験データ取得を目的として実施された SETH プロジェクト、同じく PANDA 試験装置・MISTRA 試験装置を用いての複数の安全設備の相互作用に関する実験を通じて安全評価のためのモデリング強化を目的とした HYMERS プロジェクトなどが挙げられる。

また最近の動きとしては、既存のプロジェクトでは解決がなされていない、SA の後期やより複雑・個別の事象に焦点を当てたプロジェクトが立ち上げられている。代表的なものとして、SA 後期における CO が存在する条件下における PAR の性能評価、燃焼や火炎伝播挙動解明を目的とした THEMIS プロジェクト、SA 時の可燃性ガス管理方法提言のため H₂/CO/H₂O 混合気の燃焼リスクを実験的・解析的に評価し SA 管理ガイドラインへの反映などを行う AMHYCO プロジェクトが開始されている。

4. 課題の整理

国内においては、水素拡散混合挙動及び燃焼挙動において、様々な試験装置スケールにおいて解析コードの試験照合解析が実施されており、十分な基盤が整備されてきたと言える。一方で、欧州において SA 後期や特定事象に焦点を当て始めているのと同様に、特定の事象に限定した解析評価についてはまだ課題があると認識される。例えば、個別事象・局所挙動としては、フィルターベント時のベント管内での挙動や主に BWR の不活性雰囲気下での PAR 性能評価などが挙げられる。また SA 後期の挙動については、水の放射性分解による水素発生量評価などを含め、長期挙動の評価手法のさらなる整備が今後必要と考えられる。これらの具体的な課題整理に際しては、実際のプラントにおける事象の重要度と紐づける必要があることから、PIRT の整備と並行して実施されることが求められる。

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

参考文献

- [1] 財産法人原子力発電技術機構, “重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書”, 平成 15 年 3 月
- [2] OECD Nuclear energy agency, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA/CSNI/R(2011 年 9 月)
- [3] OECD Nuclear energy agency, “OECD/SETH-2 Project PANDA and MISTRA Experiments Final Summary Report”, NEA/CSNI/R(2012 年 5 月)
- [4] 日本原子力学会熱流動部会, “基盤 R&D 技術マップ 2020”, 2020 年

総合講演・報告3 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告：
原子力における水素安全対策の向上に向けてReport of the Special Committee on advanced hydrogen safety :
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) 水素挙動統合解析システムによる水素安全評価への展開

Development of hydrogen safety evaluation using the CFD code system for analyzing hydrogen behavior

*原井 康考¹, *米田 次郎¹, *福田 龍¹¹三菱重工

1. はじめに

段階的な試験の照合解析により、拡散混合と燃焼爆発（火炎加速を含む）の水素挙動のCFD解析に必要なモデル及び解法の適用の妥当性と必要な修正を行ってきた（表1）。これに基づき、PWR実機CV内での水素挙動解析を2020年度から実施している。CFDによる解析では、LP（集中定数系）解析コードでは確認できない水素の燃焼加速による動的荷重の発生に対する余裕を、拡散混合解析から得られる詳細な濃度分布も考慮しながら評価することができ、水素燃焼爆発時の安全性評価の質的向上を図ることができる。

表1 水素挙動解析システムの各種モデル類とモデルの妥当性確認・修正に用いられた試験

	拡散混合解析モデル（Fluentの例）		燃焼解析モデル（Open Foamの例）		
	乱流モデル	凝縮モデル スプレイモデル	層流燃焼モデル	+乱流燃焼モデル 圧力波成長解法	+自動着火 化学反応モデル
			Slow Deflagration	Fast Deflagration	DDT
単純体系 試験	PANDA (ST1-7-2) 他	TOSQAN (ISP47) (SARNET 101/113)	THAI (ISP49) NTS	ENACCEF	HTCF (~高温)
多区画・ 複雑体系 試験	NUPEC 混合 (M7-1,4-3:混合 M8-1:成層化)	NUPEC 混合 (M7-1,4-3:混合 M8-1:成層化)	NUPEC 燃焼 (Wet,Dry)	NUPEC 燃焼 (Dry15%) RUT (Wet)	RUT (Dry,Wet)

2. PWR実機CV内水素挙動解析

実機PWRのCV内の水素挙動と燃焼爆発に対する安全性を、拡散混合、燃焼及び火炎加速、CVの構造応答の解析を、相互の連関を踏まえて実施した。

2.1 CV内水素拡散混合挙動の解析と安全性に関わる評価

2.1.1 CV内循環流の形成の有無に着目したケーススタディ解析

個別の事故シーケンスに基づいた水素挙動の解析に先立ち、事故時に放出される水蒸気と水素がCV内に形成される循環流による移流効果で良好な混合が促進されることを、以下の複数の要因ごとにCFDによるパラメータ解析を実施して確認した。

- ・放出ガス、特に水蒸気が放出箇所から高速で噴出（LOCAでは原子炉冷却系圧力が高い状態では臨界流での噴出）されるため、頂部や側面での衝突を経由してそのまま循環流が形成されること。
- ・CV内の下部区画でのRV,SG,RCS配管などの発熱機器によりCV内雰囲気加熱され上昇の駆動力となること、一方頂部を中心とした比較的低温のCV壁面にて水蒸気凝縮を含む冷却が下降の駆動力となることで、CV内の上下で循環流が形成される。（図1及び図2）
- ・AM策としてCVスプレイ散布や再循環ユニット内部の凝縮冷却を介した自然対流冷却効果によりCV内に放出される気体の混合がさらに促進される。

個々の区画に着目すると、水素放出区画内では水素の放出継続中は、水素濃度の分布が顕著であるが、それ以外のほぼCV内の全区画では良好な混合により均一に近い濃度となる。

2.1.2 代表的な事故シーケンスにおける水素拡散混合挙動

対象とする事象は、炉心損傷及び水素発生が生じた後にCVスプレイ散布が成功するケースの代表とし

*Yasutaka Harai¹ *Jiro Yoneda¹ *Ryo Fukuda¹, ¹MHI.

て AEI を、スプレイが機能しないケースの代表として TED を選定している。

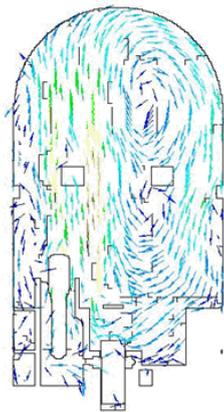


図1 下部からの循環駆動（発熱機器からの加熱）

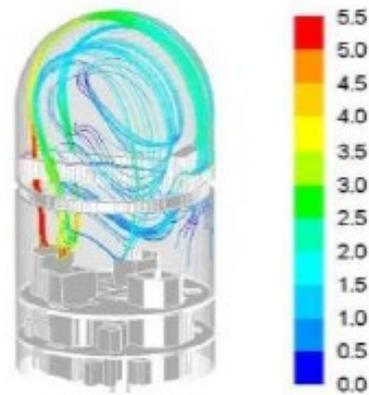


図2 頂部からの循環駆動（衝突、凝縮冷却）

(1) AEI（大 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレイ成功（可燃性雰囲気））

・イグナイタが順調に作動するケース

破断口からの放出付近が 水素の濃度分布が顕著で局所的に高濃度となる。他の区画に水素が拡散・混合し可燃性域となる前に放出区画のイグナイタが着火雰囲気となる。放出区画を除く他の区画は頂部のドーム部を含め CFD 解析でも LP 解析と同様にほぼ均一な濃度となり良好な混合となっていることが確認されたが(図3)、可燃性濃度には至らずその前に放出区画のイグナイタで発生する水素が順次処理される。図4にイグナイタ位置での水素濃度の局所でのトレンドを放出区画とその他とで比較して示す。

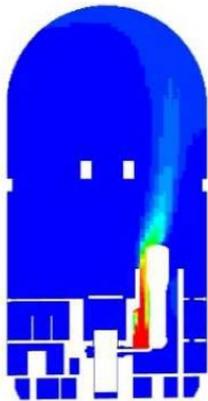
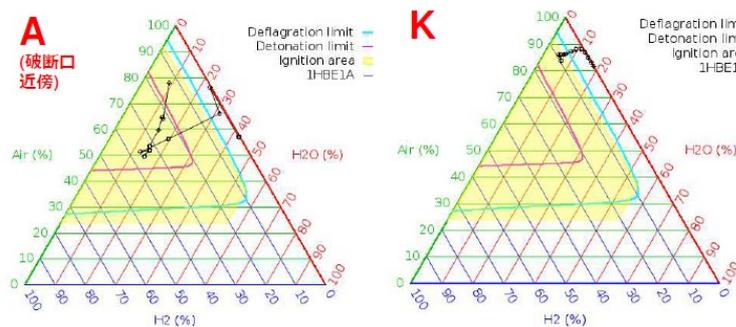


図3 AEI 水素濃度分布



放出区画内のイグナイタ位置

その他の区画内のイグナイタ位置

図4 3元図におけるイグナイタ位置での組成のトレンド

(黄色のハッチング領域がイグナイタ着火を想定した範囲)

・イグナイタがすべて作動しないと極端な仮定のケース

75% Zr 反応に相当する水素放出量を仮定した場合、すべての区画に水素が行きわたり、すべてのイグナイタで着火可能な雰囲気となったが、破断口からの放出は止まり、図5に示すように CV 内でほぼ均一な濃度分布となる。σ 基準との照合でも、火炎加速が生じる箇所・区画は認められていない。ここで 75%Zr 反応相当の水素放出量は、炉心・燃料の高温水との酸化反応により生じる水素発生量として原子炉容器内と原子炉容器底部破損後の原子炉キャビティ水中からの発生に余裕を見込んだ量として設定している。

(2) TED（SBO+ECCS 失敗+2 次系冷却失敗+CV スプレイ（代替スプレイのみ））

CV スプレイの不作動を仮定するため、事故発生直後から水蒸気の放出が凝縮されることなく継続し、その後水素が放出される。水素は CV 内の最下部階の加圧器ラプチャーディスクの破損部から放出が始まる前に、すでにそれ以前に放出されている水蒸気によって CV 内全域に形成されていた循環流による移流効果(図1, 図2参照)とともに、図6に示すように CV 内にほぼ均一に混合し、非燃性雰囲気のまま水蒸気、水素が CV 内にいきわたり蓄積される。

・CV スpray 散布に伴う水蒸気凝縮効果と水素燃焼域・火炎加速域到達までの時間余裕

水素及び水蒸気の放出後の拡散・混合挙動解析を引き継いで、代替スプレイ又は本体大容量スプレイの機能復活によるスプレイ散布時間と水蒸気の凝縮に伴う、CV 内の雰囲気可燃性又は火炎加速の可能性が生じる（ σ 基準照合結果）までの時間猶予に着目した解析を実施している。

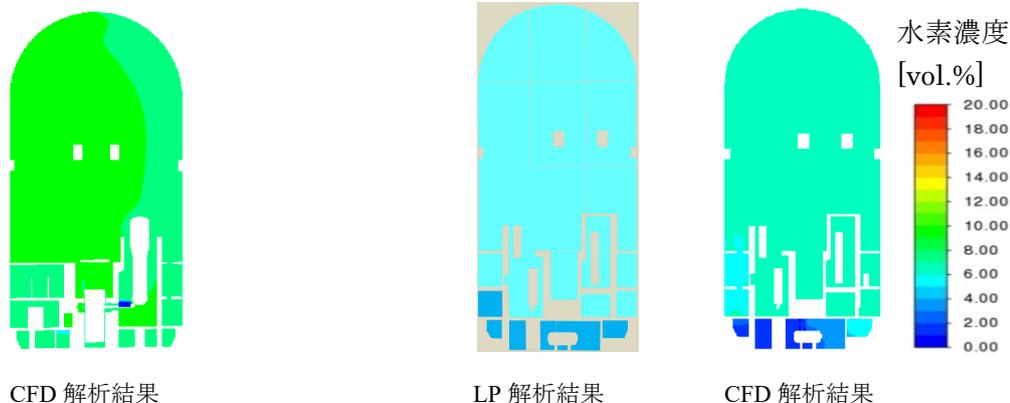


図5 AEI（イグナイタ不動作仮定）時水素濃度分布

LP 解析結果

CFD 解析結果

図6 TED 時の水素濃度分布

2.1.3 LP 拡散混合解析との比較検討

事故シーケンス時の拡散混合挙動では、LP 解析と CFD 解析では、ともに、AEI、TED シーケンスのそれぞれにおいて、CV 内で良好な混合挙動が確認され、CV 内のほとんどすべての下部区画及び上部のドーム空間部で、水素、水蒸気の濃度は均一化されていることが確認された。ただし、事故発生開始に近い時点で水素が破断口から放出が開始される時点では、放出区画内では水素の非均一分布と局所的な高濃度スポットの存在が顕著となることから、CFD 解析結果であきらかとなり、LP 解析では確認できない点であることから、この点に着目して燃焼解析を実施している。図5ではAEI シーケンスでのイグナイタの不動作を仮定した場合での Zt と反応した水素の放出が完了した時点での水素濃度分布を LP 解析結果と比較している。

2.2 CV 内水素燃焼爆発挙動の解析と安全性に関わる評価

2.2.1 仮想的組成のもとでの CV 内 DDT 発生挙動の確認

予混合均一条件のもと、水素・水蒸気組成、着火位置を変えたさまざまなケースにおいて燃焼に伴う強い圧力波の生成と動的荷重の発生につながる火炎加速の有無に着目して CFD による燃焼解析を行った。水蒸気含有しない極端な組成（ドライ条件）では、現行の水素濃度基準 13%を超えると DDT の発生が実機解析でも確認されること、水蒸気の増加に伴い燃焼の進行は著しく緩慢となり火炎加速の発生が生じにくくなることから 3Lp 及び 4Lp とともに確認された。結果を解析事例として表2にまとめて示す。

15%ドライに代表される極端な組成条件で火炎加速が生じる場合、主に燃焼の進行が1方向に加速されやすい形状の外周部の区画での周方向での燃焼や SG 等の機器と区画壁との間隙部を鉛直方向に進む燃焼において、火炎前方の圧力波が衝撃波に増大し、そこから爆轟に遷移しやすい傾向にあることが、事前の予測通り確認された。DDT 発生の場合の火炎の伝播の状況を 3Lp の例として図8に示す。

CV のような複雑な形状では火炎は分岐等複雑な経路をたどるため、燃焼実験のような火炎伝播速度を指標とする火炎加速の程度の定義は容易ではなく、図7に示すような燃焼反応による CV 内の温度上昇に基づき判断するのは有効となるものと考えられる。

2.2.2 代表的な事故シーケンスにおける水素燃焼爆発挙動

2.1.2 の拡散解析を引き継いで濃度分布が生じている条件で燃焼挙動を詳細に把握すべく解析を実施した。

(1) AEI（大 LOCA+ECCS 失敗+CV スpray 成功（可燃性雰囲気））

・イグナイタが順調に作動するケース

放出区画内に設置されたイグナイタのみが着火領域内に達した時点での燃焼開始となり、区画内では局所的に高濃度、DDT 領域内となるスポットが存在するが、極めて緩慢な燃焼に留まり、CV 内のその他の区画に伝播していかず燃焼が終了する。このケースは PWR の水素燃焼で最も確からしいシナリオであり、図9

に示す火炎伝播の時間変化の様子は、2.2.1の図8の仮想的な DDT 発生解析結果との違いが明確である。

・イグナイタがすべて作動せず水素が蓄積後に着火との極端な仮定のケース

各区画ではほぼ可燃領域の水素濃度以上で良好に混合され、CV 内全体に大量の水素が可燃性雰囲気のまま

表2 PWR CV 内 仮想的組成での解析結果例

	15% 水素 (ドライ)	13% 水素 (ドライ)	15%水素 + 15%水蒸気
3 Lp	DDT	Fast Deflagration	Slow Deflagration
4 Lp	DDT	Fast Deflagration	Slow Deflagration

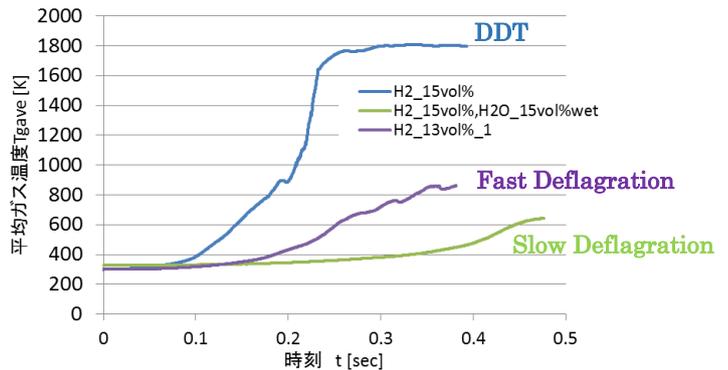
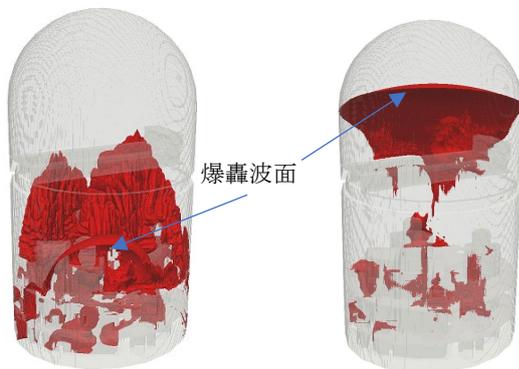


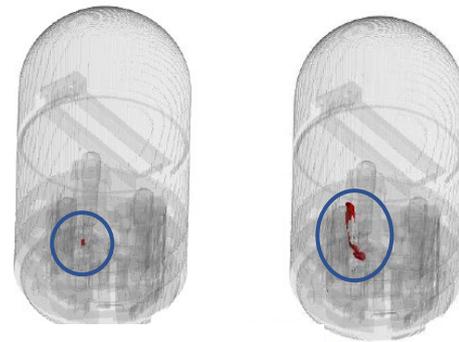
図7 火炎加速の程度に応じた CV 内雰囲気温度の上昇



着火 0.2 秒後

着火 0.226 秒後

図8 15%ドライ組成での火炎面の伝播状況 (3Lp)



着火 0.1 秒後

着火 1.0 秒後

図9 事故シーケンス (AEI) での燃焼状況 (3Lp)

蓄積された状態で、一方で放出開始直後のような放出区画付近での局所的に高濃度のスポットがない状態で燃焼解析を実施した。着火点は、仮想的な燃焼解析で顕著な火炎加速が認められた最下層階での外周区画とした。現在までの進捗では、火炎加速 (FA, DDT) は生じておらず、また静的な圧力上昇についても断熱完全燃焼を仮定したうえで、限界圧力 (2 Pd) に余裕がある。計算を継続して、静的及び動的な負荷に対する CV 健全性の確認とともに、最終的に、PWR の CV の広大な容積による水素濃度の希釈効果及び燃焼開始前の良好な混合による、水素燃焼に対する安全性への大きく寄与していることを確認する予定である。

(2) TED (SBO+ECCS 失敗+2 次系冷却失敗+CV スプレー (代替スプレィのみ))

CV スプレーによる水蒸気の凝縮が進み、保守的に CV 内平均での組成が火炎加速発生リスクを表す σ 基準を超過した時点まで着火が起こらないとの保守的な仮定の下、燃焼解析を予定している。AEI のイグナイタ不作動を仮定した燃焼解析結果と合わせ、これらの結果は事故時の水素処理と CV 内圧低減の運転管理における信頼性との自由度の向上に反映していく。

2.2.3 LP 燃焼解析との比較検討

事故シーケンス時の水素燃焼挙動では、CFD 解析で火炎加速が生じない結果となったことを踏まえ、燃焼に伴う CV 内の静的な圧力上昇と温度上昇について、LP 解析と比較を行った。ともに断熱条件での解析であり、両者はほぼ同等か、若干 CFD の結果が高めの圧力となった。

2.3 水素燃焼爆発時の CV 局所の構造応答解析と CV 隔離機能維持の評価

2.3.1 火炎加速発生時の CV 健全性解析

2.2.1 の仮想的に水素濃度を高めて DDT 又は早い爆燃 (FA) の火炎加速を発生させた燃焼解析結果を引き継いで CV の構造応答解析を行った。具体的には燃焼解析結果として得られる、CV 内壁面各所での圧力の時刻歴に基づき、荷重の時刻歴として歪進展の弾塑性解析を行い、破損限界歪と比較した。

歪解析の対象は、3Lpの鋼製CV、4Lpの鋼製ライナ部、プレストレスコンクリート部と鉄筋部を対象として、JSMEの「シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン」で規定されている破損歪を、歪速度による増加を考慮せずに使用している。

3Lpを例に15%ドライの仮想的組成によりDDTが発生した燃焼解析から引き継ぐ局所の圧力変化を図10に示すが、衝撃波によるパルス的に5000kPa以上のピークが生じるが、瞬時に低下し、その後700kPa程度に緩やかに低下した時点で歪が破損歪（約15%）に到達し、CVの局所が破損する結果となった。水素濃度を現行のDDT防止からの制限濃度の13%ドライ組成の燃焼解析を引き継いだ歪解析では、破損歪の半分程度にとどまり非破損の結果となった。4LpPCCVでは、15%ドライ濃度でDDTが発生し最後まで伝播したケースにおいて、ライナー部、鉄筋コンクリート部及び予加圧されたコンクリート部とも、破損歪に至らない結果が得られた。以上の解析結果を表3に整理する。

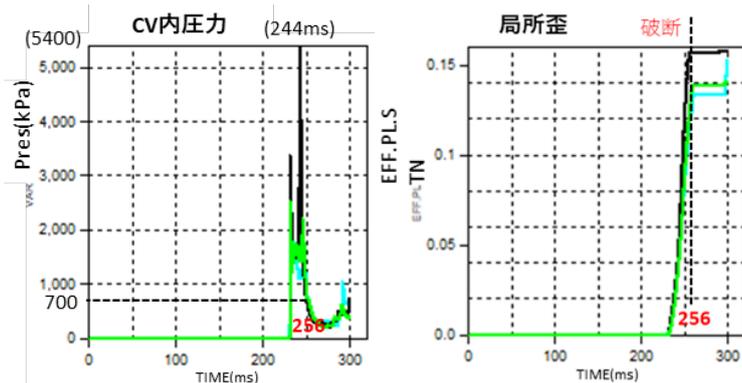


表3 火災加速発生時 CV壁面の弾塑性歪解析結果の例

	評価部位	15% Dry (DDT)	13% Dry (FA)
3 Lp SCV	鋼製 CV	> 破損歪 (破損)	< 破損歪
4 Lp PCCV	鋼製ライナー部 プレストレスコンクリート部 鉄筋部	< 破損歪 ↑ ↑	(未評価)

図10 DDT発生時にCV歪が破損歪を超過した例（15%ドライ条件）

2.3.2 水素発生事故シーケンス時のCV健全性

燃焼解析でDDTが生じたケースにおいても必ずしもCVの局所歪が破損歪に至るとは限らない事例が確認されたことは、燃焼解析において火災加速が生じていない事故シーケンス時の水素燃焼爆発においては、発生する動的荷重は小さく、構造応答解析を実施せず燃焼解析結果で火災加速が生じないことを確認することで、CVの健全性の維持が確認できると考えられる。

2.4 CFDによる実機CV内水素挙動解析で得られた成果

これまでの実機CFD解析により、SA事故シーケンスではCV等への動的荷重が大きくなるDDT及び火災加速の発生に対して大きな余裕があること、現行のDDT発生防止の水素濃度基準値（13vol%）が複雑かつ大型構造のPWR CV内の水素燃焼に対して適切であることがあらためて確認することができ、それを踏まえてLPコードによる水素濃度のCV内分布、燃焼に伴う静的な圧力上昇と温度上昇の評価は、適切な保守性を有しながらCFDの結果とも整合がとれており、適切な手法であることをあらためて確認することができた。

3. 今後の実機CFD解析について

PWRのCV内の水素挙動解析について、以下の検討を進めることで安全余裕がより明確になり、安全性向上の評価及び安全管理の高度化につなげていくことができると考えられる。

- ・拡散混合挙動については、事故時に考えられる物理現象とAM策作動について、不作動等の厳しい仮定をどれだけ重畳させた場合にCV内の局所成層化が生じうるのかの視点からの検討を進めていく。
- ・燃焼爆発挙動については、DDTが生じる条件と実機事故シーケンスとの間で大きな安全余裕があることがCFD解析により明白になったことを踏まえ、FAの発生との余裕を把握することが安全性の向上につながるものとして検討を進めていく。
- ・構造解析については、FA発生時に強い圧力波がCV内のどの領域に伝播し継続していくかに着目して、CV内の安全機能を有する機器・系統の健全性への影響の有無と影響範囲を評価できるようにしていく。上記のような検討が、さらなる安全性向上とそれに裏付けされたAMGの高度化に資すると期待される。

4. おわりに

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

総合講演・報告3 水素安全対策高度化特別専門委員会

「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告：
原子力における水素安全対策の向上に向けてReport of the Special Committee on advanced hydrogen safety :
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について

Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*寺田 敦彦¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システムの構築・整備を進めてきた[1][2][3]。特に、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）に対処するためにシステムの拡充を行っている。本報告では、水素挙動統合解析システムの概要と公開に向けた取組みを紹介する。

2. システムの概要

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカー等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、欧州を中心に OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な説明が進められている。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図1）の整備を進めてきた。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づいたシステムコードの計算結果を初期条件として、大きく分けて3つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃及び爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）を通して、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、既存の汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[4]、世界的に利用者が増大しているオープンソースコード（OpenFOAM[5]）に加えて汎用衝撃解析コード AUTODYN[6]である。本事業では、新たに図1に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮（空間、壁面、スプレイ）モデル、水素燃焼モデル、機器モデル（再結合触媒、イグナイター、再循環ユニット）に関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。これらのモデルは既存の試験データで検証したものである。また、火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、DDTFOAM[7]をベースに水蒸気特有の燃焼反応特性を素反応モデルを用いた化学反応計算を基にテーブル化するとともに解適合格子法（AMR）を活用した大規模計算の効率化を行い、OpenFOAM で計算ができるようにした。これにより、汎用熱流体解析コードとオープンソースコードでの解析が可能なシステムとした。さらに、構造物の健全性評価を行うために、AUTODYN には、FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件

*Atsuhiko Terada¹ ¹JAEA.

とするためのインターフェースプログラムを作成している。また、ベント等建造物の脆弱部破損後の水素の移流拡散、燃焼挙動についても、インターフェースを介してメッシュを再構築することで連成解析が可能な処理を設けている。

3. 公開に向けた取り組み

本システムは、上述したように既存の汎用コードとオープンソースコードで構成される。システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラム及びコード間インターフェースプログラム（図1※部分）は、各コードのマニュアルを補完する仕様と使い方を整理した拡張マニュアルと、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件、物理モデル等の解析結果への影響を整理したガイドラインとともに、次年度以降、原子力機構の PRODAS[8]を通して、安全性向上に向けた有効的な活用を希望する事業者、メーカ、研究機関等に提供する予定である。また、システムにて得られる成果を実用的な活用の観点で編集した「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第2巻）」を併せて刊行する。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの概要と公開に向けた取り組みを紹介した。今後、事業者、メーカ、研究機関等のユーザが当該システムを活用できるよう、サポート等に貢献するとともに、水素安全に係る様々なアプリケーションへのシステムの活用が展開できるように取り組んでいく。

水素挙動統合解析システムの構築・整備と公開に向けた活動は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

- [1]経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
- [2]経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
- [3]経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2020.
- [4]ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、<http://www.ansys.com/>
- [5]ESI 他、OpenFOAM、<http://www.openfoam.com/>
- [6]ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、<http://www.ansys.com/>
- [7]ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.: SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures”, Journal of combustion,2014.
- [8] PRODAS、<https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001>

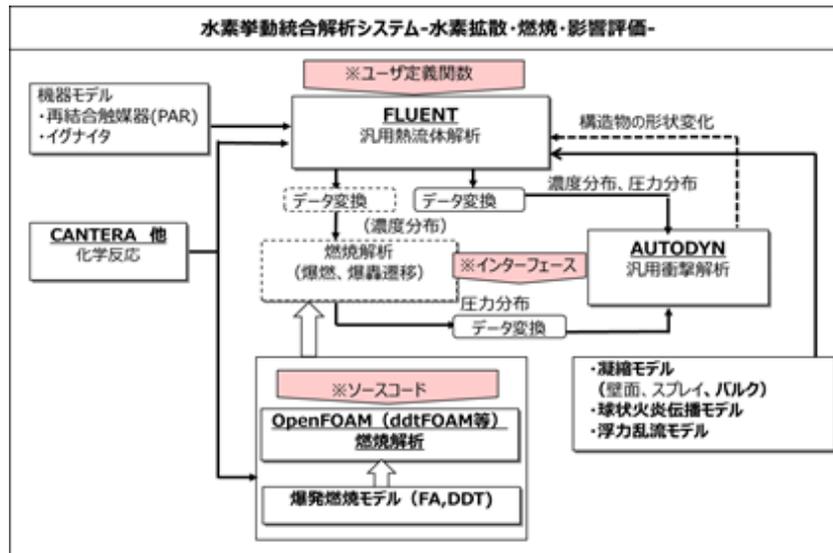


図 1.水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Human-Machine Systems Research

[3C_PL] Progress of Resilience Engineering

Chair: Kunihide Sasou (CRIEPI)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[3C_PL01] Resilience Engineering and Research Topics for Its Applications

*Akio Gofuku¹ (1. Okayama Univ.)

[3C_PL02] New Safety Management Based on Resilience Engineering

*Shigery Haga¹ (1. Rikkyo Univ.)

[3C_PL03] General Discussions

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

レジリエンス・エンジニアリングの進展

Progress of Resilience Engineering

(1) レジリエンス・エンジニアリングとその応用での今後の研究課題

(1) Resilience Engineering and Research Topics for Its Applications

*五福 明夫¹¹岡山大学

1. はじめに

原子力業界においては、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故）の対応において、超人的で献身的な所員の活動が被害を軽減できたこともあり、レジリエンス・エンジニアリング（Resilience Engineering：以下、RE）[1-4]やレジリエンス[5]が近年注目されている。また、新規制基準[6]においては、シビアアクシデント対策やテロ対策の6項目の基本方針において、「ハード（設備）とソフト（現場作業）が一体として機能を発揮することが重要であり、手順書の整備や人員の確保、訓練の実施等も要求」とされている。令和元年度版原子力白書[7]においても、特集として原子力分野を担う人材の育成について、諸外国の大学や産業界での人材育成政策を調査して、今後の我が国での取り組みにおいて参考とすべき情報が整理されており、更なる安全性向上における人材の重要性が意識された編集となっている。しかしながら、REは概念的であり、出来るだけ変動要因を少なくする形で安全性向上を積み上げてきた原子力業界をはじめとするプラント業界では、どのようにREを応用して原子力プラントの安全性を向上できるかについて手探りの状態であることも事実である。

本稿では、REの考え方を整理するとともに、原子力プラントの安全性向上を目的とした応用について今後の研究課題の一考察を述べる。

2. 新しい安全確保のための方法論としてのレジリエンス・エンジニアリング

2-1. レジリエンス・エンジニアリングの考え方の特徴

従来、安全確保のためのリスクマネジメントにおいては、異常事象や失敗事例に着目してそれを排除する形で安全性向上の対策を立てることが行われてきた。原子力分野では特に深層防護の確保のために様々な安全設備が設置され、ヒューマン・エラー対策が行われてきた。このような安全対策のアプローチをREではSafety-Iと呼んでいる[8]。これに対してREでは、大規模複雑なシステムの運用においては、常に変動要因があり、人間（現場の要員等）がその変動要因に常に柔軟に対応するという、安全確保には人間の貢献があるとの前提に立ち、成功事例に着目した学習に基づく安全性向上のアプローチをSafety-IIと呼んで、Safety-Iとともに重視している。そしてSafety-IIを高めるためには、現場要員に期待する行動（WAI：Work As Imagined）と実際の行動（WAD：Work As Done）の差異の分析が重要であると主張している。

REでは安全性確保のために、4つの基本能力（Monitoring：監視、Responding：対応、Anticipating：予見、Learning：学習）が重要であるとしている[1]。これらの基本能力をシステムがどの程度持っているかを評価するために、RAG（Resilience Analysis Grid）と呼ばれる質問票が提案されている[2]。また、北村は補完的要素として、リソース配備の適切さ、変化への気づき能力、良好実践例からの学習、プロアクティブ（proactive）な行動の重視を指摘している[9]。

2-2. 原子力業界への応用の必要性

REは、最近では理論的考察だけではなく、特に、航空業界や医療業界においては応用研究も進展している[10, 11]。一方、原子力業界においては従来から、高い安全性を確保するために、安全設備の設置などのハー

*Akio Gofuku¹¹Okayama Univ.

ドウェアや手順書、運転員や発電所所員などの教育・訓練、安全文化の浸透などのソフトウェアの充実が図られてきたが、新規制基準[6]にもあるように、福島事故の教訓を踏まえた一段高い安全性追求が求められている。このために、できる限りの想定を事前に行い、想定事象に対する対策が採られている。しかしながら、予め準備している対策を超える事象が発生する可能性をゼロにすることはできず、そのような事象が発生した場合には人間のレジリエントな（柔軟で適応的な）対応能力に頼らざるを得ないことも事実であることから、運転員や発電所所員のみならず原子力業界のすべての技術者のレジリエントな能力の向上が必要である。このためには、深層防護の徹底を図るとともに、レジリエンス・エンジニアリングに基づく業界全体の不測の事態への対応能力を向上させる必要がある。

3. レジリエンス・エンジニアリングの応用での今後の研究課題

REでは、常に変動する現場に対して、現場要員の適応的な行動（WAD）により業務があたかもWAI通りに行われている状況を主に想定している。その一方で、原子力プラントのような工業プラントにおいては、出来るだけ変動要因を少なくするように設計、建設、および、運転が行われている。また、工業プラントの運転では事故の発生が限りなくゼロであることが求められている。さらに、REが提案している内容は抽象的な側面がある。このため、工業プラント業界においては、REをどう適用するかが難しいという意見や、その適用性に懐疑的な意見も漏れ聞く。本節では、REが原子力業界に受け入れられて適用研究が進展するために、REに関して著者が必要と考えている今後の研究課題について述べる。

まず、REではWADとWAIの相違を検討の出発点としているので、『(1) 原子力プラントの異常時対応における運転員等のWADとWAIを表現する枠組みの検討』が必要であろう。REにおいては、WADの表現にはFRAM（Functional Resonance Analysis Method）[12]がよく用いられているが、FRAMは機能共鳴と呼ばれる事象の可能性とその排除のための分析の切り口を提供するものと考えられ、原子力プラント運転のように要員の役割と活動がほぼ明確に規定されている場合には、FRAMの拡張あるいは別の表現手法の開発が必要であろう。

次に、REで重視している成功からの学びについて考える。これに関しては、『(2) 失敗からの学びと成功からの学びの内容の相違』が明らかになっていないことがREの適用を困難にしていることと考えられる。そもそも人間は成功を冷徹に分析できるかに疑問があるが、これらの2通りの学びはどちらも重要であり、学びの様相や性質の相違を明確にして、学習において使い分けることが必要であると考えている。このためには、具体的な事例に対する研究が必要であろう。この課題に関連して、『成功からの学びで失敗を回避できる範囲は？（成功からの学びが安全性向上においてカバーする範囲は？）』、『失敗からの学びが安全性向上においてカバーする範囲は？』や『どのような研究でそれぞれの範囲を明らかにできる？』というサブ課題も設定できる。例えば、転けないように体のバランスを取る技を磨くことで、転けた時の衝撃を防ぐ転け方を学ぶことは困難であるとの思考実験から、失敗しないようにする範囲を広げることではできても、失敗した場合の対応については学ぶことはできないことが容易に理解される。このように、成功からの学びの範囲には限界があるが、成功を冷徹に分析することが出来れば、転ける場合の条件を厳密に考察することや失敗した場合に何が起こり得るかというリスクを想定するために重要な分析力や想像力を高めることができると考えている。これにより、偶々失敗しないことにより気づかなかったことに気づくことができる効果があると考えている。

また、『(3) 失敗を回避するために成功から学ぶための、日頃からの心がけや考え方』を、具体化して教育や訓練に取り入れることも重要であると考えている。これに関しては、パイロットの話として、「正常に離陸している時に、もしある異常が発生した場合にどのように対処するかを想像しながら離陸操作をする」ということをお聞きしたことがある[13]。このような思考訓練により異常事象の発生時に迅速で適切な対応ができるようになるとともに、整備されている手順の根拠への知識を深めたり、不備な点に気づいたりすることができると思われる。自動化の進展により、原子力プラントの運転員や緊急対策本部の要員には、手順通りに確実に実施することよりは収集情報の適切な解釈とそれに基づく的確な判断が今後求められると考

えられることから、成功から学ぶ観点、考え方や方法を明らかにして、具体的な訓練メニューとして整備することが重要であると考え。

安全確保や手順遵守が求められる原子力業界においては、REの安全性評価への貢献も重要である。このためには『(4) リスクアセスメントへどのようにREが応用できるか?』への解答が求められる。これについては、RAG[2]の質問では現状の前提条件や根拠を問うものが多く含まれており、これらの質問を参考にして、検討のための枠組みの構築ができると考えられる。これにより、システム（ハードウェアやソフトウェア）の設計段階での安全性確保の検討が向上するものと期待される。

システムのレジリエンスを活かすためには、レジリエントな対応が許容されたり、レジリエントな対応に移行したりするための基準が明確になっている必要があると考える。しかしながら現状のRE研究では、変動がある環境でより良いレジリエント性の発揮が主要テーマとなっているためか、そのような基準に関する考察は無いようである。そもそも『(5) 安全確保のためのレジリエンスの場合、何を柔軟に変更するかをどのように決めるのか?』の基準設定が難しい。基準設定には、選択肢と選択肢を選んだ場合の効果や影響の予測が重要であるが、そのどちらも困難な場合が多い。例えば、機関車の暴走に対して転轍機をどちらに倒すかと言う問題の場合では、選択肢があり、それぞれ選択肢を選んだ結果が明確である。この種の問題の場合には価値観の問題となり、個人的な決断はできないことはない。しかしながら、工業プラントの事故の場合には、周辺の広範囲の環境への影響が発生するため、対応行動を決める場合には多様な価値観に基づく合意形成が重要なことが多い。しかも実際の状況や事故の周辺環境への影響が明確でない場合が多い。事故の影響予測については、コンピュータ技術の高度化により数値シミュレーションによって相当程度明らかにできるようになってきているが、原子力プラントの炉心溶融事故のような場合には、正確で精密な予測には科学的な研究がまだまだ必要な状況である。

さらに、『(6) 手順書等で行動が規定されている場合に、それとは異なる行動をレジリエントに採ることが許容される条件は何か?』が明確ではない。工業プラントの場合には現場要員は手順書に従った行動が求められ、特に原子力プラントではヒューマン・エラーを減少させるために、異常への対応手順が細かく規定されている。手順とは異なる行動を採る場合は、失敗確率がある程度あるので、現場要員はなかなかレジリエントな行動が採れないことになる。鉄道分野では、東日本大震災時に柔軟な判断に基づく行動による成功事例[14]や、沿線火災時に手順と警察官の指示に従った行動が批判を浴びる事例[15]もあった。一般的には異常対応手順の相当数は実際の事例ではなく想定によって作成されているために、レジリエンスを活かすための条件の与え方について研究される必要があると考える。

4. おわりに

本稿では、近年理論的考察だけでなく応用研究も盛んになってきた、新しい安全確保の方法論であるREについて、まず、考え方の特徴を整理した。また、原子力プラントの更なる安全性向上のために適用するための課題の考察を述べた。今後これらの課題についての研究が進展し、REが原子力分野へ浸透して業界全体として不測の事態への対応能力が格段に向上することを願っている。

参考文献

- [1] E. Hollnagel, D. D. Woods, N. Leveson 編著, 北村 監訳, レジリエンスエンジニアリング 概念と指針, 日科技連, (2013).
- [2] E. Hollnagel, J. Paries, D. D. Woods, J. Wreathall 編著, 北村, 小松原 監訳, 実践レジリエンスエンジニアリング 社会・技術システムおよび重安全システムへの実装の手引き, 日科技連, (2014).
- [3] J. Reason, 佐相 監訳, 組織事故とレジリエンス, 日科技連, (2010).
- [4] 芳賀, 失敗ゼロからの脱却 レジリエンスエンジニアリングのすすめ, KADOKAWA, (2020).
- [5] A. Zolli, A. M. Healy, Resilience Why Things Bounce Back, Free Press, (2012).
- [6] 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉に係る新規規制標準の考え方について, NREP-0002, (2018).
<https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf> (アクセス日: 2021.1.11)

- [7] 原子力委員会, 令和元年度版 原子力白書, (2020).
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/hakusho2020/zentai.pdf> (アクセス日: 2021.1.11)
- [8] E. Hollnagel, 北村, 小松原 監訳, Safety-1 & Safety-2 安全マネジメントの過去と未来, 海文堂, (2015).
- [9] 北村, レジリエンス・エンジニアリングの産業安全向上への応用, ヒューマンインタフェース学会誌, Vol. 14, No. 2, pp. 97-102, (2012).
- [10] J. Croft, New Training and Technologies Designed to De-program Pilot, Aviation Week & Space Technology, (2014).
- [11] 中島, 編著, レジリエント・ヘルスケア入門 擾乱と制約下で柔軟に対応する力, 医学書院, (2019).
- [12] E. Hollnagel, 小松原 監訳, 社会技術システムの安全分析 –FRAMガイドブック, 海文堂, (2013).
- [13] 石橋, 私信.
- [14] 河北新報 ONLINE NEWS, <アーカイブ大震災。命運分けた停車位置, (2016).
https://www.kahoku.co.jp/special/spe1168/20160127_01.html (アクセス日: 2021.1.11)
- [15] 日本経済新聞, 沿線火災で電車屋根に飛び火 東京・小田急線、けが人なし, (2017).
https://www.nikkei.com/article/DGXLAS0040006_Q7A910C1000000 (アクセス日: 2021.1.11)

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

レジリエンス・エンジニアリングの進展

Progress of Resilience Engineering

(2) レジリエンス・エンジニアリングに基づく新しい安全マネジメント

(2) New Safety Management Based on Resilience Engineering

*芳賀 繁¹¹ 社会安全研究所

1. 現在の安全マネジメントシステムの問題点

マネジメントシステムは経営管理手法の1つで、数値目標の設定とPDCAによる目標管理、ルール・推進体制の確立、内部および外部の監査などを特徴とする。近年、その手法が品質管理や安全管理に導入され、多くの企業・組織で安全マネジメントシステム(SMS)が運用されている。SMSにより、安全活動を現場任せにせず、トップマネジメントを含む経営側の安全への関与を強め、組織として事故防止に取り組むことによる安全性向上の効果が上がった反面、いくつかの弊害が生じている。現場は数値目標がトップダウンで押しつけられていると感じたり、安全スタッフは会議や監査のための資料作りに忙しくなって現場の作業実態が分からなくなったり、経営は数値目標を達成するため稀に起きるかもしれない重大事故よりも、件数の多い小さなインシデントを減らすことに注力したり、監査は文書のチェックだけで、現場の実情を見抜けなかったりしている。また、小さなインシデントは現場第一線のヒューマンエラーや違反から生じることが多いので、マニュアルを決めて守らせることが安全管理の中心になっている。

管理者は、エラーをおかしくくい作業手順を決めて、それを皆が守れば事故が起きないと考えがちだが、マニュアルだけで事故を防ぐことはできない。想定できなかった、あるいは想定しなかった事象はマニュアルにのらないし、未来に起きることをすべて想定することもできない。状況が変化すればこれまで最善だった手順がもはや最善ではなくなるかもしれない。現在の安全マネジメントは以下の事柄を暗黙に仮定しているように思われるが、もはやこれらの仮定が正しくないことは明らかである。

1. 努力すればリスクはすべて予測でき、その対策は立てられる
 - リスクアセスメントによって優先順位を付けて実施する
 - 小さすぎるリスク、発生確率の低すぎるリスクには対策不要
2. 従業員はルールを守り、義務を果たす
3. 皆がルールを守り、義務を果たせば事故は起きない
4. システムを取り巻く環境は長期にわたって変わらない

2. 変化と外乱にさらされるシステムの機能を守る

社会技術システムの外部・内部の環境は常に変動しており、近年その変動は巨大化、急速化している。自然災害も人の行動も想定を超えるものが多発している。新型ウィルスの感染爆発も然りである。そしてシステムがおかれた社会環境・経済環境は大きく変わりつつある。

このような状況の下で、安全マネジメントの新しい思想であるレジリエンス・エンジニアリング(RE)が注目されている。REは2004年にスウェーデンで開かれた会議で旗揚げされ、そこでの議論が2006年に書籍にまとめられ、日本語訳は北村正晴の監訳により2012年に『レジリエンスエンジニアリング：概念と指針』というタイトルで刊行された[1]。

REは「社会技術システムのコンポーネントの機能(パフォーマンス)は変動し、外乱も受ける」というこ

*Shigeru Haga¹

¹Research Institute for Social Safety

とを前提に、システムのレジリエンスを高めるための研究と実践である。システムのレジリエンスとは以下の3つの力であると筆者は考える。

1. 状況の変化に柔軟に対応して機能を維持する力
2. 機能の低下を最小限に抑える力
3. 機能が損なわれた場合は素早く回復する力

システムのコンポーネントの変動と外乱は図1のようにイメージ化することができるだろう[2]。

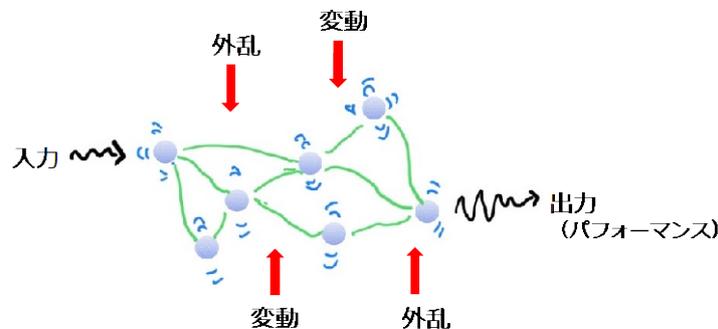


図1 システムコンポーネントの変動と外乱

RE では安全について次のように考える。

1. システムは本質的に危険なものであり、人間と組織の柔軟性が危険なシステムを安全に機能させている
2. 現場第一線は定められた作業手順（WAI）に調整を加えて外乱や変動に対処し、システムパフォーマンスに対する多様な要求に応じている（WAD）
3. 「安全」は事故が少ないことやリスクが小さいことではなく、「うまくいくことが可能な限り多いこと」と定義されるべきである（セーフティ II） [3][4]
4. 失敗事例より成功事例、すなわち日常の業務実態に注意を向けるべきである

4. 新しい安全マネジメントと教育研修

REの考え方に基づく安全マネジメントは、変化する状況の中でシステムが機能し続け、ものごとがうまくいく可能性をできるだけ高めることを目標にする。システムをレジリエントに機能させるには、システム設計や、設備・要員のリソースだけでなく、現場第一線の人と組織の柔軟性が不可欠である。従来の安全教育・安全研修はマニュアルを教え、その通りにできることを訓練することが中心だったが、これからは、現場第一線が正しく状況認識し、自ら考え、決断し、自律的に行動する能力を高めなければならない。

具体的には、失敗事例だけでなくヒヤリハットを含む成功事例の要因を分析し、これからも成功を続けるには何が必要かを考える、成功事例や日常業務を振り返り、もっとうまくいくにはどうすればよいかを考える、ヒューマンエラーを懲戒しない、ノンテクニカルスキルをゲームやシミュレーションを使って訓練する、などがあげられる。詳しくは拙著[2]を参照されたい。

参考文献

- [1] E. Hollnagel, D. D. Woods, & N. Leveson (Eds), *Resilience Engineering: Concepts and Precepts*, Ashgate (2006). 北村正晴（監訳），レジリエンスエンジニアリング：概念と指針，日科技連（2013）.
- [2] 芳賀繁，失敗ゼロからの脱却 レジリエンスエンジニアリングのすすめ，KADOKAWA（2020）.
- [3] E. Hollnagel, *Safety-I and Safety-II: The Past and Future of Safety Management*. Ashgate (2014). 北村正晴・小松原明哲（監訳），*Safety-I and Safety-II：安全マネジメントの過去と未来*，海文堂（2015）.
- [4] E. Hollnagel, *Safety-II in Practice*, Routledge. (2018). 北村正晴・小松原明哲（監訳），*Safety-IIの実践*，海文堂（2019）.

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[3C_PL03] General Discussions

The concept of resilience engineering that emphasizes the importance of Safety-II as well as Safety-I is becoming popular. Recently, application of the concept to safety practices are progressed especially in aviation industry and medical fields to improve the safety of systems including human staffs. This organized session offers two speeches about the advancement of studies in resilience engineering and an opportunity to discuss topics challenging to the applications to improve nuclear safety.

Planning Lecture | Technical division and Network | Senior Network (SNW)

[3D_PL] Challenges and prospects of an online dialogue meeting

Chair: Takashi Ohno (SNW)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[3D_PL01] Activity status of WEB way dialogue meeting

*Takashi Ohno¹ (1. SNW)

[3D_PL02] WEB way dialogue meeting at Hokkaido Univ. of Edu.

*Hideo Nakamura¹ (1. Hokkaido Univ. of Edu.)

[3D_PL03] WEB way dialogue meeting at Kyusyu Inst.of Tech.

*Masayuki Watanabe¹ (1. Kyutech)

[3D_PL04] Pannel discussion on an online dialogue meeting

Akira Kaneuji¹, Hideo Nakamura², Masayuki Watanabe³, Ichiro Matsunaga¹, Takashi Ohno¹, Tomohiro Okamura⁴ (1. SNW, 2. Hokkaido Univ. of Edu., 3. Kyutech, 4. Tokyo Tech)

シニアネットワーク連絡会セッション

WEB方式による対話会の課題と今後の展望
Challenges and prospects of an online dialogue meeting

(1) WEB方式による対話会の活動状況報告

(1) Activity status of WEB way dialogue meeting

*大野 崇¹¹SNW

2020年度の対話会は、新型コロナウイルスの影響により、中止あるいはWEB方式による遠隔対話を余儀なくされた。本稿では、2020年度に実施したWEB対話の実施状況を、対話環境面及び学生の受け止めの観点から紹介する。

1. 従来の対面方式による対話活動

SNWは、シニア各人が培ってきた見識と経験を活かしエネルギー、原子力、放射線の理解促進活動に取り組んできている。この一環として、次世代を担う若者たちとの対話の機会を作り、意見を聞き、疑問に答え、励まし、シニアの経験と考えを伝え、若者に夢と希望を与え、彼らが次世代を担う気概を自ら育む手助けをすることを目的に対話活動を行ってきた。このためには、学生とひざを交え話し合うことが一番との考えから、学校の先生方と十分調整の上学校に赴き対面による対話活動を行ってきた。対面による標準的な対話の流れ及び活動風景を図1、図2に示す。

図1 標準的な対話会の流れ

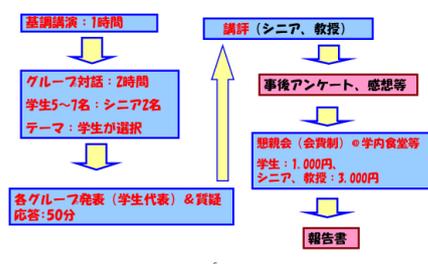


図2 対話会の様子



2. WEB方式による対話活動

2020年度の対話会は突如新型コロナウイルス旋風に巻き込まれた。我国における新型コロナウイルス禍は、2019年12月の中国湖北省武漢市で原因不明の肺炎患者確認のニュースから始まる。2月5日の「ダイヤモンドプリンセス号」横浜沖で14日間の船上隔離、2月27日首相の全国学校に臨時休校を要請、4月3日世界の感染者数100万人突破、4月7日に政府が緊急事態宣言を発出するに及び、今年度予定されていた対話件数26件の内、12件がWEB方式(1部対面とWEB方式のHYBRID方式)となった。2019年には実施が19件であったことするとコロナ禍で大きな影響を受けたといえる。

以下にWEB方式対話の課題を述べる。

1) WEB環境の整備

WEB環境が整備されていることが必須である。当初、SNW側でZOOM等利用によるWEB対話を検討したがパソコン等を所有していない学生もいてWEB環境が学校により異なることから学校のWEB授業システム利用が实际的である。このことから、全ての対話において学校側に全面的に依存し事前リハーサル等による事前準備のもと進めた。学校側も急遽コロナ対策にWEB授業を取り入れたことから環境整備に温度

差が見られたがやむをえないことであった。

2) 双方向コミュニケーション

これが WEB 方式の最大の課題である。学生は個々に対話に参加することとなるため、シニアと学生との触れ合いが画面と音声とでしかできずどうしても双方向コミュニケーションが制限的となる。今後、システム改善がなされていくと思うが、少しでも意思の疎通を図り実のある対話ができるような工夫が必要となる。今年度対話会では事前学習をとり入れた。対話は、基調講演とグループ討議からなる。基調講演はシニアからの講義であり学生との質疑方法に検討の余地はあるが基本は講義であるので WEB 授業と変わらず特に不都合は生じなかった。問題は、グループ討議で対面方式のように Face to Face の形が取れないので学生の疑問に対し十分な討議ができないことである。事前学習はグループに与えられた対話テーマについてシニアが情報を事前に提供し学生がよく読んで事前質問を考え提出しグループ討議で深掘するというものであり理解を少しでも深めようとするものである。シニアが醸し出す人間性を感じもらうことはできないがテーマを自分の問題として捉えて事前に考えるという点では効果的であったと思われる。

表1 事前学習例

事前学習資料	事前質問
講演資料 ・世界と日本のエネルギーの実態（文明とエネルギー利用、エネルギー資源の種類、エネルギーの必要条件（3E+S）と比較、世界と日本のエネルギー事情） ・原子力発電の基礎と安全確保、核燃料サイクル（核分裂と放射線、世界と我が国の原子力発電の歴史、炉型は2つある（PWR, BWR）、東電福島第事故と安全強化対策、核燃料サイクルと高レベル放射性廃棄物地層処分） ・第5次エネルギー基本計画と今後（エネルギー基本計画とエネルギーミックス、第5次エネルギー基本計画と現状、世界の原子力発電の潮流、2050年カーボンニュートラルに向けて、2050年エネルギーミックス試案）	事前質問 ・放射線が危険な原子力を、世界の電力の16%を供給している今の状態から2050年までに25%を目標と増加させようとしているのはなぜか ・再生可能エネルギーは何とか達成できるものや困難なものがあるがこれから主流になっていくものは何か ・バイオマス発電はこの先の未来でどのように発展し、日本中に増えていくと思いますか？ ・原子力発電を普及していくには、安全面の向上以外にどんな策が効果的だと思いますか？ ・再生可能エネルギーのエネルギー密度の低さを補うために、数を増やすべきだと思いますが、なぜ増やせないのでしょうか？ ・温暖化なのに、なぜ冬は余計に寒くなるのでしょうか？

3) 学生の受け止め

各学生へのアンケート結果から WEB 対話に対する学生の主要な意見を示す。種々な意見が見られたが肯定的意見は、WEB 授業を早くから取り入れ慣れている学校の学生に多く見られた。

改善を望む意見

- ・講義はどのような場所でも聞けてよいがディスカッションは対面の方がよい。
- ・同じ受講生の顔が見えないことや、自分の考えがきちんと伝わっているか不安。
- ・直接会って話したかった。
- ・操作を要するので話し合いのテンポが悪い
- ・途中回線遮断が見られネット上で行うことへの慣れが必要

肯定的意見

- ・WEB 授業で対面形式のようにはいかないことは経験しているが、講師の熱意はよく感じた。
- ・学生はオンラインになれており、今後オンライン対話は可能
- ・適切な進行により一定の双方向性があった。

4)まとめ

コロナ禍の影響で WEB 対話を余儀なくされた。先生の絶大なるご支援のもと何とか成り立った。心から感謝申し上げたい。第 3 波襲来で来年度も多くに学校で WEB 対話は避けえないと思われるが、やはり対面方式に比べ双方向コミュニケーションに難があり更なる工夫が必要であると感じた。

*Takashi Ohno¹

¹Senior Network

シニアネットワーク連絡会セッション

Web 方式による対話会の課題と今後の展望
Challenges and Prospects of an Online Dialogue Meeting

(2) 北海道教育大学における Web 対話会について

(2) Web Dialogue Meeting at Hokkaido Uni. of Edu.

*中村秀夫¹¹北海道教育大学

北海道教育大学函館校は、放射線などを専門として学ぶ大学ではなく、環境を学ぶ、理科教員となるということが主目的の大学です。しかし、その中でも、講義として2014年度から「環境と放射線」を実施しています。また、同時期よりHATOプロジェクトの1テーマとして「放射線教育プロジェクト」に加わり理科教員となる学生に向けての放射線教育にも取り組んできています。また、本学のPBL教育の一つとしての「地域プロジェクト」の中でも、放射線教育に関するものが行われるなど積極的に放射線教育を行うことを勧めてきました。

こうした活動の中で、複数の団体・企業のご協力を得て、ワークショップ・講演会・施設見学などを実施してきました。例えば、J-POWERによる“エネルギー大臣になろう”や、霧箱の作成、放射線の計測などの活動を伴うもの、専門家による講演会・勉強会、さまざまな原子力関連施設の見学、近隣の活動（青森未来塾、スカーフクラブ青森サロンなど）の活動に学生を参加させるなど多くの学生に機会を与え学習を続けてきました。

しかし、2020年度はコロナの影響により、それらの活動がほとんど実施できない事態に陥りました。そのため、講演会はZOOMを利用したものとなり、講演をしていただいた方にとっては参加者の反応が見えないなど、対面での講演会とは全く違ったものとなっていました。そのため、何か工夫が必要と感じていました。

このシニアネットワークの皆さんと実施できた対話会については、○事前に多くの質問を受けていただき、それに対する返答を準備していただけたこと、○学生に5-6名に1名のシニアネットワークの方が対話会で対応して頂けたことで、対話の量が確保できたことなど対面で実施する以上のことが得られました。

*Hideo Nakamura¹

¹Hokkaido Uni. of Edu.

シニアネットワーク連絡会セッション

Web 方式による対話会の課題と今後の展望
Challenges and Prospects of an Online Dialogue Meeting

(3) 九州工業大学における Web 対話会について

(3) Web Dialogue Meeting at Kyushu Institute of Technology

*渡邊 政幸¹¹九州工業大学**1. 九州工業大学における対話会**

本学では、大学院博士前期課程で開講している講義の一環として対話会を開催している。アクティブラーニング推進が求められるなかで、本対話会は特に専門家の方々と議論できる場とあって、工学系の学生に対しては教育面でも大きな効果が期待でき、すでに内定している M2 生や就職活動が始まっている M1 生の意識改革にもつながっている。電気系と機械系で交互に開催しており、9 回目となる 2020 年度は電気系で 11 月 19 日（木）午後にオンラインで実施した。参加者はシニア 14 名、学生 26 名、教員 1 名であった。遠隔講義用の Web 会議ツールとして Zoom を採用していることもあり、これを利用して対話会を実施した。

2. 対話会の準備と実施**2-1. 対話会まで**

例年は基調講演後に対話会実施の流れであるが、できるだけ対話会に時間を確保したいことから、世話役の金氏顯氏によるこれまでの原子力発電の歩みと現状に関する基調講演については約 1 か月前に録画し、事前学習に活用してもらうこととした。本学では以前より Moodle（学習管理システム）が整備されており、受講生は資料や動画等を Moodle 経由でいつでもアクセスできる環境にある。各種通知や事後アンケート回収等も容易であった。受講者を 6 グループに分け、対話テーマを各グループで決定し、事前にシニアの方々とテーマに関する QA を e-mail でやり取りする形で準備を進めた。また、参加シニアの方々には事前に Zoom での画面共有やブレイクアウトルームの利用などのリハーサルを実施して当日に備えた。

2-2. 対話会当日

対話には 2 時間 30 分を確保した。オンラインでの対話は難しい印象を持っていたが、十分とはいかないまでも学生は納得のいく議論ができたようであった。事前学習の効果もあり、石炭火力の縮小、原子力発電の将来、文献調査受入れ、新型原子炉など最新の動向にも関心が高く、実りある対話が形成された。座学のみでは得られない知識や情報を補完でき、電気を専攻する学生として何らかの形でエネルギーに関わる職に就く学生にとっては非常に有意義であった。グループ別発表の資料作成が 20 分と短い上にオンラインで要領を得ない状況での作成であったため、十分にまとまりきらなかった印象であった。これまで例年はグループワークに適した教室で実施してきており、対面での臨場感や白熱を味わえなかったのはやはり心残りであり、対話会と並んで重要な懇親会も当然ながら実施できなかった。

3. むすび

世話役の金氏氏の多大なご尽力により周到的な事前準備を進めたこともあり、当日はスムーズに進行できた。事後アンケートの結果でも対話会には満足しており、機会があればさらに知識を増やしてから参加したいとの意見が多数であった。Web 会議で常々感じることは発言のタイミングの難しさと、空気を読みにくく発言の積極性にも多少なりとも影響しているように思われる。このような対話の経験が少ない学生をどのように伸ばし積極的に意見を引き出すかが課題であるが、エネルギー問題を改めて考え自身の意見を発するきっかけとして絶好の機会であり、今後も関係各位と協力して継続して実施していきたい。

*Masayuki Watanabe¹

¹Kyushu Institute of Technology

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL04] Pannel discussion on an online dialoge meeting

Akira Kaneuji¹, Hideo Nakamura², Masayuki Watanabe³, Ichiro Matsunaga¹, Takashi Ohno¹, Tomohiro Okamura⁴ (1. SNW, 2. Hokkaido Univ. of Edu., 3. Kyutech, 4. Tokyo Tech)

シニアネットワーク連絡会は2005年以来対話会を毎年実施してきている。直接赴き、膝を交えて対話を実施してきたが、新型コロナウイルスの影響でWEB方式による対話に切り替わった。来年度以降も遠隔授業環境が取り入れられていくこと考えるとその課題を論じておくことは意義深いものとする。そこで、2020年度のWEB対話実施状況を環境相違、学生の受け止めの観点から報告するとともに、現場がどう思われているかを、北海道教育大学（教育系）及び九州工業大学（工学系）の先生方からお話いただき、最後に、学生を交えたパネルディスカッションにおいてその課題と展望を浮き彫りにする。

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Data Division

[3E_PL] Application of advanced data science to nuclear data

Chair: Tadahiro Kin (Kyusyu Univ.)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[3E_PL01] Particle identification by waveform analysis of Si detector using machine learning technology

*Takahiro Kawabata¹ (1. Osaka Univ.)

[3E_PL02] Utilization of nuclear data covariance and error propagation by Total Monte Carlo method

*Naoki Yamano¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Application of machine learning to nuclear data evaluation research and high-energy particle transport calculations

*Hiroki Iwamoto¹ (1. JAEA)

核データ部会セッション

先端データサイエンスの核データへの適用

Application of advanced data science to nuclear data

(1) 機械学習技術を用いた Si 検出器の波形解析による粒子識別

(1) Particle identification by waveform analysis of Si detector using machine learning technology

*川畑 貴裕¹, 坂梨 公亮¹, 藤川 祐輝², 足立 智¹, 古野 達也¹, 辻 聖也¹, 氷見 香奈子¹, 稲葉 健斗², 岡本 慎太郎², 村田 求基¹, 伊藤 正俊³, 松田 洋平³, 山本 広平³, 小野寺 史龍³

¹大阪大学, ²京都大学, ³東北大学

1. Introduction

原子核散乱実験では陽子や重陽子、⁴He など様々な粒子が放出されるため、これらの粒子種別を弁別すると同時に、大立体角をカバーして高効率で放出粒子を測定できる検出器が必要である。エネルギー分解能の良好な Si 半導体検出器は大規模高エネルギー素粒子実験から小規模の低エネルギー原子核実験に至るまで広く荷電粒子の測定に用いられており、近年では 6 インチのウェハーから製造した大面積検出器が商業的に流通している。我々のグループでは、読み出し電極の分割により位置測定を可能にした Si ストリップ検出器を用いて、原子核反応から放出される数 MeV 以下の低エネルギー荷電粒子の測定に取り組んでいる。

Si 検出器に荷電粒子が入射すると、同じエネルギーの粒子であっても種類によって停止する深さ、励起される電子・空孔対の密度が異なるため、検出器からの出力信号の波形が変化すると期待される。そこで、我々は波形解析による粒子識別技術の開発を試みている。検出器で測定されたエネルギーと電流信号の最大値の相関から粒子識別する手法は従来からも用いられており、数十 MeV 以上のエネルギーを持つ重イオンに対し一定の成功を収めているが、3 MeV 以下の低エネルギー粒子の識別に成功した事例は報告されていない。これは、粒子エネルギーの低下とともに粒子識別力が低下するため、複雑に変化する波形を電流信号の最大値という一つの観測量に集約する従来手法の限界である可能性がある。そこで、我々は、近年発展の著しい機械学習技術を導入し、信号波形の持つ入射粒子についての情報を劣化させることなく多次元解析することによって、従来手法の限界を超えた新しい低エネルギー荷電粒子技術の確立を目指している。

2. 性能評価試験・データ解析

波形解析による粒子識別には、結晶の一様性に優れる中性子ドーピング (NTD) 法を用いて製造された NTD-Si 検出器が適しているとされている。我々は Micron Semiconductor 社製の有感面積 80 cm²、厚さ 500 μm の扇型大面積 NTD-Si 検出器を購入し、その性能評価を実施した。この検出器は表面の読み出し電極が同心円状に 16 分割、裏面の読み出し電極が放射状に 8 分割されており、24 チャンネルの信号を読み出すことで 16 × 8 = 128 ピクセルの解像度で粒子の入射位置を決定することができる。

性能評価試験は神戸大学タンデム静電加速器施設と東北大学 CYRIC において実施した。加速器からのビームを用いて生成した陽子・重陽子・⁴He を NTD-Si 検出器に入射し、電荷積分型前置増幅器を経由して得られた出力信号の波形を Flash ADC モジュールを用いて 500 MHz のサンプリング率で取得した。そして、取得データを従来型手法と機械学習を用いた手法を用いて解析し、その粒子識別能を比較した。その結果、2.5 MeV までの陽子と ⁴He をほぼ 100%の精度で、1.5 MeV までの陽子と ⁴He を約 95%の精度で弁別することに成功した。従来型手法ではチャンネルごとに解析パラメータを調整しなければならないのに対し、機械学習では全てのチャンネルを一括して解析できるため、解析に必要な労力を大幅に削減することができた。また、劇的とは言えないものの、従来型手法に比べ機械学習は概ね良好な粒子識別能を示すことが明らかになった。

データ解析は現在も継続中であり、本講演では、我々の最新の成果について報告する。

*Takahiro Kawabata¹, Kohsuke Sakanashi, Yuki Fujikawa², Satoshi Adachi¹, Tatsuya Furuno¹, Seiya Tsuji¹, Kanako Himi¹, Kento Inaba², Shintaro Okamoto², Motoki Murata¹, Masatoshi Itoh³, Yohei Matsuda³, Kouhei Yamamoto³ and Siryu Onodera³

¹Osaka Univ., ²Kyoto Univ., ³Tohoku Univ.

核データ部会セッション

先端データサイエンスの核データへの適用

Application of advanced data science to nuclear data

(2) 核データ共分散の利用および Total Monte Carlo 法による誤差伝播

(2) Utilization of nuclear data covariance and error propagation by Total Monte Carlo method

*山野 直樹¹¹東京工業大学

1. 序言

炉物理解析、遮蔽解析や廃止措置に伴う放射化放射能の評価において、核データの不確かさに起因する誤差評価は原子力設計手法の信頼性向上および V&V の観点から重要な課題である。核データ評価の発展に伴い、核データ共分散の評価と整備が進展している。本発表では、核データ共分散の利用の観点から従来の一般化摂動法に加え、新たな手法である Total Monte Carlo 法を用いた核データの不確かさによる炉物理諸量への誤差伝播について考察する。

2. 一般化摂動法と Total Monte Carlo 法

炉物理分野では断面積の不確かさに起因する炉物理量の影響を評価するため、輸送方程式並びにその随伴方程式と断面積共分散を用いた一般化摂動法が実効増倍係数などの炉物理量の感度解析に適用されている。他方、遮蔽解析や放射化解析にもその適用が試みられているが、中性子の流れの場における誤差伝播を精度よく評価するためには幾つかの課題が存在し、その解決のため新たな不確かさ解析手法を構築した。

2-1. T6, SANDY – Total Monte Carlo (TMC) 法

新たに構築した不確かさ解析手法は T6^{1,2)}並びに SANDY³⁾を適用した Total Monte Carlo 法⁴⁾であり、計算の流れを図1に示す。T6, SANDY は計算コード群であり、TMC は任意の X 個の ENDF-6 ファイルを処理するスクリプトで構成される。

2-2. 核変換、深層透過問題への適用

本発表では、高速炉を用いた長寿命核分裂生成物 (LLFP) の核変換⁵⁾ および中性子深層透過問題⁶⁾に TMC 法を適用した例を報告する。臨界ベンチマーク問題、廃止措置のクリアランス検認における放射化放射能に適用した例については本年会の他の発表^{7,8)}を合わせて参照されたい。

3. 結言

新たに構築した不確かさ解析手法は、既存の核データ共分散データ(MF32, MF33)を利用できると共に、現在の ENDF-6 型式では格納が難しい MF32~MF35 の情報を直接与える T6 と TMC 法の組み合わせを用いて、核データの不確かさによる炉物理諸量への誤差伝播を評価できることが分かった。今後、本手法を炉物理解析、遮蔽解析や廃止措置に伴う放射化放射能の解析など多分野に適用することが期待できる。

References

- [1] Koning AJ. Eur Phys J A. 2015;51:184. [2] Koning AJ, Rochman D. NRG Petten (Netherlands); 2011. (NRG report NRG-XX).
 [3] Fiorito L., et al., Ann Nucl Energy. 2017;101:359–366. [4] Koning AJ, Rochman D. Ann Nucl Energy. 2008;35(11):2024–2030.
 [5] Yamano N. et al., J. Nucl. Sci. Technol. 2020; DOI:10.1080/00223131.2020.1845839. [6] Yamano N. et al., 2020 年秋の大会 1N06
 [7] Kawaguchi M. et al., 2021 年春の年会 2E09. [8] Amitani T. et al., 2021 年春の年会 2E10.

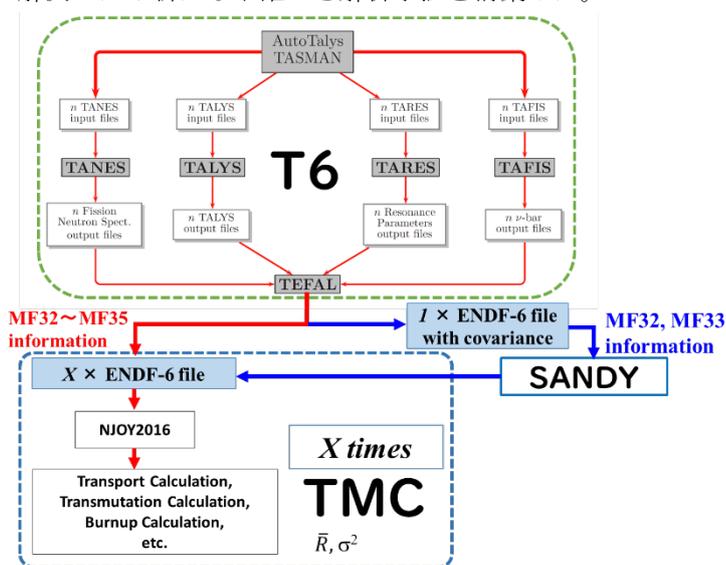
*Naoki Yamano¹ ¹Tokyo Institute of Technology

図1 解析手法の流れ

核データ部会セッション

先端データサイエンスの核データへの適用
Application of advanced data science to nuclear data

核データ評価研究および高エネルギー粒子輸送計算への機械学習の適用

Application of machine learning to nuclear data evaluation research
and high-energy particle transport calculations

*岩元 大樹¹¹原子力機構

1. 緒言

近年、様々な研究分野で機械学習を用いた技術が注目されている。発表者は機械学習技術の一種であるガウス過程に着目し、その枠組みで核データを生成する手法を開発した。本発表ではこの手法の概要を説明し、本手法の核データ評価および高エネルギー粒子輸送計算への適用の可能性について議論する。

2. ガウス過程

ガウス過程は機械学習における教師あり学習法の一つであり、カーネルトリックを用いたノンパラメトリックな手法で回帰を行うことができる。さらに、ガウス過程はベイズ推論を基礎としているため、その回帰結果は確率分布として表現され、予測の不確かさを知ることができるといった特徴を有する。

3. 適用例

3.1 核データ生成

ガウス過程を核データの生成に適用した例として、**図1**に ${}^{\text{nat}}\text{N}(p,x){}^{10}\text{Be}$ 反応断面積を示す。本手法は実験データを訓練データとして学習することで、断面積を入射エネルギーの関数として滑らかに接続でき、共分散情報を含めた断面積データを任意のエネルギー点で生成できる。さらに、生成された不確かさ情報をもとに断面積のランダムサンプルを容易に生成することが可能のため、粒子輸送解析における不確かさ定量化への適用も期待できる。

3.2 高エネルギー粒子輸送計算

ガウス過程を高エネルギー粒子輸送計算に適用した例として、**図2**に陽子ビームによるビーム窓の発熱密度分布の解析値を示す。モンテカルロ粒子輸送計算では、体系のメッシュが細くなるほど計算結果の統計精度が悪くなる問題があるが、計算結果を訓練データとみなしてガウス過程回帰を適用すれば平滑化処理を行うことが可能となり、計算時間の短縮が期待できる。

4. 結言

機械学習技術は、様々な核反応データを取り扱う核データ研究分野及び粒子輸送解析において有望な技術である。特に、不確かさを取り扱うことができるガウス過程は、核データ評価において魅力的で有用なツールとなる可能性を秘めている。これらの技術の積極的な活用を期待したい。

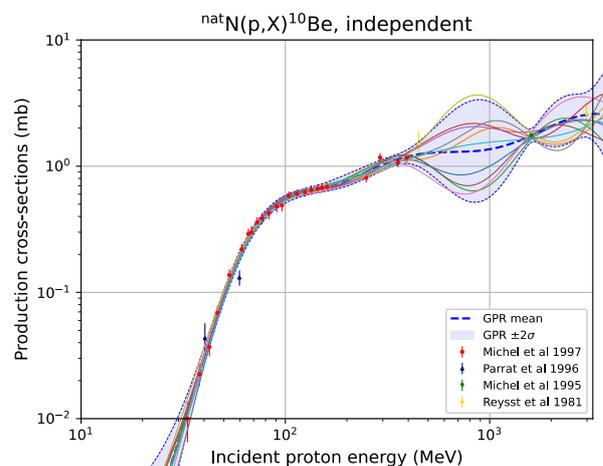


図1: ${}^{\text{nat}}\text{N}(p,x){}^{10}\text{Be}$ 反応断面積

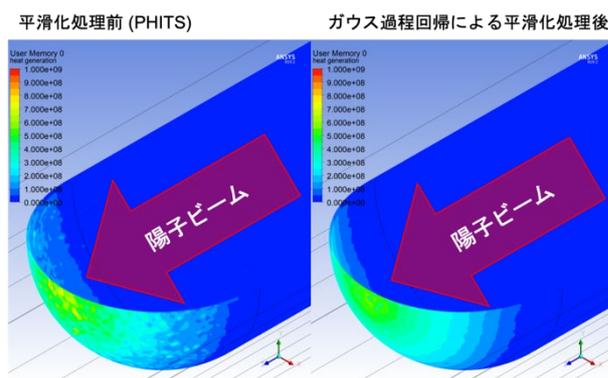


図2: 1.5 GeV-30 MW 陽子ビームによるビーム窓の発熱密度分布解析値

*Hiroki Iwamoto¹ ¹JAEA

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

[3F_PL] Nuclear Emergency Preparedness focusing on natural disaster

Interdisciplinary activities and human resource development

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[3F_PL01] Disaster information system for natural hazard risk

*Hiroyuki Yamada¹ (1. CRIEPI)

[3F_PL02] Nuclear protection system against natural hazard consideration in the external zone

*Katsumi Ebisawa¹ (1. TCU)

[3F_PL03] Comments and discussions focusing on risk communication

*Shinetsu Sugawara¹ (1. Kansai Univ.)

[3F_PL04] Panel Discussion

Akira Yamaguchi¹, Hiroyuki Yamada², Katsumi Ebisawa³, Shinetsu Sugawara⁴ (1. UTokyo, 2. CRIEPI, 3. TCU, 4. Kansai Univ.)

リスク部会セッション

自然災害のリスクに着目した原子力防災 — 学際的活動と人材育成 —
Nuclear Emergency Preparedness focusing on natural disaster
- Interdisciplinary activities and human resource development -

(1) 自然災害リスクに対応する災害情報システムについて

(1) Disaster information system for natural hazard risk

*山田 博幸¹¹一般財団法人 電力中央研究所

1. はじめに

本報では、著者が関わった防災研究に係る公開文献[1]~[8]に基づき、自然災害リスクに対応する災害情報システムの研究開発事例について述べる。著者の一般防災研究との係わりは以下の研究プロジェクトである。

- ・旧日本原子力研究所（以下、「旧原研」という）：耐震安全・防災フロンティア研究[1]
- ・旧防災科学技術研究所地震防災フロンティア研究センター（EDM: Earthquake Disaster Mitigation Research Center）（以下、「旧 EDM」という）：大都市大震災軽減化特別プロジェクト[2]、他

著者が従事した防災研究におけるシステム開発では、災害時に情報支援が必要な自治体、中小事業者や住民等をエンドユーザーと想定し、被災住民や防災実務現場の声を反映することに最も重点が置かれた。

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震と津波による東京電力福島第一発電所の事故による原子力災害が、日本社会が初めて原子力災害に伴う長期避難を経験し、多くの教訓を共有した事象である。

原子力災害に関する情報は、メディアによる報道や、国や学会などの事故調査報告等により、人々の目に触れた。原子力のリスクという観点では、実際に被災された方々を除けば、原子力災害を自身の生活に結び付けたリスクとして、具体的にイメージできている人々は、現在でも少数に限られていると思われる。

おそらく原子力と日頃あまり関わりのない人々の多くは、「原子力災害」=「怖い」という感情が漠然とした思いであると推察される。Rosling は、コロナ禍で再度世界的に着目されている著書の中で以下のように述べている[3]。「人の目は自然と『恐ろしいもの』に吸い寄せられてしまう。世界は実際の姿よりも恐ろしく見えてしまうという本能が『恐怖本能』であり、恐怖に囚われると、事実を見る余裕も無くなってしまう。しかし、確実にリスクがある『危険』なことと違い、『恐怖』はリスクがあるように『見える』だけである。リスクは『危険度×頻度』で決まるため、恐ろしさは無関係であることを知った上で、リスクを正しく計算することが恐怖本能の制御につながる。」

原子力防災を実効的にするためには、自然災害及び原子力災害のリスクを地域情報（Fact 情報）と結び付け、我が事としてリスクを捉えることで自助を高め、加えて、一般防災と同様に公助と共助を有機的に連携させることが肝要であろう。

本報では、1995年の兵庫県南部地震を契機に取り組みされた一連の防災研究に着目し、リスクに対応するための情報システムの概念、次いで、地震防災研究として、旧原研で実施された耐震安全・防災フロンティア研究について紹介する。加えて、旧 EDM における一般防災への展開及び地震と原子力災害の複合災害に関する災害情報システム（防災情報システム）の研究開発事例を紹介する。

2. 災害時に適用可能な地域管理情報システムに関する研究

2-1. RARMS の概念と基盤技術

現在の防災行政や防災研究では、既に共通認識として捉えられている「災害時と平常時の連続性」の重要性に着目し、兵庫県南部地震における神戸市長田区での災害復旧支援活動を通じた徹底した現場主義の研究

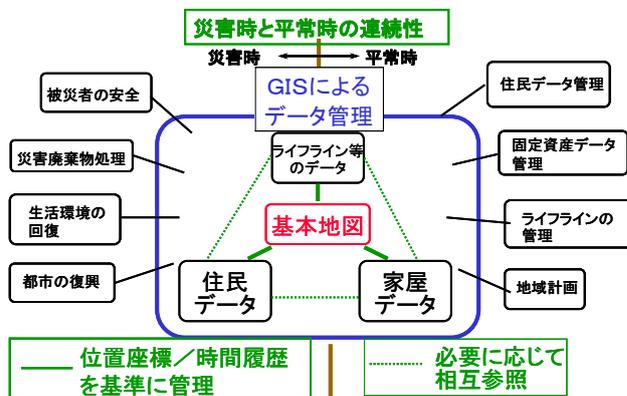
*Hiroyuki Yamada¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

から生み出された地域管理情報システムのあるべき概念が、RARMIS (Risk-Adaptive Regional Management Information System/リスク対応型地域管理情報システム) [4]である。RARMIS は、平常時と災害緊急時の連携、空間情報の時間管理及び分散した自律システムにより、相互参照/共有化の機能を構築することにより、地域管理（日常業務の行政サービス）情報システムの中にリスク（将来生じる災害等）への対応機能を組み込むことで、平常時と災害等の緊急時の機能が障壁なく連携する情報システムの概念である。

RARMIS 実現の要件を表 1 に、概念図を図 1 に示す。

表 1. RARMIS 実現の要件[3]

緊急対応支援システムの必要条件	アプローチ	観点
平常時に使用していること	✓ 災害時と平常時の連続性	運用上の特徴
専門家でなくとも使用できること		
可搬型であること	✓ 自律分散協調型システム	技術的な特徴
複数システム間での情報統合が可能であること		
最新の地域データベースを構築できること (時々刻々と変化する地域情報を蓄積管理)	✓ 空間データと時間情報の統合	
低コストで実現できること	✓ 公開型時空間データ構造	
	✓ 位相構造の動的処理	



また、RARMIS の概念を具体化する基盤技術として、時空間地理情報システム(DiMSIS: Disaster Management Spatial Information System) [5]が開発された。DiMSIS では、緊急時の効率的な情報共有を実現するために、公開型の時空間データ構造（カーナビゲーションシステムの国内デファクト標準化されているデータ構造の源流となる技術）により、デジタル地図と対応する座標系を併せ持つ空間データとして関連行政データを管理し、属性の変化に対応してオブジェクトごとにデータをリアルタイム更新する仕組みを実現している。また、行政システムで一般的なデータの関係構造を記述する Relational Database とは異なる位相構造を動的に処理するデータベース構造により、分散管理されたデータを必要に応じて相互参照することを実現している。

この基盤技術により、図 1 に示す基本地図上の住民データ、家屋データ、ライフラインデータ等を必要に応じて相互参照し、平常時から災害時の事象や地域管理データを位置座標と時間履歴を基準に管理することができる。これにより、住民データは、被災者の安否確認や安全確保、固定資産データは、り災証明書発行や災害廃棄物処理、ライフラインデータは、災害復旧業務などで利用することができ、必要に応じて、被災前、被災直後及び復旧過程の情報を相互参照することで、効率的な災害情報処理を行うことができる。

2-2. RARMS に基づく防災研究

RARMIS の概念は、京都大学他多くの大学主体による防災情報処理に関する研究の礎となった。また、国の研究機関における実践的な適用研究として、文部科学省の委託事業「大都市大震災軽減化特別プロジェクト」において、旧 EDM 川崎ラボラトリーにおける 2004 年中越地震の自治体復旧業務支援[6]等に適用された。

3. 耐震安全・防災フロンティア研究

1995 年 1 月 17 日に発生した阪神・淡路大震災を契機に、旧科学技術庁は、総合的地震調査研究を推進するため、1996 年度から「地震総合フロンティア研究」を開始した。旧原研は、耐震安全・防災研究として、確率論的地震リスク研究及びリアルタイム地震防災研究を担った。リアルタイム地震防災研究では、地震情報緊急伝達システムが開発された。

3-1. 地震情報緊急伝達システムの構成・機能

図 2 に、地震情報緊急伝達システム（以下、「旧原研システム」という）の構成を示す。基本システムは、自治体が必要とする地震情報・災害情報処理を遠隔地から支援する。応用システムのエンドユーザーは、地域防災の重要な担い手の自治体や中小事業者を想定し、日常業務で災害対応に必要な情報を更新するとともに

にバックアップを図ることで、災害時に必要な情報処理のロバスト性を確保するものとされた。

a. 基本システム

プロタイプシステムによる機能実証のために、旧原研東海、那珂、大洗の3サイトに地震計が設置された。地震観測データをリアルタイムで伝送し収集した地震動波形に基づき、全データの収集を待たずに震源パラメータ及び断層パラメータを推定し、対象サイトの地震動分布を推定する機能。加えて、Web上で推定した情報をユーザーへ発信する機能が構築された。震源情報推定手法は、防災科研との共同研究により実装されたもので、現在の緊急地震速報の技術とも繋がるものである。

b. 応用システム

応用システムでは、地図空間上において、基本システムが扱う地域の地震動分布等の被害推定情報と地域情報とを連携させることとし、亀田ら[3]による兵庫県南部地震における神戸市長田区での災害復旧支援活動を通じて得られた知見に基づき、以下の機能が要件とされた。①地震災害のみならず他の自然災害での利用を前提とした連携機能、②エンドユーザー（自治体等）との連携・支援機能、③災害緊急時にシームレスな防災情報処理を実施するための平常時・緊急時両用機能、④広域連携を実現する自律分散情報協調機能（バックアップ機能）と可搬機能（モバイルPCの活用）、⑤公開型データベースによる他関連システムとの連携機能、⑥自治体窓口業務での地域情報の日常更新を可能にする時空間情報処理機能、⑦地震動分布、地震被害推定機能、⑧実運用を考慮した複数自治体の共同運用、専門知識を有するリタイア層（シルバー人材）活用による24時間支援機能。

当時、旧原研の研究担当者が、同システムの概要を米国連邦緊急事態管理庁 FEMA（Federal Emergency Management Agency）の職員に紹介したところ、次のようなコメントをいただいた。「FEMAのシステムは、高価で維持が大変であり、フットワークが必ずしも良くない。将来はPCを用いた廉価で可搬型のフットワークの良いシステムが中核となるであろう」。

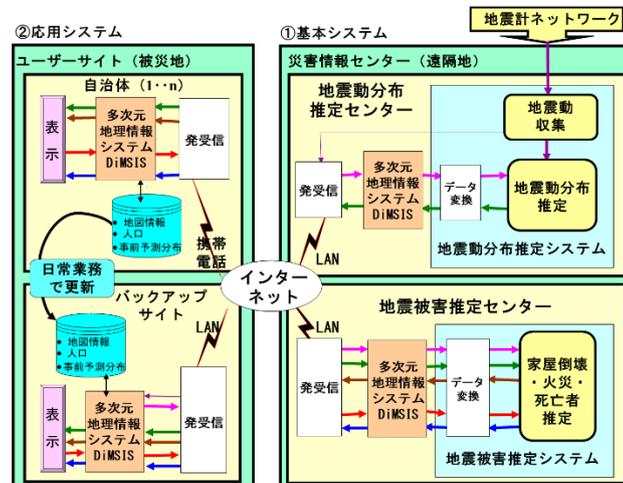


図2 地震情報緊急伝達システムの構成[2]

3-2. 旧原研システムの実装の考え方

図2に示す地震時の情報処理では、自治体の日常業務の範疇を超えた知識と技術が要求される。そこで、複数の自治体等のエンドユーザーを被災地外から支援する災害情報センターが、平常時には、地震動分布や地震被害推定手法の高度化、地域防災計画との調和・改善等を支援するものとされた。プロトタイプシステムとして開発された旧原研システムは、神戸市長田区の防災訓練に供された。そこでは、旧原研東海に災害情報センターを置き、防災訓練の時間軸で双方向情報伝達により、被害推定に関する情報支援がなされた。

当時のシステム開発では、原子力施設の地震防災に役立つことを念頭に方法論の検討がなされ、技術報告として、本学会に投稿されている（蛭沢他、2002）[7]。文献中では、以下のとおり記述されている。

「原子力プラントを対象とした地震リスク評価において、外部電源喪失事象が、重要な事象として挙げられている。この事象は、プラント敷地外の電力網からの電源の確保等に関連するものである。そこで、広域

に設置された電力網が地震によってどのように被害を受けるかの推定に開発したシステムを活用できると考える。同様に、敷地内のプラント施設への活用も可能と考える。(中略) プラント、災害情報センター及び行政サイト間での刻々変わる現場情報に基づく情報の双方向伝達は、事象の進展を緩和する上で効果的な役割を果たすものとする。」

4. 一般防災と原子力災害が連携する情報システムに関する研究

旧 EDM において、旧 JNES の委託研究として、2005 年度より、大地震後のプラント健全性評価・情報伝達システムに関する研究開発が行われた[8]。当時、原子力施設は、見学等の機会を除けば知る機会も少なく、地域住民からは、とかく隔離された閉鎖的な場所とみなされがちであった。この研究では、大地震によって、原子力施設、周辺自治体が同時に被災影響を受けた際に、相互の情報連携や相互支援により減災に繋げる観点で、地震による原子力災害が発生した際の避難所での安否確認や避難所からの避難輸送に着目した防災情報システムの開発が行われた。同システムにおける発災後の時間軸による情報伝達のイメージを図 3 に示す。

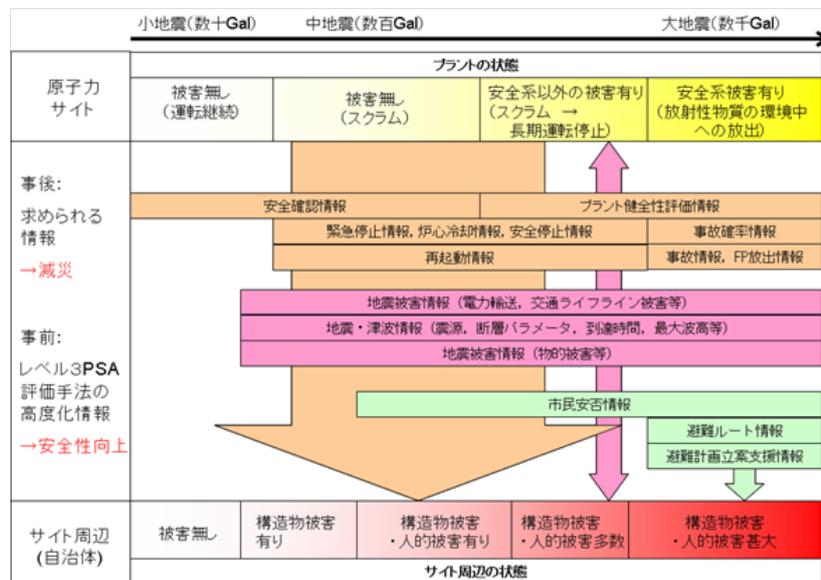


図 3. 発災後の時間軸による情報伝達のイメージ[8]

当時の防災指針（原子力施設等の防災対策について）では、自治体の任務として、「災害対策基本法、原子力災害対策特別措置法等に基づいて原子力防災計画の作成、防災資機材の整備、防災訓練等を実施することにより、緊急時の活動が円滑かつ有効に行われるよう普段から準備すること」とされていた。しかしながら、自治体職員の多くは行政職であり、数年に一度の異動と限られたマンパワーから、緊急時に必要となる一般防災と原子力防災の専門的な知識に基づく災害情報処理を実施することは、難しいと考えられた。

原子力防災について、特に自然災害に起因する外部事象による炉心損傷事故を想定すると、プラントが被災した際には、周辺地域も同様に被災することが想定される。しかしながら、当時の原子力防災の取り組みでは、「設計の想定を超える大地震や大津波で起こる事故では、そもそも周辺地域では避難できない程被害が甚大となる状況であるため、防災は有効に機能しない。」「原子力災害が発生したら、遠くに逃げなければいけない。」という 0（ゼロ）/1（イチ）的な思考も耳にした。

これに対し、原子力施設のリスク評価では、地震や津波のハザードレベルに応じた事故シナリオによる炉心損傷や格納容器機能喪失の頻度が評価されている。ハザードレベルによって、事故シナリオは異なり、プラントの損傷状態も異なる。外的事象 PRA では、条件付き炉心損傷確率にハザードを乗じて、炉心損傷頻度が算出される。ハザード曲線が変わらなければ、安全対策により、相対的にプラントリスクが高くなるハザード領域が変化し、地域への影響についても変化（より安全になる）するものと考え、原子力施設と自治体等の災害対応関係機関の平常時から緊急時のシームレスな情報共有に着眼したシステム開発がなされた。

同システムには、様々な地震規模を想定し、周辺地域の道路・橋梁等の被害推定結果等と自治体が管理する避難所情報を連携させ、放射性物質の放出情報、避難場所・車両配置等を考慮し、当時原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲とされたEPZ（Emergency Planning Zone）内からEPZ外（1次避難所から2次避難所）までの最短ルートや避難輸送計画を算定し、周辺住民の避難に有無による影響評価に資する機能（平常時における防災計画の実効性の検討や避難に係るリスク評価に資する機能）などが構築された。

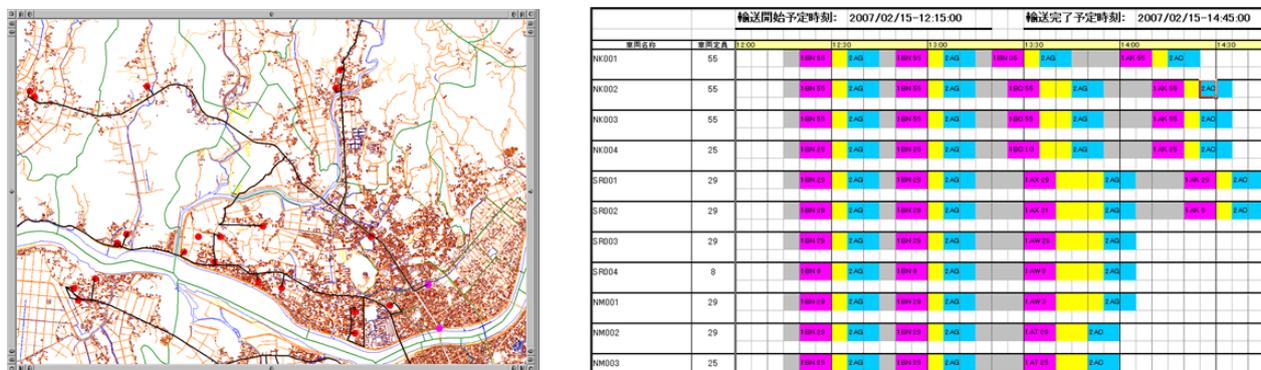


図3 地震被害を考慮した避難ルート（左図）・避難車両毎の運行計画（右図）イメージ[8]

5. まとめ

本報では、自然災害と原子力災害の複合災害に着目した災害情報システム（防災情報システム）に関する学際的活動に関して、著者らが関わった取り組みに関して紹介した。

原子力発電所の安全性向上が住民の自分事の安全や安心と結びつくよう、自然災害に対するプラントのリスクと周辺地域のリスクに対する共通理解を得るため、平常時から緊急時に亘り、国、原子力事業者、自治体及び住民間が透明性のある情報共有を実現することで、信頼の醸成につなげる取り組みが重要であろう。

信頼と共通理解が得られれば、原子力災害に対する防災対策についても、「事故=遠くへの避難」との不安が支配する解釈とならず、プラントの状況に応じた的確な防災行動が合理的に理解されることにつながることを期待できると考えられる。

以上の取り組みを具体化することに資する、原子力施設のリスク情報と地域のリスク情報や FACT 情報を統合的に共有・理解する際のツールとして活用できる災害情報システムの構築と活用が望まれる。

参考文献

- [1] 地震情報伝達研究特別チーム：地震情報緊急伝達システムの研究開発の進捗、JAERI-Tech 2000-063, 日本原子力研究所, 2000.9.
- [2] 大都市大震災軽減化特別プロジェクト: <https://dil-opac.bosai.go.jp/publication/gaibu/ddt-all/index.html>
- [3] Rosling Hans, Rosling Ola, Rosling Ronnlund Anna, 上杉周作/関美和（訳）：FACTFULNESS-10 の思い込みを乗り越えデータを基に世界を正しく見る習慣、日経 BP, ISBN 9784822289607, 2019.
- [3] 亀田弘行：リスク対応型地域情報管理システム（RARMIS）による災害マネジメント、平成10年度～平成11年度科学研究費補助金基盤研究（B）研究成果報告書, 2000.
- [5] 畑山満則, 松野文俊, 角本繁, 亀田弘行：時空間地理情報システム DiMSIS の開発、GIS-理論と応用, Vol. 7, No2, pp.25-33, 1999.
- [6] 山田博幸, 古戸孝, 角本繁：新潟県中越地震での自治体復旧業務支援における情報課題解決による減災に関する実証研究, 地域安全学会論文集, No.7, pp87-96, 2005.
- [7] 蛭沢 勝三, 久野 哲也, 柴田 勝之, 大井 昌弘, 堀内 茂木, 阿部 一郎, 都筑 和久：地震情報緊急伝達システムの研究開発, 日本原子力学会和文論文誌, pp.177-190, 2002.
- [8] 山田博幸, 古戸孝, 角本繁, 蛭沢勝三：大地震後のプラント健全性評価・情報伝達システムの整備:2. 減災のための自治体情報処理、日本原子力学会 2007 年秋の大会予稿集, 2007.

リスク部会セッション

自然災害のリスクに着目した原子力防災 — 学際的活動と人材育成 —

Nuclear Emergency Preparedness focusing on natural disaster

- Interdisciplinary activities and human resource development -

(2) 自然災害に対する原子力防災システム

(2) Nuclear protection system against natural hazard consideration in the external zone

*蛭沢 勝三¹¹東京都市大学

1. 地震・津波に対する原子力防災との係りと教訓

本報では、著者の地震・津波等外的事象に対する原子力防災システムや原子力リスクコミュニケーションに係わる公開文献[1]～[6]に基づき、原子力防災、原子力コミュニケーション及び人材育成について述べる。著者の防災研究の係わりは以下の2つのプロジェクトである。

旧科学技術庁は1995年阪神・淡路大震災を踏まえて1996年に「地震総合フロンティア研究」を開始し、この一環として旧日本原子力研究所が「リアルタイム地震情報伝達研究プロジェクト」を立ち上げ担当当事者になったことに始まる。プロジェクトの目的は「地震情報緊急伝達システム」の研究開発であり、京都大学亀田弘行教授のご指導のもとに進めた。開発に当たっては、亀田教授が激災地神戸市長田区役所職員と寝食を共にして編み出した「RARMIS (Risk-Adaptive Regional Management Information System/リスク対応型地域管理情報システム) 概念」[7]を基本とし、想定ユーザーを防災関連中央省庁や県・政令都市に比べて地震防災システムの整備が遅れていた中小の市町村・事業者や地域住民とした。詳細はその(1) [8]を参照のこと。

旧原子力安全基盤機構(JNES: Japan Nuclear Energy Safety Organization/2014年に原子力規制庁に統合)在席中では、2004年スマトラ沖津波によるインド/マドラス原子力発電所海水ポンプが冠水し機能喪失したことを契機として、国際原子力機関(IAEA: International Atomic Energy Agency)に津波特別拠出金事業(EBP: Extra budget Project)(2007年4月～2010年3月)を提案し担当当事者となった。EBPでは、地震・津波リスク技術や上記原研システムを反映した「原子力発電所周辺地域を考慮した地震・津波に対する原子力防災システム(TiPEEZ: Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone)」を整備した。

EBP開始当時の原子力防災指針には、地震・津波に対する原子力災害が規定されていないことから、なぜ規定にないことを敢えて行うのだとの高圧的な意見が多く、大変厳しいプロジェクト状況にあった。2011年3月11日福島第一原子力発電所事故(福島事故)後、EBP活動は国内外から非常に高い評価を得た。国会事故調査委員会等からの意見聴取において、どのような動機からEBPを開始したかと聞かれた。長田区役所職員との交流・議論に基づく現場主義を基本とする地震・津波リスク研究者思考から合理的な発想が生れ、実務者思考から実践行動へと突き動かされ、これらに基づく信念から必然的な発想・行動ですと答えた。「事故後は誰でも如何様にも語れるが、事故前に語るには強い信念に基づく勇気がある」との認識・教訓を再確認した。“二度と事故を起こさない”と“想定外に逃げ込まない”を実践する上で、この教訓の伝道の重要性を痛感している[1]。南海トラフや千島列島等での地震の発生が切迫しており、これらに対する備えについて、機会あるごとに訴え・説明している。これら原子力防災の実践活動を通して、原子力リスクコミュニケーションと一体となった実践や、原子力リスク概念に基づく人材育成の考え方の構築が不可欠との認識に至った。

本報では、まず、TiPEEZの機能及び活用の実施例について紹介する。次いで、現行の原子力防災に係わる各種基準及び指針類を俯瞰した上で、懸念事項を挙げる。加えて、原子力リスクコミュニケーションの実践を通しての著者の考えを示すと共に、原子力リスク概念に基づく人材育成についても言及する。

*Katsumi Ebisawa¹

¹Tokyo City University

2. TiPEEZ の機能と活用例 [2]～[5]

2-1. TiPEEZ の機能

TiPEEZ の主な機能は次の①～⑩の通りある。詳細はその(1) [8]を参照のこと。① 地震・津波を含む外的事象災害と原子力災害との複合災害への対応機能 ② 原子力関連機関と自治体機関等との連携機能 ③ 平常時・緊急時両用機能 ④ 広域の複数地域・地点を対象とした自律分散機能 ⑤ 時間情報機能 ⑥ 地理情報機能 ⑦ 地震動分布・津波水位分布/道路・橋梁等被害分布/放射性物質放出分布/避難経路・時間推定機能 ⑧ ノートパソコン (PC) 等による可搬機能 ⑨ 公開型データベース機能・ソフトウェア無償提供 ⑩ 実運用体制

TiPEEZ による評価イメージの1例として、上記機能内の緊急時における各種評価内容を図1に示す。

①、②、⑤～⑧機能を用いて、まず、サイト敷地内のプラント状況、敷地外モニタリングポスト等の情報を用いて放射性物質放出分布を推定する。次いで、敷地内外の地震動分布、津波水位分布を推定する。また、敷地周辺の道路・橋・斜面等の被害を推定する。更に、これらの情報を用いて、避難の最適ルートを自動推定する。図中の緑線は通行可能なルートを示す。赤線は緑線を繋いだ推定避難ルートである。推定避難所要時間は、住民数・避難車両・避難距離等から、図中のようなガントチャートで示す。④機能を用いて、これらの情報は各種機関や住民に双方向情報伝達される。

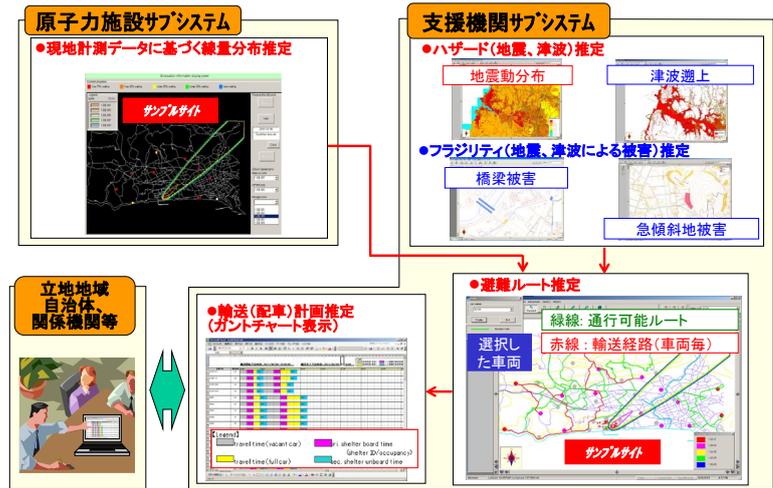


図1 TiPEEZシステムによる住民避難計画の自動推定イメージ

2-2. TiPEEZ の活用例

TiPEEZ は福島事故1年前の2010年2月に、インドの規制機関・電力公社、IAEA 及び JNES との協働のもと、インド/クダムラム原子力発電所を対象とした机上訓練に適用され有用性が確認された(写真1左)。

一方、国内においては、新潟県中越沖地震(2007年7月)による柏崎刈羽NPP

の被害を踏まえて、地元新潟工科大学・JNES は2009年度から5か年計画で柏崎市支援のもと共同研究として、TiPEEZ を用いた柏崎・刈羽地域を対象とした原子力防災・コミュニケーションに係る実践研究を開始した。この一環として、新潟工科大学耐震安全・構造研究センター(2010年11月)が開設された。同センターはTiPEEZ 機能を活用し市民の方々への防災・避難デモンストレーションを実践し得る多目的視聴覚ホールを有しており、IAEA 主催第1回柏崎国際原子力耐震安全シンポジウム(2010年11月、新潟工科大)[1]において披露された。

福島事故後、新潟工科大・柏崎市・刈羽村・JNES の協働のもと、地域住民の方々へのデモンストレーション(2012年11月、2013年3月・8月)が行われ(写真1右)、デモンストレーション時の質疑事項やアンケート調査からの要望事項をTiPEEZ 機能に追加した。例を挙げると、消防署員の方から「もし橋の損傷シミュレーションにおいて通行可能となっていたが、実際現場に行き通行不可の場合、どうするのか。現場を預かるものとして、とてもシミュレーションを信じきれない」との指摘を受けた。これに対し、現場状況写真や位置・



写真1 左：インドでの机上訓練状況

右：柏崎・刈羽地域でのシミュレーション状況

時間情報をスマートフォン等の通信媒体で送付してもらった場合、シミュレーションをやり直すことが可能となると回答し、このような機能を迅速に追加して納得していただき信頼を得た。

柏崎市・刈羽村職員や市民の方々と一緒に議論を行いながら、きめ細かく手作りすることで、信頼・愛着が生れ、自ら進んで協働していこうという雰囲気が醸成・育まれるとの貴重な経験を積んだ。実効的な原子力防災には、このような住民目線での発想・実践が大事であると確信した。

3. 現行原子力防災関連の規基準類の俯瞰と懸念事項 [1]

福島事故前には、原子力防災指針に地震・津波に対する原子力災害が規定されていなかったが、現行には規定され改善されている。現行の関連地域防災計画・避難計画の策定と支援体制を図2に示す。支援体制における国関連機関と主な規基準類としては、原子力防災会議（原子力基本法）/中央防災会議（防災基本計画）/原子力規制委員会（原子力災害対策指針）/内閣府、県・市町村関連では県防災会議・市町村防災会議（地域防災計画・避難計画）/地域原子力防災協議会が設置されている。代表的機関の規基準類として、原子力災害対策指針（令和元年7月3日一部改訂）を取り上げ、改善内容について俯瞰する。

前文には、国会・政府・民間の各事故調査委員会報告書において指摘された多くの問題点を考慮し定めたと明記されている。具体的には、住民等の視点を踏まえた対応の欠如、複合災害や過酷事象への対策を含む教育・訓練の不足、緊急時の情報提供体制の不備、避難計画や資機材等の事前準備の不足等が挙げられている。本文は7章からなり、6章今後の検討を行うべき課題では“透明性を確保し適切な災害対策の計画及び実施を実現するため、住民の理解や信頼を醸成するための情報を定期的に共有する場の設定等”、7章結びでは“地方公共団体の取り組みや防災訓練の結果等を踏まえて継続的な改訂を進めていく”と明記されている。

これら俯瞰内容を柏崎・刈羽地域での実践経験に基づき分析し、次の懸念事項を整理した。これらには著者の主観が込められていることをご承知おきいただきたい。整理内容は他の規基準類でも同様であった。

- (1) 地震・津波災害と原子力災害による複合災害の取り組みにおいて、原子力災害に比重が置かれており、福島事故の教訓である地震・津波災害の特性の反映が形式的・表面的であり、実践・実効性の視点が必ずしも十分でない。
- (2) 国・県・市町村との係わりにおいて、それぞれの役割は有機的なはずであるが形式的であり、災害弱者となり得る住民の方々と直接接している市町村の役割が重要との視点が必ずしも十分でない。
- (3) 住民の方々からの理解・信頼を醸成するための取り組みにおいて、住民目線できめ細やかであるべきが、表面的で住民の方々と血を通い合わせるような視点が欠けている。

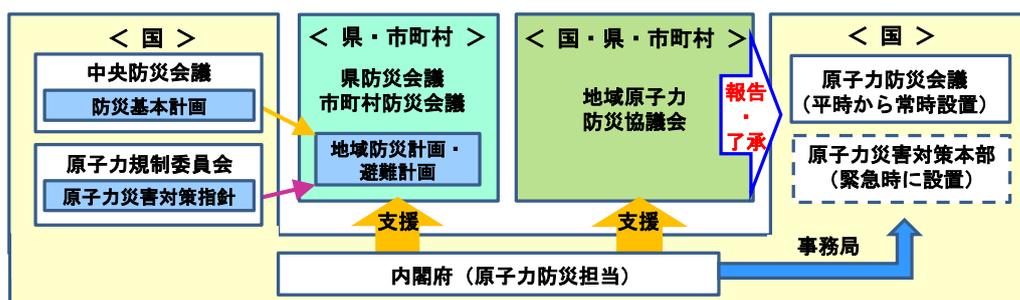


図2 地域防災計画・避難計画の策定と支援体制

4. 原子力リスクコミュニケーションの実践

著者の原子力リスクコミュニケーションとの係わりは、新潟県中越沖地震での柏崎刈羽NPP被害の原因究明に関する市民の方々への説明会において、市民の方から皆さん方専門家の話を聞いていると専門用語が多く分かり難いとの厳しい意見を目の当たりにした。これを踏まえて、新潟工科大学・JNESは共同研究として、2009年度から柏崎・刈羽市民の協力を得た面談調査に基づく地震情報の分かり易さに係わる「柏崎・刈羽モデル」の研究開発を企画・実施したことに始まる。

IAEAは上述柏崎刈羽NPP被害を踏まえて、国際耐震安全センター（ISSC: International Seismic Safety Center）を2010年7月に設置し、原子力リスクコミュニケーションを含む10のワーキングエリアの活動を開始

し、JNESは主要ドナー国として参加した。活動の一環として、IAEA・JNES主催の第1回柏崎国際耐震安全シンポジウム（2010年11月、新潟工科大）の地震情報伝達セッションにおいて、国内外の専門家の発表やパネルディスカッション（PD）が行われた。PDでは、地元の方々（柏崎市民、柏崎市副市長、刈羽村副村長、新潟日報記者、新潟工大佐藤栄一准教授及び学生）や海外の方々（元IAEA/ISSCセンター長、米国原子力規制委員会職員等）による活発な討議が行われた。リゾリューションとして、「原子力専門家と地域住民のギャップを埋め、相互理解を深める貴重な機会が提供された」と総括された[6]。

福島事故後も、柏崎市・刈羽村の市民・職員/メディア/教育機関の協力を得ると共に、ISSCと連携して原子力リスクコミュニケーションの研究が進められた。この一環として、IAEA・JNES主催の国際リスクコミュニケーションワークショップ(2012年11月、新潟工科大)が開催され、北村正晴東北大名誉教授の基調講演、刈羽村村長及び新潟日報記者の講演が行われると共に、国内外の専門家の発表及びPDが行われた[5]。

フランスの専門家から「フランス地域情報委員会(CLI: Commissions Locales d'Information)」の活動が紹介された。CLI制定の目的は、原子力情報公開に関する国の役割・責任を明確化することと、市民と国・事業者とが建設的な議論を行う機会を提供することである。原子力施設立地地域にCLIの設置が義務化されている。委員構成は、地方議会議員(50%以上)/労働組合(10%以上)/環境保護団体(10%以上)/専門家・有識者(10%以上)である。主な議論項目は次の通りである。①事業者や規制機関と地域住民との双方向コミュニケーションの仲介、②住民への分かりやすい情報伝達（情報紙・ウェブサイト等）。リスクコミュニケーションの実践においては、法的裏付けがないと中途半端になるとの経験談の声高な主張が印象に残った。

「柏崎刈羽原子力発電所の透明性を確保する地域の会」の活動も紹介された。同会は、柏崎市と刈羽村によって2003年にフランスCLIを参考として設置された。会員構成は、柏崎市・刈羽村に在住する市民の方々と、原発に中立（1/3）/反対（1/3）/賛成（1/3）である。県・市・村・国・事業者はオブザーバー又は説明者として出席する。会の活動は全て公開である。主な議論項目はCLIと類似しているが、法的根拠がないことと、地方議会議員等が参加していないことがCLIとの大きな相違点である。

国内外専門家によるPDにおいては、フロアーの市民の方々から積極的な意見・コメントがなされた（写真2）。ワークショップでは、北村名誉教授講演の次の事項が重要との決議がなされた[5]。

- ・「今は同意していないという状態であることに同意する（agree to disagree）」の認識が重要
- ・「不毛の対立を超えて意義のある不一致」の実現が重要

著者は、地震・津波等外的事象に対する原子力リスク研究・実践に係わってきた専門家の一人として、上記の活動や TiPEEZ を用いたデモンストレーションでの市民・自治体職員との対話を通して、次のような考えを持つに至った。当初は、リスクコミュニケーションの基本的素養もないことから、異分野との意識が強く、どちらかと言えば避けたいとの意識が根底にあった。しかし、リスクコミュニケーションの基本は「信頼構築」にあるとの自覚のもと、相手をリスペクトし、相手の声に耳を傾ける等の最低限のルールを守るとの考えを遵守した上で、原子力リスク情報を有する専門家が積極的に市民や関連専門家の方々と対話を真摯に実践し、地道に継続することが「信頼構築」に繋がるとの確信に至った。フランス CLI のような法制定も 1 つの方向と考えるが、そこに至るまでに、丁寧な実践の裏付けが不可欠と考える。



写真2 パネルディスカッションの状況

5. 原子力リスク概念に基づく人材育成 [5]

若手・中堅の人材育成においては、図3に示すように「一貫通貫技術」と「プラント生涯対応」を認識した上で、科学的・合理的に迅速に意思決定し得る人材育成が重要と考える。この一貫通貫技術は、確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）技術そのものであり、「自然科学と人文・社会科学間での技術ガバナンス」[9]を据えた原子力リスク概念と捉え得る。

- ・一貫通貫技術：地震及び津波という自然現象、地盤という造山運動の産物、建屋・機器・システムという人工物、放射性物質という近代科学の産物、被ばくという人の健康

- ・プラント生涯：立地、設計、評価、建設、運転、防災・避難、廃炉、高レベル放射性物質地層処分/リスク評価、リスクコミュニケーション

我が国では、図3に示す分野毎の専門技術を深堀し“職人技の域”まで極めることをもって、専門家育成の王道とみる向きがあるが、それは人材育成の必要条件であるものの、必要十分条件ではないと考える。戦略思考であり戦略思考ではない。広範に俯瞰する思考を“浅はか”とか“評論家”とって忌み嫌う風潮があるが、俯瞰思考は最も重要な戦略要件の1つである。俯瞰し得る専門家は、極めた分野を必ず持っている。戦略思考型の専門家育成の割合としては、組織内全ての専門家に求める必要は無く10%程度以下であろう。他は戦術型として育成するが、少なくとも自らの分野の両隣分野を俯瞰し得る人材として育成する。加えて、機会均等の考えを活かしつつも、戦略思考型の人材の中から、強いリーダーとなる人材の育成が不可欠である。機会均等から反対の向きもあるが、強いリーダー育成の足枷となっており、この考え一辺倒から脱却し並行して推し進める必要がある。強いリーダー育成においては国際感覚を有し、知識を知恵に変え、広範な視点で将来を見据え、平常時から緊急時を通して、評価・判断・行動し、結果に対して責任をとる見識・胆力を涵養すること、人文社会科学分野の素養を有し、専門家・市民とのリスクコミュニケーションを実効し得る資質を涵養することが重要と考える。

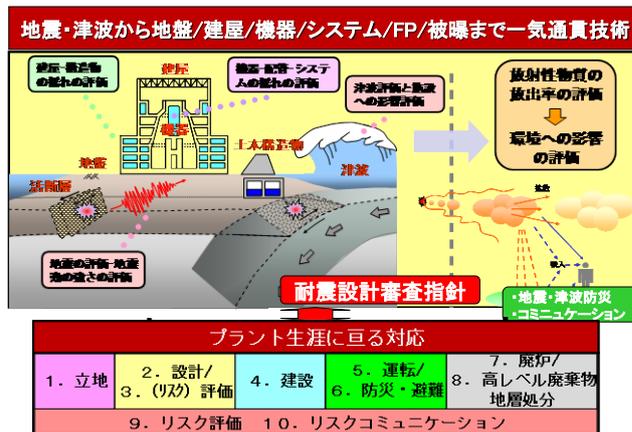


図3 原子力リスク概念に基づく人材育成の枠組み

6. まとめ

本報では著者の公開文献等に基づき、まず TiPEEZ の機能及びこれを活用した実践例について紹介した。次いで、現行の原子力防災に係わる各種基準及び指針類を俯瞰した上で、懸念事項を挙げた。加えて、原子力リスクコミュニケーションの実践を通しての著者の考えを示すと共に、原子力リスク概念に基づく人材育成についても言及した。

参考文献

- [1] 蛭沢勝三：地震・津波に対する原子力防災の変遷と今後のあり方、ENERGY for the FUTURE, 2019 NO.4, 2019年10月1日。
- [2] 蛭沢勝三：地震・津波に対する原子力防災と原子力リスクコミュニケーションの取り組み、ENERGY for the FUTURE, 2012 NO.4, 2012年9月30日。
- [3] 蛭沢勝三：地震・津波に対する原子力施設のリスク評価と地域防災の実践、第8回未来エネルギーシンポジウム-巨大地震に備えるリスク評価・耐震技術-、東京都市大学・早稲田大学大学院共同原子力専攻、2013年11月25日。
- [4] 蛭沢勝三：地震・津波等外的事象に対する原子力防災システムTiPEEZと原子力リスクのコミュニケーション(1)概要、日本原子力学会2013年秋の大会、2013。
- [5] 蛭沢勝三：福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク-第5章自然災害と複合事象のリスク-、日本原子力産業協会原子力システム研究懇話会、NSA/COMMENTARIES:NO.21、平成26年6月17日。
- [6] 蛭沢勝三：第1回柏崎国際原子力耐震安全シンポジウム報告、原子力 eye, 第57巻第2号, 平成23年2月。
- [7] 亀田弘行：地震・津波下の原子力防災における自治体支援情報システム～TiPEEZ の開発と適用～、ENERGY for the FUTURE, 2013 NO.1, 2013年1月10日。
- [8] 山田博幸：自然災害のリスクに着目した原子力防災 (1) 自然災害リスクに対応する災害情報システム、日本原子力学会2021年春の大会、2021年3月19日。
- [9] 亀田・高田・蛭沢・中村：原子力災害の再発を防ぐ(その3)地震工学分野からの原子力安全への提言、日本原子力学会誌 VOL.54, No.9, pp.593-601, 2012。

リスク部会セッション

自然災害のリスクに着目した原子力防災 — 学際的活動と人材育成 —
Nuclear Emergency Preparedness focusing on natural disaster
- Interdisciplinary activities and human resource development -

(3) リスクコミュニケーションに着目したコメント及び議論

(3) Comments and discussions focusing on risk communication

*菅原 慎悦¹¹関西大学

1. 1F 事故と関係者の「認識」

東京電力福島第一原子力発電所事故（1F 事故）は、専門家や組織の「認識」に深く係る事故である、との見方がある。IAEA 事務局長報告書は、「日本の原子力発電所は安全であるとの基本的想定 (basic assumptions) のために、組織とその人員が安全のレベルに疑問を提起しない傾向があった。原子力発電所の技術設計の頑強性に関する利害関係者間で強化された基本的想定は、安全上の改善が迅速に導入されない状況をもたらした。」と指摘している[1]。また、英国の Downer は、科学知識の社会学の立場から、事故前はそれなりに妥当であると考えられていた意思決定が、実際に事故が起きた後になってみると、遡って不合理だったと結論付けざるを得ないような状況を指して、「認識的事故」(epistemic accident) という概念を提唱した[2]。彼はこの概念を 1F 事故にも適用しつつ、確立された科学的知識を原子力の技術専門家や規制者たちが意図的に無視したという見方ではなく、複雑な技術システムに係る人間の知識の限界や、技術システムの安全を評価する方法論それ自体に、事故の本質的な原因があると批判的に論じている[3]。

これらの見方はいずれも、原子力安全を構成する専門的知識やそれに基づくリスク・マネジメントの実践が、専門家や組織の拠って立つ認識枠組みと無縁ではいられないこと、そして複雑な技術システムの事故を考えるに際しては、そうした「認識」の次元を見直すことの重要性を指摘していると言えよう。

2. 「認識」を問うことの困難さ

しかし、我々自身が拠って立つ「認識」を問い直すことは、そう簡単ではない。科学哲学者の Hanson は、「観察の理論負荷性 (value-ladenness)」という概念を唱えた[4]。敢えて単純化して言えば、我々が物事を見るとき、各人が拠って立つ認識枠組みという「色眼鏡」を通して対象を把握しようとする、という考え方である。認識枠組みが異なれば、同じ事物を見ていても、まったく異なるものとして見え、解釈される。

例えば、16 世紀から 17 世紀初頭に活躍した外科医ファブリキウスは、人体を解剖して血管の詳細な観察を行い、静脈内に心臓方向に向かって弁があることを見出した。これは現在では、身体の末梢部から心臓へと血液が戻っていく際に逆流を防ぐためであると解されている。しかしファブリキウスは、血管系は循環しておらず心臓から送られた血液は身体各部で消費されるという、古代から信じられてきたガレノスの説を信奉していたため、静脈は血液が心臓方向に向かって流れるとは考えず、この弁を血液が一挙に降下しないための関所として解釈をした。のちに、ファブリキウスの弟子にあたるハーヴェイが、この静脈弁の意味を再考し、ガレノス説を打破する血液循環論を生み出すことになる。ファブリキウスとハーヴェイは、静脈弁という同じ対象を観察していながら、その意味を全く異なる形で解釈したことがわかる。科学史・科学哲学の分野では、化学分野での燃素 (フロギストン) の例など、この種の事例は枚挙にいとまがない。

こうした事例からは、一見すると「観察」という誰の目にも明らかなように思われる行為であっても、そこには観察者個人の認識枠組みが影響しうること、そしてその認識枠組みは通常は明確に意識されることなく潜在しており、それゆえにこれを乗り越えることが一筋縄ではいかないことが示唆される。科学史上の大発見という栄誉が、古くからの認識枠組みを乗り越えて新たな認識の基盤を提供したものに与えられてきたことも、こうした認識枠組みの問い直しと乗り越えの困難さを象徴していると言えるだろう。

3. 「再帰性」の獲得に向けて

事故は多くの場合、認識の限界を突いてくる。筆者自身も含め、多くの人は事故や災害を経験し、大きな代償や後悔を伴って初めて、自らの認識の至らなさに対する反省を迫られる。これに対して、我々自身の持つ認識がどのような姿をしているのか、その限界はどこにあるのかを、悲惨な事故や災害が起きる前に自覚し、常にそのことに向き合っていくことこそが、「防災」の本質的な意義であると筆者は考える。原子力分野のように、「大事故の経験を通して学ぶ」ということが軽々には許されない領域では、このような認識の問い直しはとりわけ重要であろう。人文・社会科学では、自らが依拠する認識枠組みの在りように自覚的であることを、“reflexivity”（「再帰性」や「自己言及性」などと訳される）と呼んでいる。

それでは、災害や事故を経験する前に、我々はどのようにして「再帰性」を獲得することができるだろうか？ 本セッションの山田報告・蛭沢報告は、原子力の安全やリスクをめぐる認識枠組みに自覚的になるための示唆を複数含んでいると思われる。RAMIS（Risk-Adaptive Regional Management Information System）を生み出すもととなった「徹底した現場主義」[5]や、柏崎刈羽地域における TiPEEZ（Protection of NPPs against Tsunamis and Post Earthquake considerations in the External Zone）を通じた自治体職員や地域住民とのきめ細かなコミュニケーションは、往々にして固定化しがちな原子力側の専門家の認識に揺さぶりをかけ、視点の多様化や新たなリスク認識の開拓へとつながった好例と考えられる。特に TiPEEZ は、日本の原子力発電所は概ね安全であるという「基本的前提」が支配していた時代に、地震・津波が原子力災害をもたらさうという新たな認識を示していた点で、非常に示唆的である。

筆者は、リスクコミュニケーションとは、伝える内容の「わかりやすさ」や「話し方」を洗練させることにとどまらず、その実践や準備過程を通じて、技術専門家自身の認識や安全確保の枠組みにも変革を迫りうる営みだと考えている[6]。他分野・行政・地域住民など、技術専門家とは基本的前提を必ずしも共有していない“他者”とのコミュニケーションは、専門家自身の認識の在りように気づく契機となりうる。

一方、蛭沢報告で述べられている 1F 事故以前の TiPEEZ に対する厳しい見方に象徴的のように[7]、無意識に染みついている認識枠組みを問い直し、変革を迫ることは、関係者からしばしば大きな抵抗を招く。次の事故が起きる前に、現在の我々自身のリスク認識の限界を認識し、既存の安全・防災枠組みへのチャレンジを促し続けるには、どのようなコミュニケーションが求められるだろうか？

加えて、本セッションの趣旨に照らして問うならば、そのような「再帰性」への眼差しを持った人材を育成するには、何が必要だろうか？ それを可能にするような、「リスク」の学術知・実践知の生産スタイルはいかにあるべきか？ 「リスク」を掲げて学際的・横断的な取組を標榜するリスク部会は、その過程でどのような役割を果たさうだろうか？

以上、いささか散漫ではあるが、筆者なりのコメントおよび論点を記した。当日の議論が活性化するとともに、筆者自身の認識枠組みも揺さぶられるような場になればと願っている。

参考文献

- [1] IAEA, The Fukushima Daiichi Accident: Report by the Director General, August 2015.
- [2] J. Downer, Anatomy of a Disaster: Why Some Accidents Are Unavoidable, LSE Discussion Paper No.61, March 2010.
- [3] J. Downer, Resilience in Retrospect: Interpreting Fukushima's disappearing consequences, In: A. Herwig & M. Simoncini (Eds.), *Law and the Management of Disasters: The Challenge of Resilience*, Routledge, pp.42-101, 2016.
- [4] N. R. Hanson, *Patterns of Discovery*, University of Cambridge Press, 1958.
- [5] 山田博幸, 自然災害のリスクに着目した原子力防災(1): 自然災害リスクに対応する災害情報システム, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 2021 年 3 月 19 日.
- [6] 菅原慎悦, 「パブリック・アクセプタンス」と「リスコミ」の微妙な関係, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 2018 年 9 月 5 日.
- [7] 蛭沢勝三, 自然災害のリスクに着目した原子力防災(2): 自然災害に対する原子力防災システム, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 2021 年 3 月 19 日.

* Shin-etsu Sugawara¹, ¹ Kansai Univ.

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[3F_PL04] Panel Discussion

Akira Yamaguchi¹, Hiroyuki Yamada², Katsumi Ebisawa³, Shinetsu Sugawara⁴ (1. UTokyo, 2. CRIEPI, 3. TCU, 4. Kansai Univ.)

原子力に関連する施設は自然災害発生において施設の健全性を維持する事が重要な目標であるとともに、災害発生時に周辺地域と適切なコミュニケーションを維持することが重要である。本企画セッションでは、旧原研が開発した「地震情報緊急伝達システム」、および、旧JNESが開発した「地震・津波に対する原子力防災システム (TiPEEZ)」の概要と活用事例を講演する。その後、リスクコミュニケーションの専門家が現在の原子力防災システムの検討に対する指摘を行う。さらに、自然災害リスクへの対応に着目した学際的活動、人材育成等に関する課題と今後の検討方針についてパネルディスカッションにより議論を深める。

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[3G_PL] Contribution of water chemistry to the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[3G_PL01] Current status of contaminated water treatment

*Tadashi Yamane¹ (1. TEPCO HD)

[3G_PL02] Evaluation of corrosion environments under irradiation by water radiolysis calculations

*Tomonori Sato¹ (1. JAEA)

[3G_PL03] Evaluation of corrosion behavior under irradiation

*Hiroshi Abe¹ (1. Tohoku Univ.)

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所廃炉への水化学からの取り組み

Efforts from water chemistry to decommission the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) 汚染水処理の最新の状況

(1) Current status of contaminated water treatment

*山根 正嗣¹¹東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、山側から海側に流れている地下水や破損した建屋から入る雨水などが、原子炉建屋等に流れ込み、建屋内等に留まっている放射性物質を含む水と混ざることにより汚染水が増加している。汚染水対策は、「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つの基本方針の下、予防的・重層的な対策を進めている。

2. 汚染水対策の最新の状況

2-1. 汚染源を「取り除く」

2011年6月には、1～4号機原子炉建屋・タービン建屋・廃棄物処理建屋、プロセス主建屋、高温焼却建屋等に約12万m³の汚染水を貯留していたが、各建屋に汚染水の水位を制御するポンプを設置し、さらに1～4号機タービン建屋・廃棄物処理建屋、4号機原子炉建屋最床階のサンプピットに床面露出用のポンプを設置したことで、2020年12月までに汚染水の貯留量は約1.1万m³まで低減した。また、4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋・廃棄物処理建屋は、汚染水が滞留していない状態（床面露出状態）を維持している。

今後は、アルファ核種等の対策を講じながら、原子炉建屋に滞留している汚染水を2022年度～2024年度までに2020年末の半分程度（約3000m³）まで低減していく。

また、汚染水に含まれる放射性物質は、多核種除去設備等による除去を進めており、2020年12月までに約122万m³を処理水としてタンクで貯留している。ただし処理水にはトリチウムを除く核種において、「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」で示される周辺監視区域外の水中の濃度限度を超えているものがあり、これらは再度、多核種除去設備等により処理を実施していく。

2-2. 汚染源に水を「近づけない」

地下水・雨水等の建屋への流入により、2015年度には約490m³/日の汚染水増加量であったが、地下水パイパスによる地下水の汲み上げ、1～4号機原子炉建屋・タービン建屋・廃棄物処理建屋まわりのサブドレンピットの復旧・地下水の汲み上げ、陸側遮水壁（凍土方式）の構築、破損した建屋屋根の補修、敷地のフェーシング（舗装）等により、2020年には約140m³/日まで低減した。

今後は、2025年までに汚染水発生量を100m³/日以下に抑制していく。

2-3. 汚染水を「漏らさない」

建屋内に貯留している汚染水については、周辺地下水の水位より建屋の水位を低く保ち、建屋外に流出しないよう管理するとともに、建屋に接続する洞道については、水抜き・閉塞を実施してきた。

また、多核種除去設備等により処理した水の貯蔵は、溶接型タンクで実施しており、タンクからの漏えいリスクは低減されている。また、2020年までに約137万m³のタンク容量を確保した。

*Tadashi Yamane¹¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所廃炉への水化学からの取り組み

Efforts from water chemistry to decommission the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) ラジオリシス解析による放射線環境下での腐食環境評価

(2) Evaluation of corrosion environments under irradiation by water radiolysis calculations

*佐藤 智徳¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 背景と目的

福島第一原子力発電所（以降 1F と記載）の事故において、放射線環境下で発生する水の放射線分解(ラジオリシス)は、腐食環境における影響や、水の分解により発生する水素による安全上の懸念から、重要視されている現象の1つである。1Fの水環境は、海水注入や地下水流入などにより、多種の不純物が混在する環境となっているため、それを考慮したラジオリシス解析が必要となる。そこで、これまで、放射線環境下での炭素鋼の腐食に関するデータベースの構築を進めてきており^{1,2)}、その中で、特に格納容器の腐食環境を想定して、ラジオリシスデータベースの整備を進めてきた。このデータベースは文献調査をベースにまとめられており、2次反応セットとして、水の分解に関する39反応式、Cl⁻に関する48反応式、Br⁻に関する61反応式、SO₄²⁻に関する15反応式、HCO₃⁻、CO₃²⁻に関する28反応式、Feに関する24反応式の計179反応式を紹介している。そこで、本報告では、このデータベースを用いて、腐食環境解析を実施した結果、特に腐食に影響する安定化学種である、過酸化水素(H₂O₂)に関する解析結果を紹介する。また、廃棄物保管容器等においては、水素(H₂)発生が重要な評価対象の1つと考えられるため、あわせてH₂の解析結果も紹介する。

2. ラジオリシス計算基礎式と計算条件

ラジオリシス計算の基礎式を以下に示す。

$$\frac{dc_i}{dt} = g_i D - \sum k_{ij} c_i c_j + \sum k_{kl} c_k c_l$$

ここで c_i は化学種 i の濃度、 g_i は化学種 i のプライマリー収率(g 値)、 k_{ij} は化学種 i と化学種 j 間の反応速度定数、 D は単位時間当たりの水のエネルギー吸収量である。右辺第一項は、水の分解による直接生成項で、プライマリー生成物以外はゼロとなる。第二項は2次反応による化学種の消失項、第三項は2次反応による生成項である。ラジオリシス解析において、水の吸収線量は10Gy/hと10kGy/hとし、溶存酸素(DO)濃度は8ppmおよび0.1ppmの2条件とした。100mLの気相と5cm²の境界面積で接している30mLの水が照射されている2相系で解析を行った。

3. 解析結果

3-1. 溶存酸素濃度依存性

H₂O₂ および H₂ の初期 DO 濃度依存性の解析結果を図1に示す。照射時間は1000時間、温度は25℃とした。H₂O₂、H₂ともにDO濃度が高くなると濃度が増加する結果となった。とくにH₂O₂の濃度はDOの初期値に比例して濃度が増加した。一方で10kGy/hでのH₂O₂濃度解析結果は10Gy/hの1.7倍となった。これより、H₂O₂の生成において、線量率依存性は、DO濃度依存性に比べ影響は小さいことが推測され、放射線環境下での腐食環境として、溶存酸素濃度の制御によりH₂O₂濃度も制御可能であることが推測される。H₂濃度解析結果においても、DO濃度が増加するにつれ、H₂濃度は増加した。これより、腐食対策と実施しているN₂パージによる脱酸素は水素発生対策としても機能していることが推測された。一方で、線量率依存性に関しては、顕著な線量率依存性を示した。

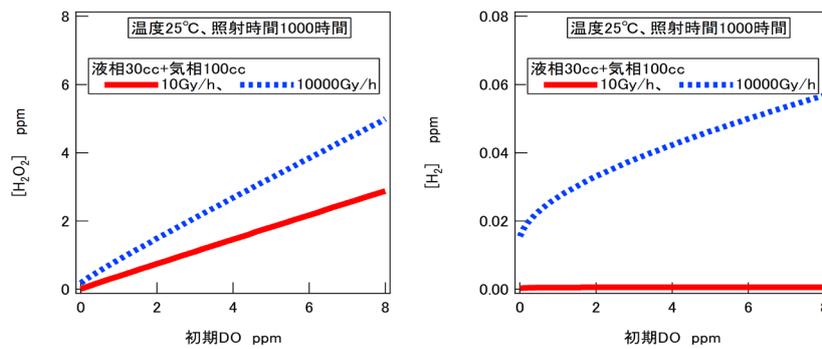


図1 H_2O_2 および H_2 濃度の初期 DO 濃度依存性解析結果 (温度 25°C、照射時間 1000 時間)

3-2. 不純物イオン濃度依存性

データベースにおいて取りまとめた不純物イオン共存下でのラジオリシスに関して、特に海水や地下水に含まれる塩化物イオン(Cl^-)、臭化物イオン(Br^-)、炭酸水素イオン(HCO_3^-)に関して解析を行った。初期酸素濃度は 8ppm および 0.1ppm とし、照射時間は 1000 時間として解析を行った。

Cl^- 濃度を 10^{-6}mol/L から 10^{-1}mol/L まで変化させたときの解析結果を図 2 に示す。 Cl^- 濃度が 10^{-1}mol/L 以下の条件において、顕著な濃度依存性は見られない。これより、 Cl^- 濃度を 10^{-1}mol/L 以下まで低減させれば、ラジオリシスにおいて Cl^- の存在は無視できることが推測される。また溶存酸素濃度を低減させることで H_2O_2 および H_2 濃度が低減することが推測され、 Cl^- 濃度が 10^{-1}mol/L 以下では脱酸素により H_2 は気相濃度で 5%未満となることが推測された。

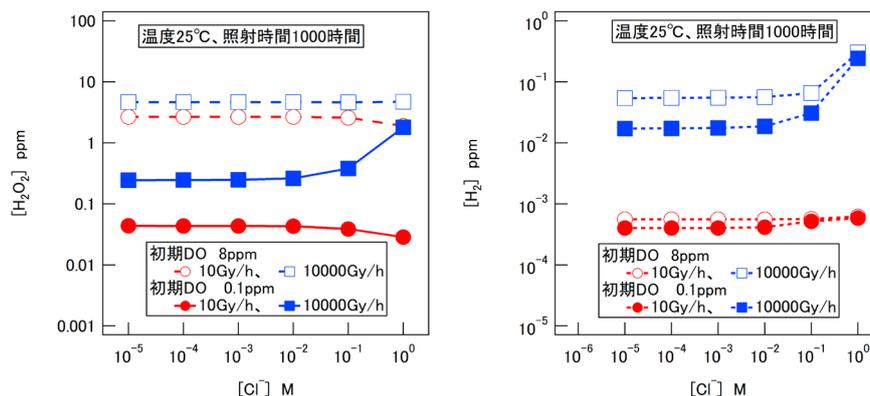


図2 H_2O_2 および H_2 濃度の Cl^- 濃度依存性解析結果 (温度 25°C、照射時間 1000 時間)

Br^- 濃度を 10^{-10}mol/L から 10^{-3}mol/L まで変化させ、濃度依存性を解析した結果を図 3 に示す。10kgy/h の線量率では、 Br^- 濃度が高くなるにつれ、 H_2O_2 および H_2 濃度が増加し、 10^{-4}mol/L 以上では、初期 DO 濃度にかかわらず同程度の H_2O_2 、 H_2 が生成される結果となった。一方、10Gy/h では、顕著な Br^- 濃度依存性は確認されない結果となった。

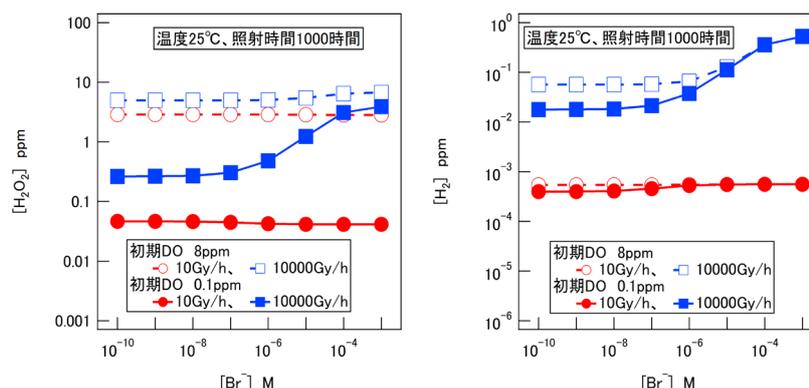


図3 H_2O_2 および H_2 濃度の Br^- 濃度依存性解析結果 (温度 25°C、照射時間 1000 時間)

ラジオリシスにおける HCO_3^- イオンの影響を解析により評価した結果を図 4 に示す。 10^{-3}mol/L 以下の濃度では、 H_2O_2 の生成は脱酸素により低減される結果となった。また、 HCO_3^- 濃度が 10^{-5}mol/L 以下では、 H_2O_2 濃度はほぼ一定になることが推定された。一方で、 H_2 の生成に関しては、 HCO_3^- 濃度とともに増加し、 10^{-3}mol/L では、 DO 濃度、線量率依存性が小さくなる結果となった。

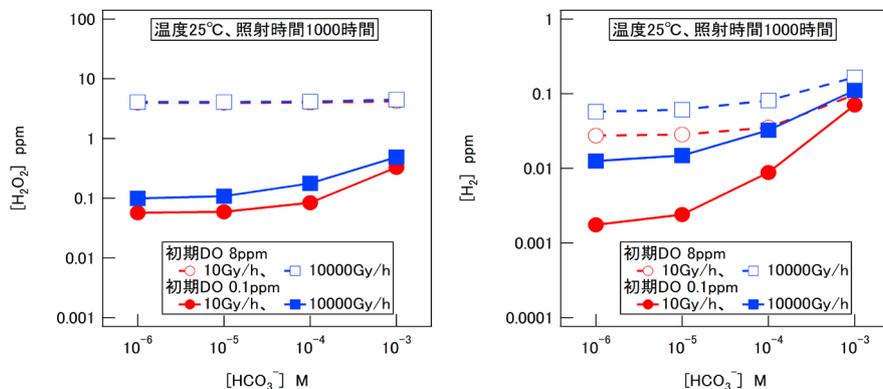


図 4 H_2O_2 および H_2 濃度の HCO_3^- 濃度依存性解析結果 (温度 25°C、照射時間 1000 時間)

4. 結言

放射線環境下での腐食データベースより、ラジオリシスデータベースを用いて照射環境下での腐食環境解析を実施した。DO 濃度が H_2O_2 生成の支配因子の 1 つであり、これを制御することで放射線環境下での H_2O_2 濃度も制御可能である。また、不純物イオンのラジオリシスへの影響を解析評価した結果、 Cl^- は 10^{-1}mol/L 、 Br^- は 10^{-4}mol/L 、 HCO_3^- は 10^{-3}mol/L 以下まで低減させ、かつ DO 濃度を低減することで腐食環境が緩和できることが推定された。また、 H_2 発生においても、 H_2O_2 と同様に DO 濃度の低減および不純物イオンの除去が有効であることが推測された。

以上より、今回整備したラジオリシスデータベースは、放射線環境下での腐食環境評価のみならず、水素安全評価等へも貢献が期待される。

本報告は、文部科学省の「平成 31 年度国家課題対応型研究開発推進事業 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 放射線環境下での腐食データベースの構築」にて得られた成果の一部である。

参考文献

- 1) 加治他、第 66 回材料と環境討論会予稿集 A307 (2019)
- 2) 佐藤他、「放射線環境下での腐食データベース」 JAEA-Review (2021) (in printing)

*Tomonori Sato¹

¹Japan Atomic Energy Agency

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所廃炉への水化学からの取組み

Contribution of water chemistry to the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 放射線下における腐食挙動評価

(3) Evaluation of corrosion behavior under irradiation

*阿部 博志¹¹東北大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2020 (NDF) によれば、建屋内滞留水および燃料デブリのリスクレベルは、依然として高く設定されている。すなわち、燃料デブリ由来の放射性物質の閉じ込めはリスク管理上の最重要課題の一つであり、不完全ながらも PCV のバウンダリ機能を維持することが求められている。PCV 内部は窒素脱気に伴う溶存酸素濃度の低下や塩化物イオン除去により、腐食環境は事故直後と比べて大きく改善されているものの、想定される当該環境下における腐食データは極めて不足していた。このような状況下で、例えば NDF 研究連携タスクフォース中間報告において、「特殊環境下の腐食現象の解明」が 6 つの重要研究開発課題の 1 つに選定されるなど、この重要性は広く認識されつつあり、当該課題に関する議論や研究開発^[1]が進められてきている。

今後想定される PCV 内部環境の変化と腐食に及ぼす影響の観点からは、デブリ取り出し時において放射性物質が外部に放出されることを防ぐ目的で、PCV 内部を負圧に管理することが検討されている。すなわち外部からの大気流入に伴う溶存酸素濃度の上昇により、腐食が加速されることが考えられる。その他には、再臨界を防ぐために中性子吸収材として五ホウ酸ナトリウムを冷却水に添加することが検討されている。しかしながら、五ホウ酸ナトリウムは炭素鋼の不働態化作用を有すると共に冷却水の電気伝導率の上昇にも寄与するため、局部腐食が生起する可能性が指摘されている^[2]。

本講演では、放射線下における腐食挙動評価に関する既往の知見と最近の研究成果について紹介する。一方で本稿では、著者らが近年実施してきている研究成果^[3]について記載する。

2. 背景ならびに目的

PCV 内部調査結果によると、PCV 内壁は水膜に覆われていると想定される。中性水溶液中における炭素鋼腐食は酸化剤の拡散律速であり、水膜下や喫水部では拡散層厚さが薄くなることで局所的に腐食が加速される^[4]。また、ガンマ線照射下では水の放射線分解により過酸化水素が生成され、酸化剤濃度が上昇するため腐食が加速される^[5]。しかしながら、喫水部近傍においてガンマ線照射が重畳した場合の腐食加速については知見が極めて限られている。

本研究では、ガンマ線照射環境下における喫水部の腐食速度を評価すると共に、喫水部における腐食加速のモデル化を行った。

3. 試験方法

3-1. 腐食試験

試験片鋼材として SA738B(化学組成(wt%): C 0.09, Si 0.20, Mn 1.45, P 0.005, S 0.001, Fe Bal.)を用いた。また、PCV 内の冷却水の塩化物イオン濃度が 1 ppm 以下であることから、試験溶液には人工海水(アクアマリン、八島薬品株式会社)を 20,000 倍に希釈して用いた。腐食試験セットアップの概要図を図 1 に示す。本試験では試験片を全浸漬、半浸漬、気相にそれぞれ 1 つずつステンレスワイヤで設置した。ワイヤと試験片の間はアルミナ管で絶縁されている。試験温度は 50±1 °C で制御した。また、デブリ取出時において負圧管理された際

の最大腐食速度を求めするため、大気開放とした。試験時間は336時間とした。線源は⁶⁰Coを用いた。

試験当時と同位置でアラニン線量計を用いた線量率計測を別日に行い、実測した日からの経過時間を考慮して半減期を用いた減衰補正計算により線量率を評価した結果、試験片位置の試験期間中における線量率は2.11 kGy/hであると推定された。また、非照射試験は同等の試験装置を用いて実験室で行った。

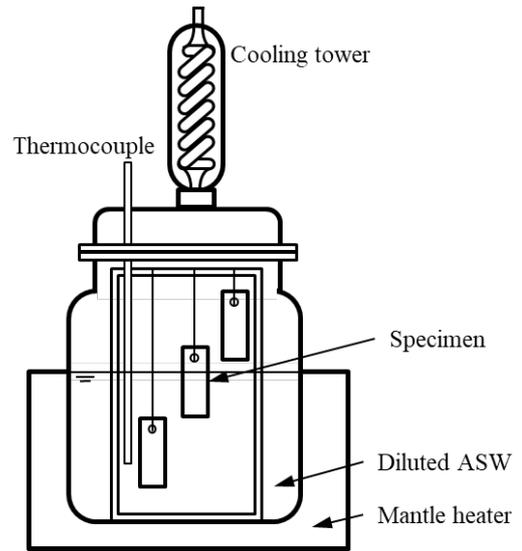


図1 腐食試験セットアップの概要図

3-2. 腐食速度の算出

平均腐食速度の算出には重量法を用いた。腐食生成物除去用薬液として5% HClと0.3%のインヒビター(イビット No. 2S 旭化学)を使用した。また、水深方向の局所的な腐食深度を計測するために、3D形状測定(VR-3000、KEYENCE)を実施した。これから得られる腐食深度が、同条件の試験片断面観察と差が無いことを予め確認している。半浸漬試験片を水深方向に1 mm 間隔の区画に分け、半浸漬試験片の腐食が激しくない気相部を基準面として腐食深度を計測し、腐食速度を算出した。ただし、研磨の影響を除くために試験片の端部は測定対象から外した。

3. 腐食に及ぼす水膜効果ならびに照射効果

非照射および照射下で336時間の腐食試験に供した半浸漬試験片について、各高さ位置の腐食速度について解析した。解析結果を図2に示す。棒グラフで示されているものが各高さ位置における腐食速度(C.R._{local})である。直線で表されているものは、重量法で求めた半浸漬試験片の平均腐食速度(C.R._{weight})である。破線は喫水線の位置を表す。図2より、照射の有無に依らず喫水部でC.R._{local}が最大となっている。これは喫水部で形成される水の濡れ上がり部における水膜効果が原因であると考えられる。また、ほぼ全ての高さ位置で照

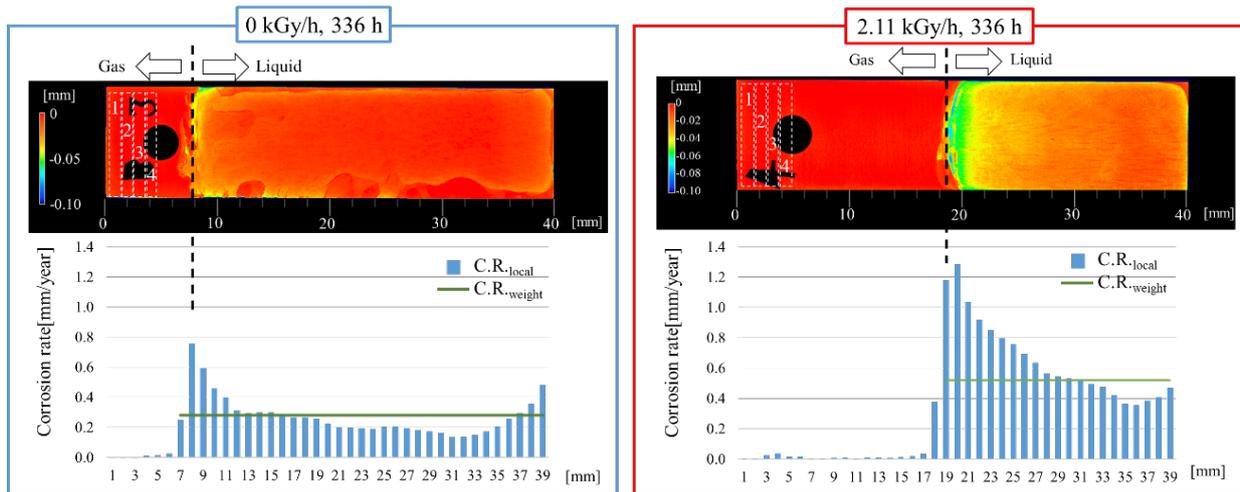


図2 試験片浸漬深さ方向の腐食速度の分布 (半浸漬試験片)

表1 水膜効果ならびに照射効果による腐食加速の評価結果

mm/year	0 kGy/h	2.11 kGy/h
C.R. _{weight} Full immersion	0.255	0.421
C.R. _{local} At water line	0.795	1.28
	× 2.8	× 3.0
	× 1.65	× 1.61

射下の $C.R._{local}$ が非照射下よりも大きいことから、照射効果は高さ位置に依存せずに腐食を加速させることが分かる。

水膜効果による腐食加速を評価するために、喫水部の $C.R._{local}$ と同セル内に設置していた全浸漬試験片の $C.R._{weight}$ を比較する。照射効果による腐食の加速の評価には、非照射および照射下で得られた $C.R._{weight}$ および喫水部で求められた $C.R._{local}$ を比較する。比較結果を表 1 にまとめる。これより、水膜効果は非照射、照射環境下で同程度の腐食の加速効果を持つことがわかる。照射効果についても全浸漬試験片に対する加速効果と喫水部に対する加速効果が同程度である。以上のことから、照射環境下における喫水部の腐食は水膜効果と照射効果が重畳して加速されることが分かった。

次に、酸化剤の供給に着目した喫水部における腐食モデルを、非照射環境と照射環境に分けて図 3 に示す。非照射環境においては、水膜効果による酸素供給量の増大が腐食を加速させていると考えられる。照射環境においてはこれに加えて、ラジオリシスによる過酸化水素生成によっても腐食が加速されていると理解できる。

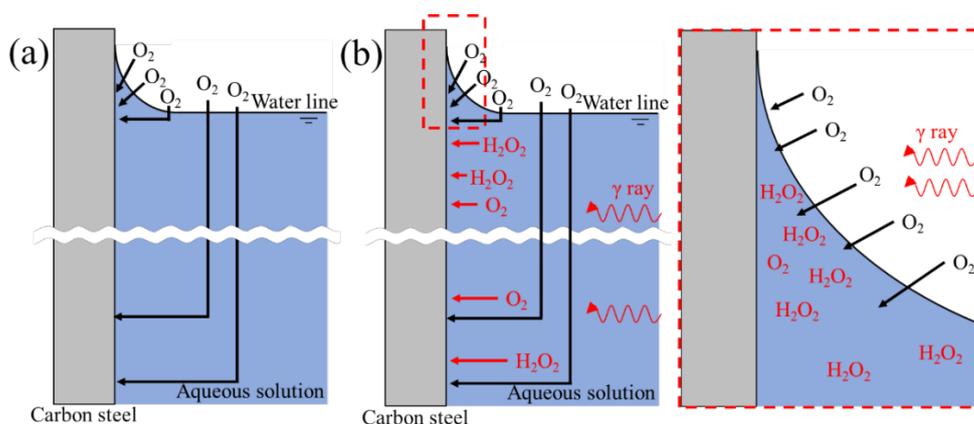


図 3 酸化剤の供給に着目した喫水部における腐食モデル；(a)非照射環境、(b)照射環境

4. まとめ

本研究では、ガンマ線照射環境下における喫水部の腐食速度を評価すると共に、喫水部における腐食加速のモデル化を行った。照射環境下における喫水部での炭素鋼の腐食は、水膜効果および照射効果が重畳して加速されることが分かった。非照射環境においては、水膜効果による酸素供給量の増大が腐食を加速させていると考えられる。照射環境においてはこれに加えて、ラジオリシスによる過酸化水素生成によっても腐食が加速されていると理解できる。

謝辞

本研究の一部は文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(廃炉加速化研究プログラム(国内研究))「放射線環境下での腐食データベースの構築」の成果である。本研究で行われたガンマ線照射試験に大変なご尽力を頂きました、量研 高崎量子応用研究所の田口光正 様、清藤一 様に謝意を表します。

参考文献

- [1] 加治芳行ら, 第 66 回材料と環境討論会, A-307, (2019).
- [2] Y.Fukaya and Y.Watanabe, Journal of Nuclear Materials,498,(2018),159-168.
- [3] T.Arigo, H.Abe, and Y.Watanabe, Proceedings of 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors,(2019),960-966.
- [4] M. Yamashita and H. Nagano, J. Japan Inst. Metals 61 (1997), 721-726.
- [5] M. Yamamoto et al. Proceedings of European Corrosion Congress 2015, (2015), 7.

*Hiroshi Abe¹

¹Tohoku Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[3H_PL] The activation of various safety improvement activities carried out in connection with the new inspection system by application of standards

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[3H_PL01] Development and application of standards for risk-informed activities

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. SC)

[3H_PL02] Development and application of standards for safety management

*Kunimichi Watanabe¹ (1. JEA)

[3H_PL03] TEPCO's actions to enhance safety of nuclear power plants based on the new inspection system

*Takeyuki Inagaki¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL04] Discussion

Naoto Sekimura¹, Yoshiyuki Narumiya², Kunimichi Watanabe³, Takeyuki Inagaki⁴ (1. Utokyo, 2. SC, 3. JEA, 4. TEPCO HD)

標準委員会セッション

検査制度を踏まえた安全性向上活動における学協会規格の役割

The activation of various safety improvement activities carried out in connection with the new inspection system by application of standards

(1) リスク情報活用のための標準の整備と活用

(1) Development and application of standards for risk-informed activities

*成宮 祥介¹

¹原子力学会標準委員会

1. はじめに

2020年4月から新しい検査制度が開始されている。これは規制の検査と事業者の自主的安全性向上の取り組みの両輪がうまく合致して進む仕組みである。この仕組みにはリスク情報活用が大きな役割を担っている。福島第一事故から10年を経てリスク情報活用にかかる取り組みは、規制機関や事業者、研究機関など各組織において進められてはいるものの、更なる活性化が期待される。原子力学会標準委員会を中心に整備されてきたリスク情報活用にかかる標準は数多くあり、事業者及び規制機関等において活用されてきている。今回の標準委員会企画セッションでは、将来にわたる継続的な安全性向上のために多様な取り組みを進めていく活動に対して、必要な標準の整備と、その活用について考察した。

2. リスク情報活用の概観

2-1. リスク情報活用のプロセス

リスク情報は、PRA（確率論的リスク評価）などのリスク評価結果から得られる定量的・定性的な情報を指す。PRAは原子力施設全体を総合的なシステムとして評価できる点で、重要なリスク情報を提供する有用な方法である。しかし、CDF（炉心損傷頻度）などの数値結果だけを利用するのではなく、支配的な事故シナリオ、対策の効果、操作の時間余裕など、安全性向上のための対策を詳細に検討するために有用な情報も多く得ることができる。

この仕組みとしてIRIDM（リスク情報を用いた統合的意思決定、Integrated Risk-Informed Decision Making）のプロセスが提案されている。NRCからは1997年にR.G.1.174として、PRAを用いて許認可ベースの変更を行う規制ガイドが出された。その傘下にRI-ISIなど具体的なリスク情報活用の規制ガイドが作られ、確率論を深層防護や安全余裕確保などと併せて統合的に判断することが示されていた。その後、改定がなされ2018年にR.G.1.174 Rev3[1]が発行されている。この中ではRIDM（Risk-Informed Decision Making）との用語が用いられていてIRIDMという用語は使われていないが、規制要求適合、深層防護の堅持、安全余裕の確保、リスク情報などの5つの要素を統合的意思決定する、との原則において、「統合(integrated)」という用語が用いられている。IAEAからは2011年にINSAG-25[2]においてIRIDMのフレームワークが示され、このころからIRIDMという言葉が用いられるようになったが、上述のR.G.1.174以降、統合的意思決定が概念として公開文書に盛り込まれていたと言える。2020年にはIRIDMのステップを説明し実施のための例を示す技術レポートTECDOC-1909[3]が発行された。これには、規制機関や事業者が取り組んだものも含め9か国のIRIDMプロセスの適用例が掲載されている。さらに仮想ではあるが、3つの適用例（RHR系の設計変更、DGの保守変更、長サイクル運転への新燃料採用）についてIRIDMの統合分析の方法を詳細に示している。今後のIRIDMの実務への適用に大いに参考になると考える。

原子力学会標準委員会は、我が国のリスク情報活用の動きの将来に備えてIRIDM標準[4]を2020年に発行

*Yoshiyuki Narumiya¹

¹Standard Committee of AESJ

した。これは、意思決定理論、上述した原子力関係の RIDM プロセス、さらに ISO31000 のリスクマネジメントの指針などを基盤に、「問題設定」「解決策(選択肢)選択」「実行・フィードバック」のフローにそってプロセスとして規定したものである。

2-2. 活用の種類

リスク情報活用とは、大小さまざまな規模のものがある。IRIDM プロセスを用いた意思決定全体の行為を指す場合もあれば、そのプロセスの中の各ステップにおいて定量・定性的なリスク情報を使うことも含まれる。PRA 結果を判断基準と比較し対策の効果を確認するだけでなく、PRA が提供するプラントシステム全体の挙動を把握して、リスク情報で検討した対策の実施とモニタリングを行い、フィードバックすることが、実効的な取り組みに繋がり、安全性向上を実現する。

IRIDM プロセスのフローにリスク情報の活用を追記したものが図 1 である。図 1 でリスク情報と記載したものは、定量的・定性的なリスク評価から得られる情報を示しており、たとえば「問題の設定」では、トラブルなどの入手した知見のリスク上の影響（リスク情報）を使って判断することを示している。他のステップにおける活用の概要を表 1 に示す。

IAEA の TECDOC-1804 に PRA の活用事例が整理されており、詳細は原子力学会標準委員会が発行した技術レポート「リスク評価の理解のために（第 2 版）」[5]の付録に掲載されている。ここでは、それに加え TECDOC-1909[3]も参考にしてリスク情報を適用できる原子力施設の主な活動を表 2 にまとめた。これによると事業者、規制機関、プラントメーカーにおいてリスク上重要な設備や操作、設計方法、マネジメント法など広く、リスク情報を適用できることが判る。またリスク評価法を PRA に限らず発電への影響をリスクとすれば、発電リスク評価（GRA、Generation Risk Assessment）を用いることもリスク情報活用の一つであることも理解できる。

なお、IRIDM プロセスは、適用に時間を要することから、TECDOC-1909[3]にはその適用が出来ない例として、早急な意思決定が必要な場合（例 運転上の意思決定、緊急時対応など）、規制要件により解決策が決まっている場合、組織内のルールで対応が決められている場合、などが挙げられている。

2-3. 活用に必要な要素

IRIDM プロセスの実行には、構成する各ステップをリスク情報やマネジメントシステムを用いて厳密に取り組むことが重要であるが、関与する人の行動・思考に関して重要な点がある。一つは図 1 の中央に描かれているコミュニケーションである。もう一つは心理的なバイアスである。

コミュニケーションについては、IRIDM 標準では、社会の各層が対話・共考・協働を通じて、多様な情報及び見方の共有を図る活動、とされており、相手の理解を促進するだけの活動ではないことに留意する必要がある。詳細な方法は IRIDM 標準に記載されているが、コミュニケーションは意思決定結果を組織内外に周知することだけでなく、IRIDM のすべてのステップにおいて、行われるべきものである。

バイアスは、直感的な思考を行うときに生じやすいものであり、認知バイアスとして「選択肢の構想」「選択肢の実行」「選択肢の判断」に分けて詳細に分類したものが IRIDM 標準[4]の附属書 U（参考）及び解説 14 に示されている。この認知バイアスが生じると、自分の思いと合致する情報ばかりを収集してしまうこと、又は事前に得た情報のため判断がゆがめられ考え方の偏向が起きることなどが起きる。IRIDM 標準では、バイアスの排除のためには、改善の方策が提案されている。たとえば、将来に起こる事象によるリスクを低減し原子力安全を維持向上することは、常に関係組織全てが考えていることである。これについては、自らの注意を正しい方向に誘導するために、a) 感度解析を行うこと、b) 考え直すこと、c) 将来の失敗を想定して原因究明を行うこと、が提案されている。

3. 継続的安全性向上への寄与

3-1. 安全性向上を継続する理由

原子力施設の安全性は、様々な要因によって低下する可能性がある。経年的な変化は、SSG-48[6]によると

「物理的な変化」と「非物理的な変化」に分けられるとしている。物理的な変化は、材料の経年劣化であり、非物理的な変化は、知識や技術の変革、規制基準の変更による旧式化（Obsolescence）である。これらに加えて、原子力施設はプラントシステムにおける設備のランダム故障、人的操作ミス、システム外から作用する地震や津波、強風などの影響による安全性の低下を防止・緩和する必要がある。そのために、設備による対策、運転操作の改良による対策、マネジメント体制の改善による対策、要員の意識改革も含めた教育・訓練の実施、など様々な対策とそれを実行する仕組みを各組織が有している。

しかし、対策は一度実施し機能が果たせていても、上記のような事象が原子力施設に影響を及ぼすことが考えられる。設計想定を超える事象や低頻度高影響事象も含んだ考えられる全ての事象に対して、その影響の度合いと頻度に応じた適切な対策（ハード、ソフト、マネジメント）がなされることが、原子力安全の達成・維持向上に必須である。リスク情報は、表2に示す活用事例でも判るように、PRAからの定量的リスク情報や信頼性評価結果なども含み、設計方法の選択からシビアアクシデント対策の抽出、緊急時対応まで幅広い活動に適用が可能である。そのため、時間軸、事象の幅の両方にわたり、適切で実行可能な対策を用意しておくことにより安全性が低下することなく、維持向上できることになる。

一つ留意すべきことは、継続するということは、決めた仕組みに従い対策を実行することだけではない、ということである。安全性を継続的に向上させるためには、必要であれば仕組みそのものも見直すべきである。

3-2. 安全目標と判断基準

リスク情報を用いて意思決定するには、参照する目安や基準が必要である。IAEAのTECDOC-1874[7]の、階層化された安全目標は「Top Level」「Upper Level」「Intermediate Level」「Low Level」の4つに分けられている。「Low Level」には性能目標と呼ばれているCDFだけでなく、個々のSSC（構築物、系統、設備）の信頼性や設計基準事故解析の制限値も含まれるとされている点は、広い範囲の活動の判断基準の生成に繋がる。さらに階層的構造を示すことにより、種々の安全性向上活動と、最上位の安全目標とが繋がっていることが明確になる。

PRAから得られる知見は有効でありリスク情報活用には主要なものではあるが、問題によっては信頼性指標などの指標も有用であることに注目すべきである。この点からも階層化の考え方は、安全目標・性能目標を原子力安全性向上のための活動に適用するには、有効である。

4. リスク情報活用に必要な標準

4-1. IRIDM 標準

規程の詳細な内容はIRIDM標準に記述されているので、ここではIRIDM標準の6つのステップに関して適用時に留意すべき点を挙げる。

【ステップ1：問題の設定】

新知見を得るために広く情報の収集に常から努力すること。しかし、情報が網羅であることや多数であることは重要なことではない。社会の認識や意見については他分野における問題解決過程の情報も収集しておくことと参考になることがある。他学協会や海外機関などとコミュニケーションを行うことは収集した情報の分析に役立つ。

問題候補の抽出は、対象施設の現状や目標とのギャップをみるが、ギャップが解消すべきものかどうかを考慮することも必要であるが、この段階では問題候補に入れておくこと。

【ステップ2：選択肢の選定】

考えられる選択肢はすべて候補として挙げる。費用や工期が膨大になるもの、現時点では研究が必要なもの、など実行に否定的な点が予測できても、選択肢候補には入れておくこと。まずは暫定的な解決策を行い、次に恒久的な対策を講じるといった段階的な選択肢候補でもよい。

【ステップ3：統合的な分析】

キーエレメントはすべてを選択する必要はないが、選んでいないものの理由は記録しておくこと。キーエ

メントは相互に独立ではない場合があるので、複数の項目に細分化して関係性を明確にすること。多基準分析を用いる際のスコアとウェイトの割り当ては、その根拠を明確に記載すること。

【ステップ4：意思決定】

意思決定者は、必要に応じて第三者、専門家の意見を聞くことにより、属人的なバイアスを排除できる。また少数意見も配慮することは重要である。情報収集や分析などに不足を感じた際、決定までに時間を要することに躊躇してしまわないように、すぐに追加の検討を求めること。

【ステップ5：意思決定結果の実施】

IRIDM プロセスを用いた案件の対応策の実行には、資金、時間、要員などが多くかかることが予想されるので、基本的には組織で有している QMS に従うが、新しい工法に不慣れな場合、訓練が不十分な場合も考えて進めること。

【ステップ6：モニタリング及びフィードバック】

地震や津波のように、事象発生による影響をモニタリングしても効果のない場合には、それらの事象の影響評価に用いている前提条件に、新しい方法が提案されたなどの動きを見ることが有用である。

4.2. PRA 標準

標準委員会では、2021年1月までに13のPRA標準を発行し、1件の新規制定、4件の改定に着手している。PRA スコープとしてレベル1,2,3PRA,停止時PRA、対象事象としては内的事象、外的事象に広げ、原子炉施設だけでなく核燃料施設のリスク評価標準も整備している。これらのPRA標準は、PRAを計算する際に求められる要件を規定化したものではあるが、リスク情報の活用にも供することが目的である。従って、IRIDM標準[4]の附属書O（規定）にあるように、選択肢を実施した場合の影響を評価できるPRA範囲を選ぶことが求められる。しかし、問題としている対象のPRAが標準化されていない場合、あるいは手法開発さえされていない場合がある。また、標準は出来ていても、解決策が関係する事故シナリオの解析方法が未開発などの理由でPRAが不可能な場合もある。このような場合には、定性的な検討、又は定性的な検討と定量的な評価結果との組合せで示すことが必要である。PRA以外のリスク評価法については、原子力学会標準委員会から発行されている「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」[8]を参考にできる。

5. おわりに

原子力施設に関する継続的な安全性向上を、各関係組織が取り組む際に、標準を用いてリスク情報活用を行うことの重要性と留意点をまとめた。各標準の詳細な内容は当該標準によるが、いずれの標準も、可能な限り必要で新しい知見を反映し、実行可能な内容にしている。しかし、実行できたことだけを規定しているわけではなく、現時点では未だ十分な実施には至っていなくても、将来に取り組むべき内容は盛り込んでいく。さらに本稿で紹介した標準は、方法論のマニュアルではなく、考え方、取り組む姿勢などについても言及していることにも注目してほしい。

原子力施設の安全性を、対策の改善により向上させていくことと同じく、標準についても継続的な改善が必須である。標準委員会は、今後とも世界の新知見を反映し関係各組織に提供できる標準を整備していく。

参考文献

- [1] USNRC, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis”, Regulatory Guide 1.174, Revision 3, 2018
- [2] IAEA, “A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process”, INSAG-25, 2011
- [3] IAEA, “Considerations on Performing Integrated Risk Informed Decision Making”, TECDOC-1909, 2020
- [4] 日本原子力学会標準委員会, “原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019”, AESJ-SC-S012, 2020
- [5] 日本原子力学会標準委員会技術レポート, “リスク評価の理解のために：2020”, AESJ-SC-TR011, 2020
- [6] IAEA, “Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants”,

SSG-48, 2018

[7] IAEA, “Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations”, IAEA-TECDOC-1874, 2019

[8] 日本原子力学会標準委員会, “外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014”, AESJ-SC-RK008, 2014

表 1 IRIDM プロセスにおけるリスク情報の活用の概要

IRIDM におけるステップ	リスク情報活用の概要
問題の設定	他の原子力施設の運転経験や事故情報、あるいは自施設のモニタリングによる気付き点などから問題とすべきかどうかを検討するにあたり、そのリスク上の影響や頻度などをリスク情報により判断すること
選択肢の選定	リスクの抑制につながると考えられる解決策を選択肢候補として選ぶ。
統合的な分析	PRA からの知見をキーエレメントの一つとして考慮する。選定した選択肢実施により影響を受ける事故シナリオを特定すること、そのシナリオに係る評価上の仮定及び不確実さ因子を特定すること。
モニタリングとフィードバック	モニタリングにおいて、PRA の前提としたことに変化がないか、解決策実施により新たなリスクを生じさせていないか、をみる。

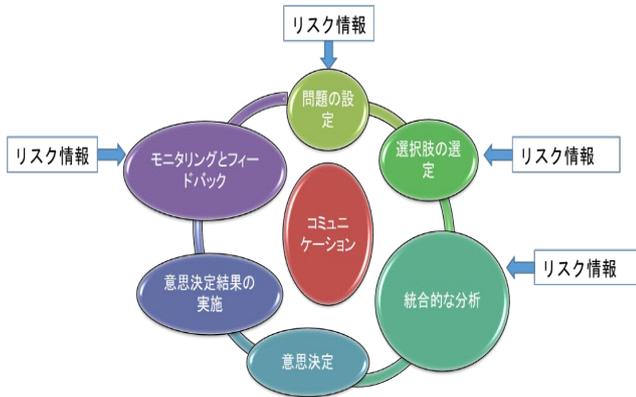


図 1 統合的リスク情報活用意思決定の概念

表 2 リスク情報活用の活動例

安全評価	
1.1 プラント全体の安全性の評価	PRA により対策の効果を評価
1.2 安全性向上評価の中長期レビュー	PRA から安全性向上措置を抽出
設計評価 (改良のための設計にも適用可能)	
2.1 設計時における意思決定をサポートするための PRA の適用	安全とコストの観点から設計の最適化
2.2 設計の許認可	許認可申請において PRA によるリスクプロファイルを示す
2.3 相関性があるハザード事象及び共通原因故障に対する対策の最適化	設計段階で外的事象 PRA を用いて設計改良や効果評価に用いる
2.4 設備製造の信頼性目標値の設定	PRA 又は発電リスク評価 GRA (Generation Risk Assessment) を用いて設定
2.5 設計をサポートするために必要な研究開発の特定	リスクへの寄与
2.6 運転員の手順及び訓練プログラムの策定	
運用	
3.1 保守	保全プログラムの最適化、状態監視の改善、経年劣化プログラム範囲の最適化、OLM、停止時管理
3.2 事故緩和及び緊急時計画	事故時運転手順書改善、AM の支援、緊急時計画の改善
3.3 要員の訓練	運転員訓練プログラム改善、保守要員訓練プログラム改善、管理者訓練プログラム改善
3.4 リスクに基づくコンフィギュレーションマネジメント/リスクモニタ	
運転中のプラントに対する永続的変更	
4.1 プラントの変更	設計・運転の改善、設計寿命を超えての設備使用
4.2 技術仕様の変更	AOT 変更、技術仕様の最適化、サーベイランス試験間隔の変更、RI-IST、RI-ISI
4.3 SSC 用の等級付けられた品質保証プログラムの確立	PRA による機器重要度分類、品質保証要件変更の影響
4.4 リスク情報を活用した特別なサイト保護手段	火災防護、内部溢水防護
オーバーサイト活動	
5.1 性能モニタリング	PRA による検査の計画、PRA による設備・操作の優先順位付け、長期間のリスク指標による影響評価、リスク指標の瞬間的变化の評価
5.2 性能評価	検査結果の評価、前兆事象解析
安全上の問題の評価	
6.1 リスク評価	是正措置のリスク評価、安全上の問題のランク付け、新設計の影響評価、マルチユニット PRA による事故検討、燃料プール・燃料乾式貯蔵施設などの放射エネルギーのリスク重要度評価
6.2 規制の意思決定	長期的な規制の意思決定として PRA によりリスク低減の戦略修正、長期的な評価になる場合に PRA により暫定的な規制措置、規制要件の安全上の重要度を PRA により評価、PRA のリスク重要度を検査優先度で使用、

標準委員会セッション

検査制度を踏まえた安全性向上活動における学協会規格の役割

The activation of various safety improvement activities carried out in connection with the new inspection system by application of standards

(2) 安全マネジメントのための規格の整備と活用

(2) Development and application of standards for safety management

*渡邊 邦道¹

¹ 日本電気協会品質保証分科会幹事（原子力安全推進協会）

1. はじめに

新検査制度については、規制機関、事業者が真摯な対応を続けてきており、2020年4月から本格運用がなされている。この新検査制度は、事業者の自主的な改善努力によるパフォーマンスの向上に重点が置かれた制度であり、安全のためのマネジメントシステムがその根幹をなしている。このため、日本電気協会原子力規格委員会品質保証分科会では、これに対応できるよう「JEAC4111-2021 原子力安全のためのマネジメントシステム規程（以下「本規程」という）」を策定した。本規程は、2021年3月末の発刊予定である。本稿では、この規程の開発に携わった一人として、この規程の全体を示すと共に、今後の活用について述べる。

2. 「原子力安全のためのマネジメントシステムの基本的考え方」

JEAC4111-2021の序論に、「原子力安全のためのマネジメントシステムの基本的考え方」として以下を記載した；

原子力安全のためのマネジメントシステムの基本は、原子力安全に影響を与える全てのプロセスについて、これを計画し、実施し、評価し、パフォーマンスを改善するというPlan-Do-Check-Actサイクル（以下、「PDCAサイクル」という）を廻すことによって、原子力安全の達成を強固にしていくことである。

本規程では、原子力安全の達成・維持・向上に影響する、安全文化及び安全のためのリーダーシップについて、要求事項として具体化を図るとともに、「技術的、人的及び組織的要因の相互作用」を適切に考慮することを明確にした。

また、事業者の自主的な改善努力によるパフォーマンスの向上に重点をおき、活動の具体例などを記載した適用ガイドを充実するとともに、リスクに基づく考え方をを用いることで、本規程の目的とする原子力安全の達成・維持・向上を実現することを基本的な考えとしている。

原子力安全の達成・維持・向上するための活動は、原子力安全に係わるすべての組織・人の協働により達成する性格のものであることから、本規程では、このような概念を事業者のみならず、支援組織（供給者を含む）においても普及し、更に改善に向けて自律的に取り組むことを前提としている。

なお、本規程を改定するにあたり、最新知見の反映として、2020年に制定された「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（以下、「品管規則」という。）及び解釈」、国際原子力機関(IAEA)安全基準シリーズ GSR Part2「安全のためのリーダーシップ及びマネジメント（以下、「GSR Part2」という。）」、JIS Q 9001:2015、米国の原子力規制制度、原子力学会標準などを参考にしている。

3. 本規程の適用範囲と構成

本規程は、原子力施設（加工施設、再処理施設、発電用原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物埋設施設及び廃棄物管理施設）の設計・建設段階、試運転段階、運転段階及び廃止措置段階において、組織が実施

* Kunimichi Watanabe¹

¹Japan Electric Association, a secretary of Quality Assurance Committee (Japan Nuclear Safety Institute)

する原子力安全に係る業務及び原子力安全に係る原子力施設に適用される。

本規程は、次に示す項目から構成されている。

第1部 序論

第2部 要求事項

第3部 適用ガイド及び解説

附属書 附属書-1 根本原因分析に関する要求事項

附属書-2 安全文化及び安全のためのリーダーシップに関する適用ガイド

附属書-3 改善措置活動(CAP)に関する適用ガイド

附属書-4 (参考) 品質マネジメントシステムに関する標準品質保証仕様書

第2部及び附属書-1は、原子力安全のためのマネジメントシステムを確立する上で必要な基本要求事項、及び自主的な活動としての追加要求事項を規定しており、4章～8章の構成については、JEAC 4111-2013の構成を継承している。なお、基本要求事項は、品管規則を全て満たすよう策定している。

第3部、附属書-2及び附属書-3は、第2部の要求事項を実施するための適用ガイドである。この適用ガイドは、JEAG4121-2015の各条項毎の解説を、性能規定に対する仕様規程として、JEAC4111に記載してほしい旨の規制からの要請に応えたものである。このため、JEAG4121-2015の各条項毎の解説を適切な記載に見直して新たなJEAC4111に持ってきた部分もある。この適用ガイドは、第2部の要求事項を実施するための、取組み方と方法についてのガイドであることから、「～ねばならない」等のshallに対応する用語は用いていない(should, can, mayに対応する用語を適宜使用)。また、第3部においては、第2部と合わせて用いることができるように、同じ項番に対応するよう記載している。

附属書-1及び附属書-4(参考)は、JEAC 4111-2013、JEAG 4121-2015を踏襲し適宜修正したものである。

附属書-2及び附属書-3は、本文の多岐の項番にわたる適用ガイドを、使用者の利便性を考慮して今回の改定において新たに作成したものである。

なお、本規程で使用する用語及びその定義については、本規程において必要な用語を定義するとともに、これらを除いては「JIS Q 9000:2015 品質マネジメントシステム—基本及び用語」に従った。今回の改定において「用語及び定義」とし、使われている用語の意味も含めて明確化を図った。

4. 本規程の基礎とした GSR PART2 について

GSR PART2 は2016年6月に発刊された安全基準であり、安全基本原則に基づく「全般的な安全要件(PART1からPART7)」の一部を構成する。

GSR PART2の基本的な要求の位置付けは、その1.2に示されている。「本「安全要件」は、施設と活動のためのマネジメントシステムに関するIAEA安全基準シリーズNo.GS-R-3に取って代わる。本「安全要件」は、2006年出版のGS-R-3のコンセプトを踏襲しており、発生した事象の経験からの教訓を考慮に入れている。それは、安全のためのリーダーシップ、安全のためのマネジメント、統合されたマネジメントシステム、及びシステムミックアプローチ(即ち、技術的、人的及び組織的要素が適正に考慮されている下での全体としてのシステムに関するアプローチ)が、適切な安全方策の仕様及び適用、並びに強固な安全文化の醸成に不可欠であることを強調している。」

上記のように、GSR PART2は福島第一原子力発電所の事故を教訓とした極めてハイレベルな安全基準であり、一言で言えば「既存のマネジメントシステムでは不十分なので、本GSR PART2の安全要件と統合すること」を要求している。

5. 本規程が基礎とした品管規則と解釈について

原子力規制委員会の「品管規則と解釈」は、2020.1.23に制定された。構成は、2013.6に制定された国の品質保証に関する技術基準「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及び検査のための技術基準に関する規則」をベースにして、追加21項目と称される追加要求事項が付加された要求となっている。

これら追加の要求事項は、以下を反映したとのことである。

- － 設計及び工事に係る品管規則は、設置許可の許可基準に格上げ
- － 対象期間が工事計画認可・設工認の認可から、設置許可～廃止措置までに拡大、対象施設は原子力施設（8施設）をカバーする
- － 以下の4カテゴリとして追加された内容について、事業者の実施計画の具体化を支援する必要性
 - ① GSR Part2 との整合
 - ② JIS Q 9001:2015 からの反映
 - ③ 米国の規制制度から学ぶべき事項
 - ④ 新検査制度運用にあたり必要な事項

追加 21 項目については、概要は以下の通りである。

- (1) 基本安全項目の反映
- (2) リスクを考慮した等級扱いの考えの明確化
- (3) 経営責任者及び全ての階層の管理者のリーダーシップに関する事項の追加
- (4) 法令遵守及び規制要件の反映の明確化
- (5) 経営責任者の安全文化醸成活動の明確化
- (6) 技術的、人的及び組織間の相互作用の重要性が考慮された全体の体系的なアプローチの取組みの明確化
- (7) 責任と権限のインタフェース（組織内部、外部組織とのインタフェース含む）
- (8) 試験・検査を行う者の独立の確保の明確化
- (9) プロセスの監視測定への自己アセスの追加：組織の内部の全ての階層におけるパフォーマンス、安全文化の醸成活動の継続的改善の状況、リーダーシップの有効性などの評価のための自己アセスを行うことを定める。また、安全文化及びリーダーシップについての独立セスメントの実施を定める。
- (10) 安全とセキュリティのそれぞれに対する潜在的な影響を追加
- (11) 内部監査を行う者の独立性（自らの管轄下にある業務以外の業務）の明確化：監査プロセスの客観性及び公平性を確保するために、内部監査を行う者及び監督の任に有るものへ、自身の業務マネジメントの管轄下の分野も含めて監査しないことを定める。
- (12) 不適合その他の事象の管理
などを含む 21 項目が新規に定められた。

6. JEAC4111 として追加した要求事項

国の品管規則・解釈に加えて、GSR Part2, JIS Q 9001:2015 の要求事項、従来の JEAC4111 の要求事項及び、事業者として更に必要な要求事項を検討して、品管規則・解釈の追加 21 項目に加えて、以下の要求事項を JEAC4111 の追加要求事項として定めた。

- (1) 「4.1 一般要求事項」において「リスク情報を活用しなければならない」を追加
- (2) 「6.1 資源の提供」において「組織の知識」を追加
- (3) 「7.1 業務の計画」において「リスクへの対応」「コンフィギュレーション管理」を追加
- (4) 「7.3.6 設計開発の妥当性確認」 設計・開発の計画段階において適切な実施時期を明確することを追加
- (5) 「7.3.7 設計・開発の変更管理」
 - 1) 変更管理は、設計・開発の間又はそれ以降に行われた変更を対象としなければならない。
- (6) 「7.4.1 調達プロセス」 「偽造品、不正品等を防止するための対策」を追加
- (7) 「7.5.1 業務の実施」 人的過誤（ヒューマンエラー）未然防止と対策を追加

以上を含めて、14 項目の追加要求事項を定めた。

7. 適用ガイド

適用ガイドは、第3部、附属書-2及び附属書-3を対象として、第2部の「基本要項事項」、「追加要項事項」に適合するための実績のある方法、活動の例を示しており、効果的なマネジメントシステムを構築するために用いることができる。また、適用ガイドには、「品管規則及び解釈」に対する実施方法を含むとともに、事業者の経験、技術の進歩、規制上の考慮を反映している。

以下に、基本要項事項及び追加要項事項に対応した代表的適用ガイドの事例を紹介する

7.1 4.1 一般要項事項「リスク情報活用」

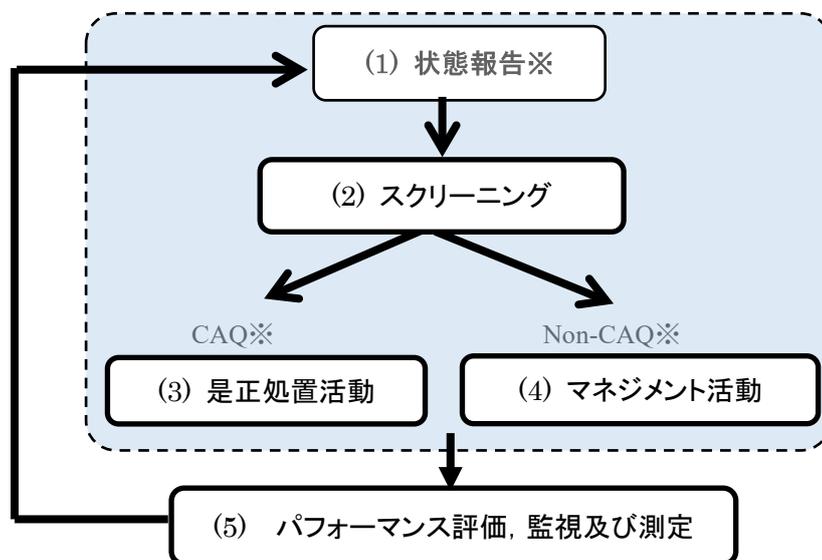
4.1の一般要項事項「リスク情報活用」に関連して適用ガイドに記載した主な点は、次の通りである。

- (1) グレード分けにおいて考慮できる事項を記載（従来と同様）。
- (2) 本規程におけるリスクは、業務・原子力施設における、安全、セキュリティ及び品質（業務・原子力施設の品質の達成）に影響を及ぼすリスク並びに放射線が環境に及ぼすリスクを前提としており、内部及び外部の課題（5.3a 参照）に応じて、労働安全上のリスクなど、他の容認できない多様なリスクも対象として含めることができる。
- (3) 原子力発電所にあつては、これらのリスク情報を活用した意思決定（RIDM：Risk Informed Decision Making）の取り組みが自主的に行われている。これは、「深層防護」及び「設計基準事故（DBA）」による「決定論的」アプローチに加えて、原子力発電プラントの標準的な確率論的リスク評価（PRA）と個々の発電プラントに固有なPRAを考慮するものであることを記載。

7.2 改善措置活動（CAP）（付属書1に適用ガイドとして詳細に記載）

従来より、Corrective Action Program：CAPを用語として使用していたが、さらに図-1に示す改善措置活動（CAP）に係る基本プロセスを明記した。また、従来のCAPと明確に識別するために、国における議論を反映して「改善措置活動（CAP）」という用語を使用した。不適合のみならず、不適合未満の事象や気づきなどを状態報告（Condition Report）として、すべてインプットする（その際、事業者のみならず、構内企業、協力企業からもインプットしてもらうことが肝要）。

- (1) この状態報告について1件、1件に拘るのではなく、状態報告の全数を母集団として、評価することにより、自らの脆弱性を探し出し、その脆弱性を是正する事を目的としている
- (2) この状態報告は、一方ではリスクを検討するためのシーズであり、リスクの観点でもレビューが必要である。
- (3) 図-1の(5)のパフォーマンス評価、監視及び測定においては、PI、状態報告等全体を評価し組織の脆弱性を抽出する。



※用語及び定義は、JEAC 4111 本文「用語及び定義」3.5を参照

図-1 改善措置活動(CAP)に係るプロセス

以下詳細は省くが、7.1 業務の計画(5)「コンフィギュレーション管理に対する要求」、5.4.2 マネジメントシステムの変更「組織変更を含む変更管理」、安全のための組織文化への全体的取り組み、4.1 一般要求事項「安全とセキュリティとの調和」、8.2.4 検査及び試験「検査員の独立性確保」、7.3.1 設計・開発の計画「業務の計画への設計管理プロセス適用」、7.4.1 調達プロセス「一般産業用工業品の管理」等については、適用ガイドの内容について、事業者の取組や他の規格との関係、関連する文献を踏まえて詳細に検討した。

8. 規格の活用について

本稿では、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC4111-2021)」について、その全体がわかるように説明した。最後に、重複した記載になることを承知で、本規格の今後の活用について述べる。

- (1) 本規格は、国の定めた規則・解釈を全面的に基本事項として定め、これに加えて事業者の自主的安全性向上となるよう「追加要求事項」とそれらのための「適用ガイド」で構成したものである。即ち、本規格との取り組みにより、規制要求を満たすと共に、これをさらに充実させ、原子安全をより強固にするための規格である。その意味からも、審査・検査を担う規制側と実施して改善を促進する事業者側の「安全のためのマネジメントシステム」に対する共通の理解のベースとなるものであり、規制側の文書に何らかの位置づけの明確化をしてもらいたいという訴求を発刊後、行う予定である。
- (2) 本規格は、その性格上、三学協会が定める多くの規格の最上位となる大きな傘となる性質を持っている。その意味でも、この大きな傘となる規格であることを認識して頂きたい。例えば、一つの良い事例であるが、「JEAC4209 保守管理規程」では、本規格の「7.3 設計管理」を踏まえて施設管理を規定しており、また保守管理においては、本規格の「是正措置活動 (CAP)」、「リスク情報活用」、「コンフィギュレーション管理」をベースとして規格を策定している。
- (3) 本規格は、IAEA の安全基準である「GSR PART 2」、「ISO9001:2015」、米国のプラクティス及び従来の日本の取組など踏まえて策定されており、従来になく大きな変更がなされており、これを適用するためには、学会標準も含めた多くの知見を必要とする。これらは、適用ガイドの形で示したが、要求事項の意味する事及び適用のための実施方法を示したもので、5 W1H までの「How To」を示したものではない。この適用ガイドを踏まえて、各事業者は、自らの組織にとって有効な具体的要領を策定し、原子力安全をより強固にしてゆくことが求められる。
- (4) 本規格は、世界の標準を基に策定されているが、適用ガイドはベストプラクティスを示したものではない。各事業者が、有効な具体的要領を定めるにあたっては、適用ガイドで示した実施方法に基づき、事業者間の良好事例の情報、或いは世界のベストプラクティスを参照して自らのシステムを構築して頂きたい。

参考文献

- [1] JIS Q 9001:2015 品質マネジメントシステム—要求事項
- [2] JEAC 4111-2013 原子力安全のためのマネジメントシステム規程
- [3] JEAC 4111-20XX 原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (公衆審査版)
- [4] JIS Q 19011:2019 マネジメントシステム監査のための指針
- [5] JIS Q 9000:2015 品質マネジメントシステム—基本及び用語
- [6] Safety Requirements No.GS-R-3: The Management System for Facilities and Activities (IAEA, 2006)
- [7] General Safety Requirement No. GSR Part 2: Leadership and Management for Safety (IAEA, 2016)
- [8] 基本安全原則 SF-1 (IAEA)
- [9] 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 2019 (日本原子力学会)
- [10] 中條 武志・棟近 雅彦・山田 秀: ISO 9001:2015 要求事項の解説 (日本規格協会)

標準委員会セッション

検査制度を踏まえた安全性向上活動における学協会規格の役割

The activation of various safety improvement activities carried out in connection with the new inspection system by application of standards

(3) 検査制度を踏まえた東京電力の安全性向上にかかる取り組み

(3) TEPCO's actions to enhance safety of nuclear power plants based on the new inspection system

*稲垣 武之¹

¹東京電力ホールディングス (株)

1. はじめに

東京電力ホールディングスでは、福島第一原子力発電所事故の反省と教訓を踏まえ、自主保安の向上のための活動を継続的に推進してきている。2013年にとりまとめた「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」(安全改革プラン)では、事故の当事者として二度と過酷事故を起こさないため、福島第一原子力発電所事故を起こした組織的な問題を分析し、「安全意識」、「技術力」、「対話力」の強化を対策の柱に据えている。

2016年には、安全改革プランで示した決意や考え方を踏襲したうえで、比類なき安全を創造し続けるための仕事の進め方を示す「マネジメントモデル」を制定した。さらに、2020年4月より、品管規則と原子炉監視プロセスを中心とする検査制度が導入されるにあたり、関連性の大きい活動について更なる強化を図っているところである。

本稿では、検査制度に沿って自主保安向上を進める上で重要な分野の活動について、目的および現在の状況を述べる。

2. マネジメントモデルの構成とそれに基づく改善活動

マネジメントモデルの全体構成を図1に示す。

原子力・立地本部が目指すべき姿を「ビジョン」、社会の中で存在する意義を「ミッション」として定めるとともに、これらを実現する上で大切にすべき「価値観」と「実現のための基本方針」を明らかにしている(図上段)。

これらを達成するために取り組むべき業務を記載しているのが図中段である。原子力・立地本部の業務は、「管理要素」と呼ばれる重要な機能で構成されている。それらは「運転」を頂点とした5つの分野に大別され、全てが「世界最高水準の安全で効率的な原子力発電」を支えている。マネジメントモデルをまとめた図書では、各管理要素について、「管理要素が目指すもの」、「重要成功要因」、「改善達成後にあるべき姿」、「責任者」、「PI(パフォーマンス指標)」を記載している。

管理要素の下に位置しているのが「ファンダメンタルズ」で、日々の業務遂行に当たって、ふるまいの基盤となる事項をまとめたものである。

こうした活動を通じて改善された業務のパフォーマンスは、「マネジメントオブザベーション(MO)」等の自ら実施する活動や、「マネジメント・レビュー」等の原子力リーダーが実施する活動、「原子力安全監視室」等の第三者が実施する活動等、様々なレベルの活動によって効果的にモニタリングされる(図下段)。そして、素早いPDCAを何度も繰り返すことで「昨日よりも今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類なき安全を創造」し続ける仕組みとしている。

*Takeyuki Inagaki¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.,

マネジメントモデルに記載された目標を実現し、世界最高水準の安全と品質を達成するためのピア活動の主体となるのが、本社機能分野マネージャ（CFAM）およびサイト機能分野マネージャ（SFAM）である。CFAM、SFAMは毎年、マネジメントモデル記載やWANO PO&C等の産業界標準と現状との比較、内外のピアレビューの指摘、セルフアセスの結果等を用いてギャップ分析を実施し、翌年度のアクションプランを策定する。アクションプランに基づく改善活動は、CFAM/SFAMと本社・発電所の関係メンバーで構成されるピアグループによって実行され、ピア会議、CFAM報告書を通じて進捗の確認、上位職（スポンサー、CFAM統括担当、発電所長、本部長）への報告がなされる。このプロセスを通じて、世界最高水準の安全・品質の実現に向けた改善活動が継続的に実施される仕組みとなっている。

以下の項で、検査制度に関連が強い管理要素活動、ならびにパフォーマンスモニタリングの代表としてマネジメントオブザベーションとセルフアセスメントの現状について述べる。

3. 関連管理要素活動の現状

3-1. 統合リスク管理とRIDM

運転、メンテナンス、エンジニアリング等の各管理要素の業務プロセスにおいて、リスクを統合して管理するためのプロセス（統合リスク管理プロセス）を構築し、実践を開始している。また、原子力・立地本部のリスクを許容可能なレベルまで低減するための体制を構築し、役割と責任を明確にするため、リスク管理状況を一元的に統括すると共に、重要リスクの優先度、対策方針を決定するための部門横断的な会議体として原子力リスク管理会議を設置し、運用している。現場におけるメンバーから上層部まで含めた主体的なプロセス浸透活動は2018年度から継続的に実施しており、定量的な結果の傾向（2019年度の燃料損傷頻度（FDF）の推移は2F/KKともに2017年度比で1/10以下へ低減。G2以上の不適合のうち、統合リスク管理で防げなかった不適合の件数が2018年度比で半減）や行動、理解・意識に変化が見られており、プロセスは有効に機能しているものと考えられる。

プラントの改造や運転に係る意思決定において、従来の決定論的評価からの知見に加えて、確率論的リスク評価（PRA）から得られる知見を組み合わせた評価に基づき行うことが、リスク情報を活用した意思決定（RIDM：Risk-Informed Decision Making）プロセスであり、発電所のリスク管理に極めて有効である。

現在、発電所の運転部門、保全部門および安全部門がリスク情報をいかに業務に活用し、有効な取り組みにしていくかについて意見交換を継続している。この意見交換を踏まえた活動の一つとして、重要設備として保護（保護柵、標識の設置、部屋の施錠管理等）する対象を最適化する取り組みを運転部門と開始した。具体的には、確率論的リスク評価（PRA）により、設備の機能喪失が炉心損傷頻度に大きく影響する（重要度の高い）設備を設備保護の対象として特定する。一方、設備の機能喪失が炉心損傷頻度に大きく影響しない（重要度の低い）設備に対しては、既に設備保護を実施している場合、保安規定の関与等やその他リスクを考慮し、対象からの除外可否を検討する。

また、原子炉施設の安全性に甚大な影響を与える可能性があるリスク情報（設計の想定を超えるおそれがある新たな知見）を入手した際の対策立案に当たり、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）プロセスを導入し、社内マニュアルへの反映が完了している。今後も、原子力安全の更なる向上をめざし、確率論的リスク評価（PRA）から得られる知見（原子力安全上重要な設備、操作）の運転分野や保全部門への展開等、リスク情報活用を促進していく。

3-2. コンフィグレーション管理

構成管理（コンフィグレーションマネジメント）は、発電所の設備が設計通りに製造、設置、運転されていることを保証し、プラントの安全性を維持する取り組みである。

3-2-1. 設計コンフィグレーション管理

設備設計に変更があった場合に、設計要件、実機器、設備図書が整合した状態を維持するため、必要な施策の検討を進めている。

設計要件や根拠に関する情報へのアクセス性を向上させるため、それら情報を設計基準文書という形に整理している。柏崎刈羽については、7号機の安全機能を有する系統（共通設計も含めて約40系統）の整備を目指し、現在までに25系統の作成を完了するとともに、他号機についても整備を進めている。また、福島第二4号機を対象に、安全なプラント停止維持に必要な範囲の設計基準文書の整備を進めており、全9系統分の文書案を整備した。今後プラントメーカーも含めてレビューを進め、更なる記載の適正化、根拠情報の充実化を図る。

構成管理プロセス（設計変更管理プロセス）については、設計要件、実機器、設備図書の整合を強く意識した新しいプロセスの運用を開始している。具体的には、設計の計画の段階で、どの設計要件に影響を与えるか検討するためのリストの詳細化や、設計変更によってどの設備図書に影響が及ぶか確認するなどの運用を盛り込み、その後の設計活動において、影響を受ける範囲をしっかりと管理することとした。最近では、詳細化したリストについて、社外事例の教訓反映等を実施した。現在まで、新プロセスに関わる大きな問題点は確認されていないが、引き続き運用状況を注視し、更なる改善活動に繋げていく。

3-2-2. 運転コンフィグレーション管理

運転や保全等の活動において、発電所設備の実際の状態を設計要件といかに整合させるかという運転コンフィグレーション管理は極めて重要となる。この達成のためには、発電所の技術系所員が自業務にかかわる発電所設備の設計要件を把握するとともに、現場におけるコンフィグレーション管理上の問題を見つけ、解決する力をつける必要がある。現在、設計管理・コンフィグレーション管理のCFAM/SFAMが中心となって、コンフィグレーション管理研修、現場ウォークダウン研修を展開している。

3-3. パフォーマンス向上

パフォーマンス向上の取組として、是正処置プログラム（CAP）のほか、マネジメントオブザバージョン（MO）やセルフアセスメント、運転経験（OE）、内外部からの指摘など様々な改善の機会を要素とし、不適合事象の他、安全に影響を及ぼす可能性のある問題点や世界レベルの安全品質を達成していない事項を特定している。その上で、重要度に応じて原因を分析して速やかに是正するとともに、影響範囲を評価し、再発防止策を展開することで、継続的にパフォーマンスを向上させ、世界最高水準の安全達成に貢献することとしている。

3-3-1. 是正措置プログラム（CAP）

不適合や運転経験（OE：Operating Experience）情報に限定せず、原子力安全のパフォーマンス向上に有用な情報（マネジメントオブザバージョン結果、ベンチマーク結果、第三者評価結果、ニアミス情報等）を是正措置プログラム（CAP：Corrective Action Program）として一元的に管理し、より根本的な対策を講じることにより効率的・効果的な改善を図ることを目指している。

柏崎刈羽原子力発電所では、不適合や運転経験（OE：Operating Experience）情報に基づくサービスリクエスト（SR）と原子力安全のパフォーマンス向上に有用な情報に基づく状態レポート（CR）を統合し、CRに一本化し、情報の一元化と分析や登録などの処置を合理化している。また、CAPの推進者として、各部門にパフォーマンス向上担当（PICO）を配置し、CAP情報のスクリーニングを実施するとともに、知識や経験を活かしてCAPや現場観察など様々な情報を俯瞰した気付きの報告をすることで、未然防止や所員の気付き力の強化に活かす活動を行っている。

3-3-2. ヒューマンパフォーマンス（HU）

ヒューマンパフォーマンスに関する継続的な学習の機会・仕組みにより、自社および協力企業の各階層が、その役割に応じた期待事項を理解し、日々の活動の中で体現することでヒューマンパフォーマンスを向上させる取り組みを展開している。

具体的には、ヒューマンエラー防止に関して具体的な知っておくべき心得や期待される振る舞いを「ファンダメンタルズ」に明文化して協力企業にも共有するとともに、部門共通のガイドラインを策定し、SATベースのトレーニングを構築・実践している。また、ヒューマンエラーのグレード付け

とモニタリング基準の構築を進めている。この達成には、パフォーマンス向上部門と実際に発電所の諸活動を担う、運転、保全、放射線防護部門の連携が不可欠であり、これらの分野の CFAM/SFAM が協力しながら、パフォーマンスツール使用に関する教育・訓練、現場作業における6つの重要な質問の実践などを進めている。

3-4. 変更管理

変更管理は、実施が決定した組織変更や業務プロセスの変更等の際、変更を混乱なく、成功裏に導くための体系的な手法である。変更実施の責任・体制の明確化、リスクの抽出、関係者への丁寧な説明と理解活動を計画的に実施することにより、変更を円滑に実施し、成果に迅速に結びつける狙いがある。また、変更実施後に有効性を評価し、計画段階で見込んでいた成果の得られていない場合は更なる改善を図るものである。こうした変更管理の適用により、組織やプロセス変更等に柔軟かつ迅速に対応できる組織運営を目指している。変更管理の実施にあたっては、案件の重要度や安全への影響度に応じて、管理レベルを設定することが重要である。

当社では、変更管理の取組を体系的に実施するため、2020年4月に変更管理に関するマニュアルを制定し、展開を図っている。展開にあたっては、日常業務への変更管理の活用と、各変更案件の有効性評価の確実な実施を課題と認識し、浸透活動に取り組んでいる。

4. 業務パフォーマンスをモニタリングする仕組みの現在の状況

4-1. マネジメントオブザベーション

マネジメントオブザベーション(MO)は、継続的なパフォーマンス向上を達成するために、管理者が積極的に現場へ出向き、業務の実態を観察することで、安全に影響を及ぼす可能性のある問題を検知し、是正するとともに、期待事項およびファンダメンタルズの徹底や業務プロセスの改善を行うものである。原子力安全改革を推進し原子力安全を向上させるために、海外の優良な原子力事業者が積極的に取り入れている管理手法である MO を当社も積極的に活用している。

MO を確実に浸透させるため、米国原子力発電所で MO を精力的に進めてきたエキスパートを招へいし、当社や協力企業の管理職を対象に実際の MO を通じて、事前準備で実施すべきこと、MO 中の具体的な視点、MO 対象者とのコミュニケーションの仕方などを指導してもらう（コーチ・ザ・コーチ）取組を保全部門や運転部門を中心に展開してきている。

これまでに、福島第一、福島第二、柏崎刈羽および東通原子力建設所において、MO で指摘した事項について、状態レポート（CR）を起票して問題を改善するとともに、情報を集約して全体の傾向分析等を継続的に実施している。

4-2. セルフアセスメント

マネジメントモデルが指す重点セルフアセスメントとは、特定のテーマ（範囲）について、私たちの現在のパフォーマンスと世界最高水準のパフォーマンスとのギャップを自ら特定し、積極的・継続的に改善するプロセスである。これにより、外部機関のレビューに頼ることなく迅速に改革・改善を推進することを意図している。

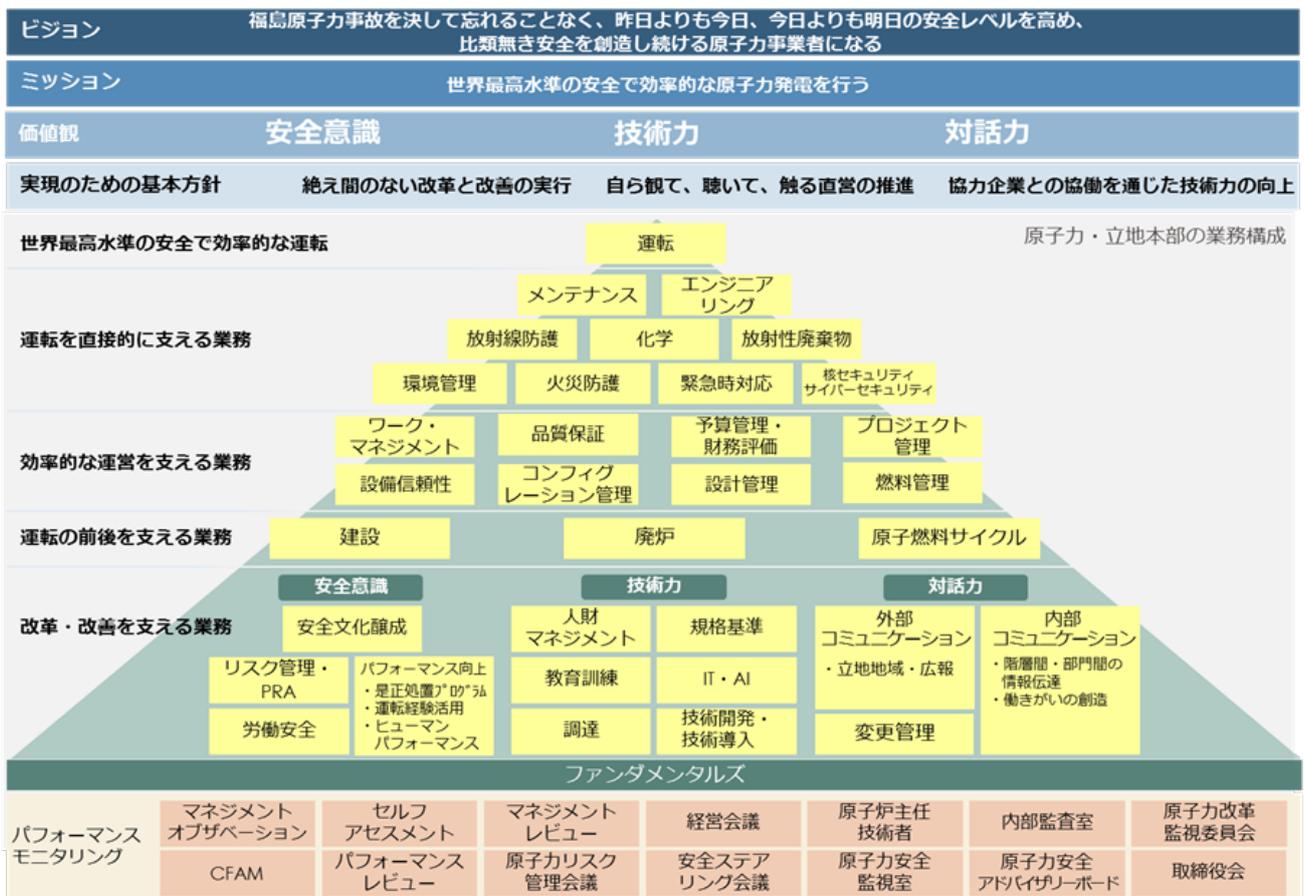
この目的を実現するために、2018年に制定した「重点セルフアセスメント実施ガイド」に基づき、各分野の CFAM/SFAM がテーマを立案し、チーム（チームリーダー、スポンサー、レビュアー複数名）を組み、数日間使って、チェックリストに基づく確認（例：MO、インタビュー、プロセスレビュー）を行い、自分たちで課題を抽出する。この抽出された課題（Area for Improvement: AFI, Enhancement: ENH）については、状態レポート（CR）を起票して改善を進めている。

5. おわりに

2020年4月から新たな検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な

保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度である。

本稿は、この検査制度のもと、東京電力ホールディングスにおける主要な継続的安全性向上活動を紹介した。この活動を持続的なものとするには、マネジメントモデルが示す重要成功要因や改善後のあるべき姿と現状との比較、品管規則等の規制の要求事項や WANO PO&C 等の産業界の標準が示す推奨事項に対する比較、マネジメントオブザベーションやセルフアセスメントの結果に基づく弱点の分析などを含むギャップ分析を定期的実施し、自分たちのアクションを見直していく必要がある。今後も CFAM/SFAM が中心となってこうしたギャップ分析とアクションプランの策定を実施し、世界最高水準の安全・品質レベルに向け、継続的な改善に取り組んでいく。



無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

図1 東京電力ホールディングス(株) 原子力・立地本部マネジメントモデル

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[3H_PL04] Discussion

Naoto Sekimura¹, Yoshiyuki Narumiya², Kunimichi Watanabe³, Takeyuki Inagaki⁴ (1. Utokyo, 2. SC, 3. JEA, 4. TEPCO HD)

2020年4月より新しい検査制度が開始されている。これは規制の検査と事業者の自主的安全性向上の取り組みの両輪がうまく合致して進むべき仕組みである。学協会の規格・標準は、3学協会（原子力学会、機械学会、電気協会）を中心に20年にわたり整備活用されてきた。しかし、リスクインフォームドアプローチの本質的な進展による原子力施設のこれからの安全性向上を目指して、多様なことに取り組んでいく事業者の活動を活性化することが必要である。そのために、世界の新知見を広く反映した学協会規格が整備されこれらの活動に貢献できることを民間ガイドラインなどの活用も含めて議論する。

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[3K_PL] Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels

Development of Nuclear Fuels for Future Reactors

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[3K_PL01] Diverse fuel forms and R &D prospects

*Ken Kurosaki¹ (1. Kyoto Univ)

[3K_PL02] Light water reactor fuels

*Masayoshi Uno¹ (1. Univ. of Fukui)

[3K_PL03] MOX fuels

*Seiichiro Maeda¹ (1. JAEA)

[3K_PL04] Metal fuels

*Takanari Ogata¹ (1. CRIEPI)

[3K_PL05] Nitride fuels

*Masahide Takano¹ (1. JAEA)

[3K_PL06] High temperature gas-cooled reactor fuels

*Shohei Ueta¹ (1. JAEA)

[3K_PL07] Molten salt fuels

*Yuji Arita¹ (1. Univ. of Fukui)

[3K_PL08] Discussion

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的などころからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減量化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

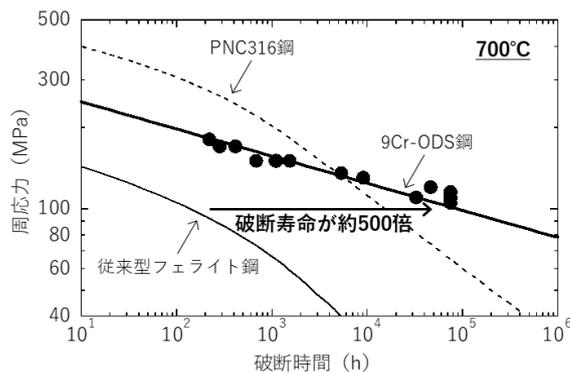


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

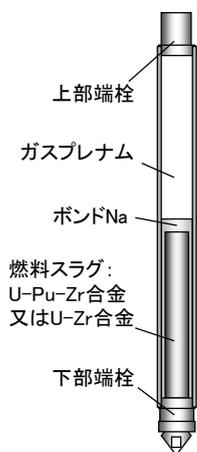


図 2 金属燃料ピン

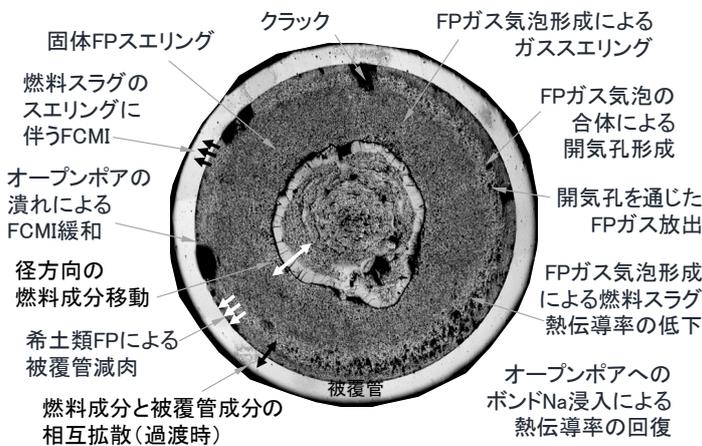


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の間隙は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。U-Pu-Zr合金の融点はMOX燃料より低いが、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕はMOX燃料より大きくなる。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針はMOX燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所(INL)他において、MA含有金属燃料の照射後試験(METAPHIX他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム(ADS)によるMA核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA生成源となるUを含まず、TRU(MAとPu)窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物粒子をTiN母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度であり、年間250kgのMA核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の(n, p)反応による ^{14}N からの ^{14}C 生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の ^{15}N を高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験(PIE)データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用(PCMI)が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながらNpからCmまでの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々のTRU-ZrN系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである $^{15}\text{N}_2$ ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している ^{18}O 濃縮の技術が N_2 低温蒸留プラントに流用可能であり、年間1トンの99%濃縮 $^{15}\text{N}_2$ ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスを無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よくPIEデータを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物(FP)の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百 μm の二酸化ウラン(UO_2)の燃料核に、厚さ数十 μm の熱分解炭素(PyC)層及び炭化ケイ素(SiC)層を被覆した、いわゆるTRISO(Tri-structural isotropic)構造の4重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、熱出力30MWの高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉(HTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的などころからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減量化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

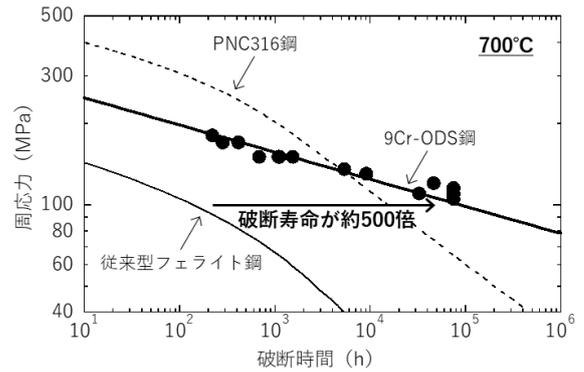


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

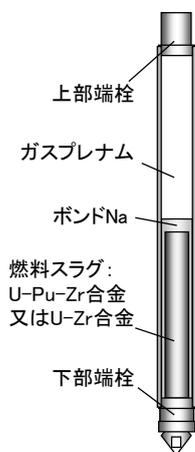


図 2 金属燃料ピン

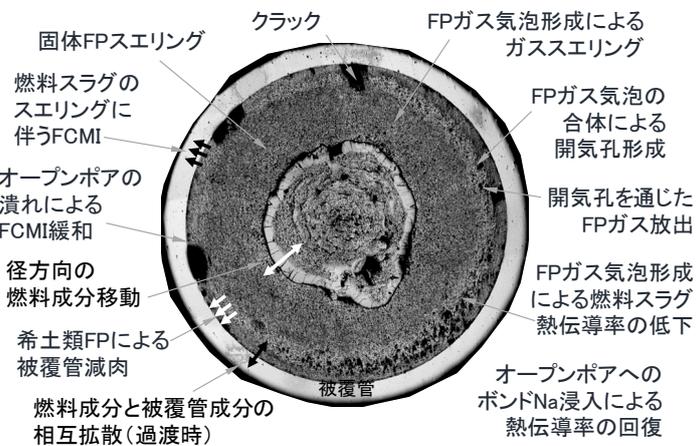


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。U-Pu-Zr合金の融点はMOX燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕はMOX燃料より大きくなる。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針はMOX燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所(INL)他において、MA含有金属燃料の照射後試験(METAPHIX他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム(ADS)によるMA核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA生成源となるUを含まず、TRU(MAとPu)窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物粒子をTiN母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度であり、年間250kgのMA核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の(n, p)反応による¹⁴Nからの¹⁴C生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の¹⁵Nを高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験(PIE)データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用(PCMI)が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながらNpからCmまでの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々のTRU-ZrN系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである¹⁵N₂ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している¹⁸O濃縮の技術がN₂低温蒸留プラントに流用可能であり、年間1トンの99%濃縮¹⁵N₂ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスが無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よくPIEデータを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物(FP)の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百μmの二酸化ウラン(UO₂)の燃料核に、厚さ数十μmの熱分解炭素(PyC)層及び炭化ケイ素(SiC)層を被覆した、いわゆるTRISO(Tri-structural isotropic)構造の4重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、熱出力30MWの高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉(HTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的などころからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減量化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

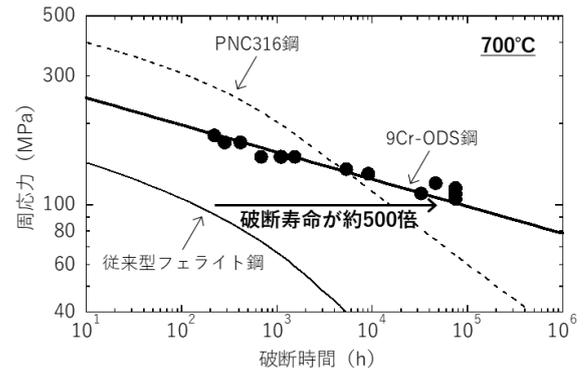


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

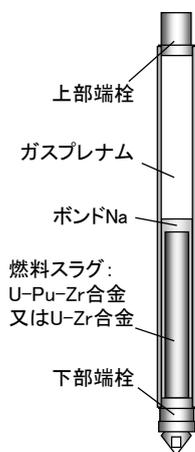


図 2 金属燃料ピン

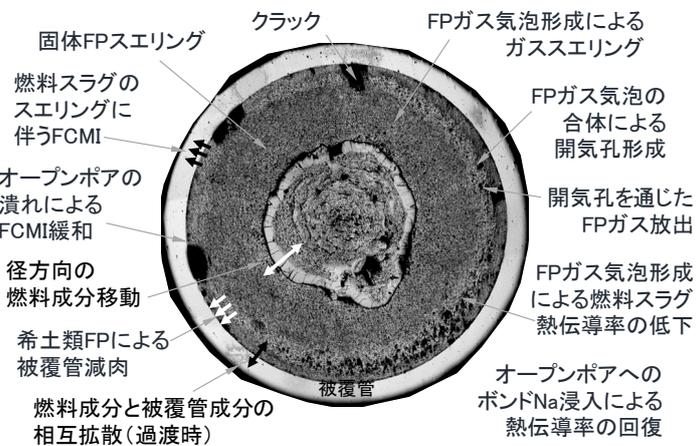


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。U-Pu-Zr合金の融点はMOX燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕はMOX燃料より大きくなる。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針はMOX燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所(INL)他において、MA含有金属燃料の照射後試験(METAPHIX他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム(ADS)によるMA核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA生成源となるUを含まず、TRU(MAとPu)窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物粒子をTiN母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度であり、年間250kgのMA核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の(n, p)反応による¹⁴Nからの¹⁴C生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の¹⁵Nを高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験(PIE)データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用(PCMI)が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながらNpからCmまでの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々のTRU-ZrN系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである¹⁵N₂ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している¹⁸O濃縮の技術がN₂低温蒸留プラントに流用可能であり、年間1トンの99%濃縮¹⁵N₂ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスが無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よくPIEデータを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物(FP)の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百μmの二酸化ウラン(UO₂)の燃料核に、厚さ数十μmの熱分解炭素(PyC)層及び炭化ケイ素(SiC)層を被覆した、いわゆるTRISO(Tri-structural isotropic)構造の4重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、熱出力30MWの高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉(HTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的などころからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

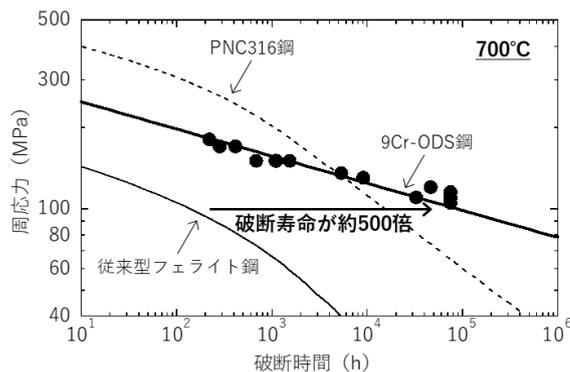


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

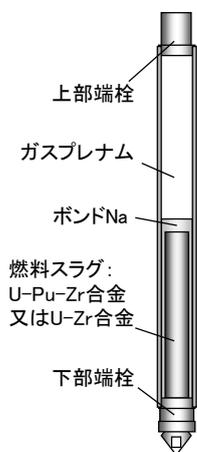


図 2 金属燃料ピン

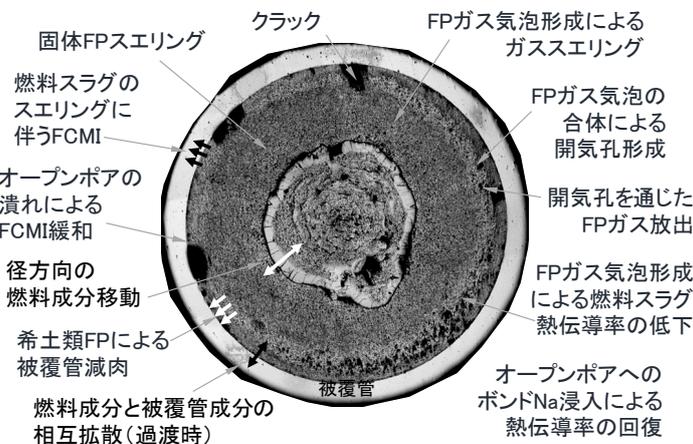


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。U-Pu-Zr 合金の融点は MOX 燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕は MOX 燃料より大きくなる。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針は MOX 燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA 生成源となる U を含まず、TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物粒子を TiN 母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度であり、年間 250 kg の MA 核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の (n, p) 反応による ^{14}N からの ^{14}C 生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の ^{15}N を高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用 (PCMI) が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながら Np から Cm までの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々の TRU-ZrN 系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである $^{15}\text{N}_2$ ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している ^{18}O 濃縮の技術が N_2 低温蒸留プラントに流用可能であり、年間 1 トンの 99% 濃縮 $^{15}\text{N}_2$ ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスを無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よく PIE データを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物 (FP) の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百 μm の二酸化ウラン (UO_2) の燃料核に、厚さ数十 μm の熱分解炭素 (PyC) 層及び炭化ケイ素 (SiC) 層を被覆した、いわゆる TRISO (Tri-structural isotropic) 構造の 4 重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構 (JAEA) は、熱出力 30 MW の高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉 (HTTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的なところからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減量化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

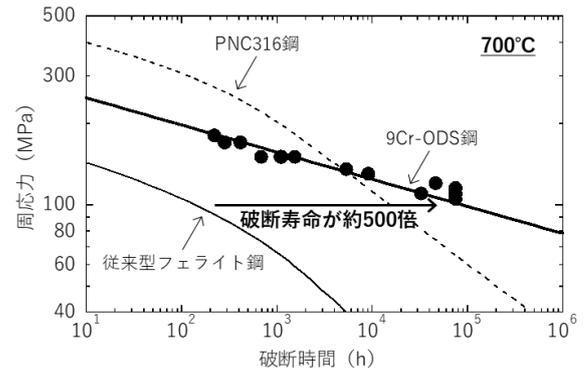


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

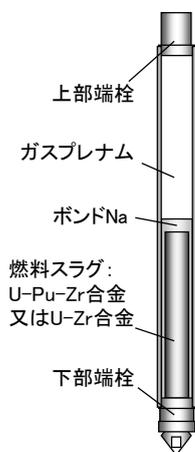


図 2 金属燃料ピン

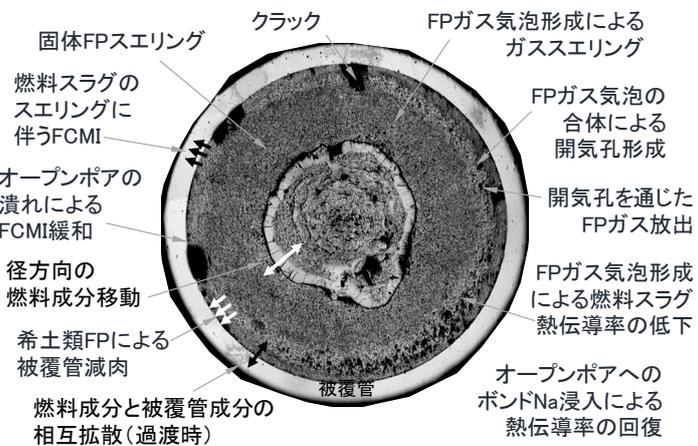


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。U-Pu-Zr合金の融点はMOX燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕はMOX燃料より大きくなる。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針はMOX燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所(INL)他において、MA含有金属燃料の照射後試験(METAPHIX他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム(ADS)によるMA核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA生成源となるUを含まず、TRU(MAとPu)窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物粒子をTiN母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度であり、年間250kgのMA核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の(n, p)反応による ^{14}N からの ^{14}C 生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の ^{15}N を高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験(PIE)データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用(PCMI)が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながらNpからCmまでの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々のTRU-ZrN系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである $^{15}\text{N}_2$ ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している ^{18}O 濃縮の技術が N_2 低温蒸留プラントに流用可能であり、年間1トンの99%濃縮 $^{15}\text{N}_2$ ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスが無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よくPIEデータを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物(FP)の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百 μm の二酸化ウラン(UO_2)の燃料核に、厚さ数十 μm の熱分解炭素(PyC)層及び炭化ケイ素(SiC)層を被覆した、いわゆるTRISO(Tri-structural isotropic)構造の4重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、熱出力30MWの高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉(HTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的なところからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減量化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

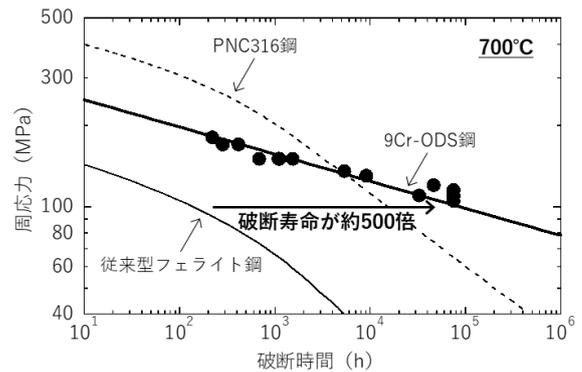


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

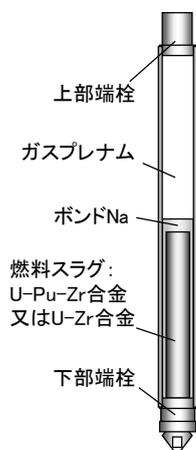


図 2 金属燃料ピン

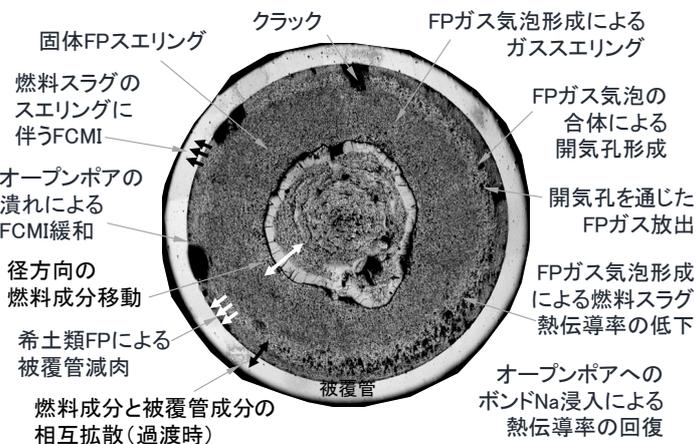


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図 2 に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するため Na で充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用 MOX 燃料と同様である。U-Pu-Zr 合金の融点は MOX 燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕は MOX 燃料より大きくなる。図 3 には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針は MOX 燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所 (INL) 他において、MA 含有金属燃料の照射後試験 (METAPHIX 他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr 合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料 (日本原子力研究開発機構・高野 公秀)

加速器駆動システム (ADS) による MA 核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所では MA 高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA 生成源となる U を含まず、TRU (MA と Pu) 窒化物を ZrN あるいは TiN で希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合は TRU 窒化物粒子を TiN 母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力 800 MW の ADS 炉心設計では、約 8 トンの (MA, Pu, Zr)N 燃料が装荷され、TRU 窒化物/ZrN 母材混合比は平均で 40/60 mol% 程度であり、年間 250 kg の MA 核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の (n, p) 反応による ^{14}N からの ^{14}C 生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の ^{15}N を高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料や MOX 燃料に比べて少なく、MA 無添加の (Pu, Zr)N ペレットの照射実績が 2000 年代に国内外で数例ある他、MA を含有したものは Am を低濃度で添加した (Pu, Am, Zr)N ペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験 (PIE) データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のある FEMAXI 上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS 炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用 (PCMI) が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながら Np から Cm までの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々の TRU-ZrN 系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである $^{15}\text{N}_2$ ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している ^{18}O 濃縮の技術が N_2 低温蒸留プラントに流用可能であり、年間 1 トンの 99% 濃縮 $^{15}\text{N}_2$ ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスを無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よく PIE データを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料 (日本原子力研究開発機構・植田 祥平)

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物 (FP) の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百 μm の二酸化ウラン (UO_2) の燃料核に、厚さ数十 μm の熱分解炭素 (PyC) 層及び炭化ケイ素 (SiC) 層を被覆した、いわゆる TRISO (Tri-structural isotropic) 構造の 4 重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構 (JAEA) は、熱出力 30 MW の高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉 (HTTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**Concepts and Basic Design of Diverse Nuclear Fuels****- Development of Nuclear Fuels for Future Reactors-***黒崎 健¹, *宇埜 正美², *前田 誠一郎³, *尾形 孝成⁴*高野 公秀³, *植田 祥平³, *有田 裕二²¹京都大学, ²福井大学, ³日本原子力研究開発機構, ⁴電力中央研究所**1. はじめに**

多様な原子燃料の概念と基礎設計として、特に、将来の原子炉のための燃料開発について議論する。この企画は、現在、日本原子力学会誌で連載中の連載講座『多様な原子燃料の概念と基礎設計』と連動している。本企画セッションの内容は、連載講座の最後のまとめの記事の一部となる。企画セッションでは、核燃料の種類と将来に向けた研究開発の展望を述べたのち、軽水炉燃料、MOX燃料、金属燃料、窒化物燃料、高温ガス炉燃料、熔融塩燃料の六つの燃料形態について、燃料の基本設計と研究開発の現状と課題について概説する。六つの燃料形態ごとにその特徴や研究開発の現状を概説した後、研究開発、特に、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を行う。

2. 多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—**(1) 多様な燃料形態と研究開発の展望（京都大学・黒崎 健）**

ウランやプルトニウムを主成分として、様々な化学組成・形状の物質が、核燃料になりうる。化学組成だと、酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物、形状だと、ペレット、スラグ、被覆粒子、熔融物などの種類がある。燃料形態ごとに特徴があり、その特徴をうまくいかすように使用される炉型が定まる。例えば、酸化物であれば、軽水炉や高速炉用燃料として、二酸化ウランやウラン-プルトニウム混合酸化物（MOX）の粉末を焼き固めたペレット状の燃料が開発されている。金属であれば、高速炉用燃料として、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元系の金属スラグ状の燃料が開発されている。また、フッ化物は融点が低く、それゆえ、熔融物の形状で使用される。これらの燃料の研究開発には、いくつかの段階がある。例えば、燃料製造試験、基礎物性試験、照射・照射後試験などである。このような段階を経て実用化につながっていくが、それぞれの燃料形態ごとに、研究開発の段階は異なる。現行の軽水炉で既に豊富な使用実績のある酸化物から、今後かなり基礎的などころからの研究開発が求められるフッ化物まで、その幅は広い。以降、化学組成、形状ならびに使用される炉型の観点から分類した六つの燃料形態について、主に研究開発の展望を概説する。

(2) 軽水炉燃料（福井大学・宇埜正美）

軽水炉燃料は国内外で豊富な運用実績があり、そのふるまいについても多くの知見が得られている。現在は、今後のさらなる使用済燃料発生量の低減や安全性を含む性能向上を目指し、被覆材の改良等に取り組んでいる。また、既存の軽水炉に装荷可能で過酷事故時においても熔融しにくく、損傷しにくい燃料である事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）についても燃料の被覆材、燃料材等の検討、研究がなされている。これらの新たな材料を軽水炉に適用するにあたり、同環境を模擬する試験炉あるいは実炉での照射試験データを取得する必要がある。

(3) MOX 燃料（日本原子力研究開発機構・前田 誠一郎）

MOX 燃料は、既にプルスーマルとして軽水炉において利用されており、更に、ウラン資源を究極的に利用できる高速炉のドライバー燃料として、高速実験炉「常陽」の長期に亘る運転に利用されると共に高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験に供された。高速炉では、高速中性子の照射量が大幅に高いことから、被覆管の照射損傷による膨れ（スエリング）が生じる。これを抑制する材料として PNC316 鋼を開発しており、

更に、炉心取出平均燃焼度 150 GWd/t に相当する照射量 250 dpa に耐え、高温での機械的強度を高めた氧化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼) の開発を進めており、図 1 に示すように高温での優れたクリープ強度特性が示されている。また、中性子スペクトルが硬い高速炉では長半減期核種であるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムのマイナーアクチノイド (MA) 及びプルトニウム (Pu) -240 等の偶数核の Pu 同位体核種に対しても高い核分裂断面積を有する。高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減を目指すために、MA を高速炉で消滅させるための MA 含有 MOX 燃料の開発を進めている。

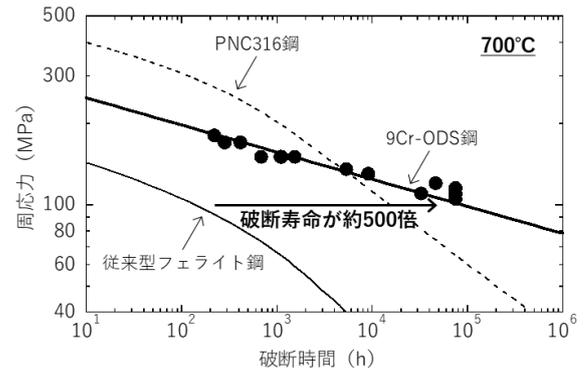


図 1 ODS フェライト鋼被覆管のクリープ破断強度

実際に「常陽」使用済燃料から回収された数グラムの MA を原料とした燃料を用いた照射試験を運転再開後の「常陽」で実施することを計画している。また、今後、プルサーマルの進展に伴って使用済 MOX 燃料の取扱いが問題になり、使用済 MOX 燃料を再処理した場合に回収される高次化 (同位体組成として Pu-240 等の割合が高い) した Pu の利用が課題となる。高速炉サイクルでは高次化 Pu をも繰り返して利用することができる。余剰 Pu を持たず、Pu をマネジメントする観点から、高速炉の多様な特徴をいかして、Pu を燃焼させることが当面のターゲットとなる。これらのため、従来 Pu 含有率として約 30 wt% が上限と考えられてきたが、これを超える高 Pu 含有 MOX 燃料の開発が期待されている。具体的には、再処理時の硝酸溶液への溶解性を高める技術開発、高発熱原料粉に対応した高度化製造技術開発、燃料/被覆管化学的相互作用 (FCCI) 等の炉内挙動を把握するための照射試験、燃料物性・照射挙動のシミュレーション技術開発等を行うことを目指している。ここで、「常陽」は世界でも極めて限られた高速中性子照射場であり、MOX 燃料に限らず高速炉用燃料の開発を進めるためには不可欠な研究開発インフラであり、早期の運転再開が期待される。

(4) 金属燃料 (電力中央研究所・尾形 孝成)

高速炉用燃料として考えられている金属燃料には U-Pu-10 wt.%Zr 合金が用いられる。中性子の減速に有効な酸素や窒素等の軽元素を燃料成分として含まないため、金属燃料炉心では中性子の平均エネルギーが高くなる。しかも炉心の核燃料物質の密度が高くなるため、増殖比の向上や核分裂性物質の炉心装荷量の低減など高性能の炉心の設計が可能となる。米国の IFR プログラム (1984~1994 年) における金属燃料開発の結果、19 at.% 以上の高燃焼度の達成など金属燃料の高い性能が明らかとなった。

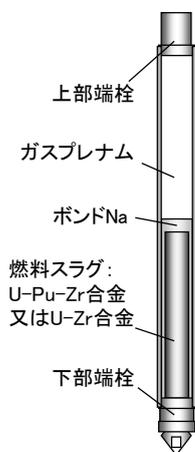


図 2 金属燃料ピン

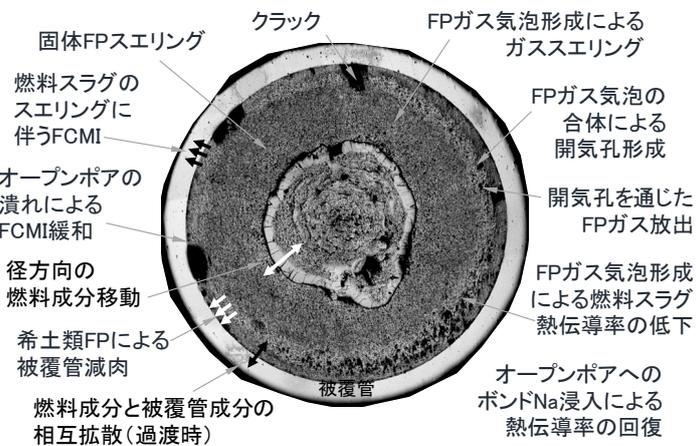


図 3 金属燃料の照射挙動

金属燃料ピンの概念図を図2に示す。棒状の燃料合金は燃料スラグと呼ばれ、射出鋳造法によって成型される。燃料スラグと被覆管の隙間は、熱伝達を促進するためNaで充填される。燃料集合体および高速炉システムの概念や構造は、高速炉用MOX燃料と同様である。U-Pu-Zr合金の融点はMOX燃料より低い、熱伝導率が高いため、燃料中心溶融に対する余裕はMOX燃料より大きくなる。図3には金属燃料の照射挙動をまとめている。金属燃料ピンの設計方針はMOX燃料と同じものが適用でき、設計評価においては金属燃料特有の物性値と照射挙動が考慮される。

金属燃料の研究開発としては、現在、電力中央研究所や米国アイダホ国立研究所(INL)他において、MA含有金属燃料の照射後試験(METAPHIX他)、金属燃料挙動解析コードのベンチマーク解析、U-Pu-Zr合金物性の基礎研究などが進められている。

(5) 窒化物燃料（日本原子力研究開発機構・高野 公秀）

加速器駆動システム(ADS)によるMA核変換のため、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所ではMA高含有窒化物燃料の研究開発を進めている。MA生成源となるUを含まず、TRU(MAとPu)窒化物をZrNあるいはTiNで希釈した不活性母材型の窒化物燃料であり、前者の場合は単相固溶体ペレット、後者の場合はTRU窒化物粒子をTiN母材に分散させた粒子分散型ペレットとする。現状の熱出力800MWのADS炉心設計では、約8トンの(MA, Pu, Zr)N燃料が装荷され、TRU窒化物/ZrN母材混合比は平均で40/60mol%程度であり、年間250kgのMA核変換が可能である。実際の燃料製造に使用する窒素ガスは、燃焼中の(n, p)反応による ^{14}N からの ^{14}C 生成・蓄積を避けるため、天然窒素中の ^{15}N を高濃度に同位体濃縮したものを使用する必要がある。

核変換用窒化物燃料の照射実績は金属燃料やMOX燃料に比べて少なく、MA無添加の(Pu, Zr)Nペレットの照射実績が2000年代に国内外で数例ある他、MAを含有したものはAmを低濃度で添加した(Pu, Am, Zr)Nペレットの照射実績が一例あるのみで、高燃焼度までの詳細な照射後試験(PIE)データはまだ得られていない。これを補い、照射試験用燃料及び実燃料の仕様検討に活用するため、燃料ふるまい解析コードの開発を進めている。軽水炉で実績のあるFEMAXI上で計算可能な窒化物燃料解析用のモジュールを作成し、ADS炉心に合わせた物性データや現象記述モデルを組み込み、燃料組成や密度、線出力をパラメータとしてペレット温度分布や寸法変化、被覆管接触圧・周方向応力、ピン内圧等の燃焼度依存性が解析可能となっている。現状で予測される高燃焼度領域での課題の一つは、ペレットの熱クリープ速度が非常に小さいことから、スエリングによるペレット・被覆管力学的相互作用(PCMI)が懸念されることである。

燃料製造技術開発の現状は、小規模ながらNpからCmまでの炭素熱還元による窒化技術の実証と、種々のTRU-ZrN系焼結体作製による物性データ取得・データベース化が行われている。また、実燃料製造で必要となるゾルゲル法による窒化物粒子作製や、上述のスエリングに対処すべく気孔形成材を用いた気孔率制御にも取り組んでいる。大きな課題の一つである $^{15}\text{N}_2$ ガスの入手に関しては、国内ですでに商業プラントが稼働している ^{18}O 濃縮の技術が N_2 低温蒸留プラントに流用可能であり、年間1トンの99%濃縮 $^{15}\text{N}_2$ ガスが技術的にも経済的にも入手可能な見通しが得られている。また、このガスが無駄なく閉じた系で循環精製利用する技術に関しても実験室規模の実証試験が行われている。今後、照射試験に向けて準備を進めていく段階にあるが、従前より燃料照射試験が困難な状況にあり、燃料ふるまい解析コードの精度・実用性を向上して少ない照射試験で効率よくPIEデータを取得することが重要となっている。

(6) 高温ガス炉燃料（日本原子力研究開発機構・植田 祥平）

高温ガス炉燃料の特徴の一つは、燃料からの核分裂生成物(FP)の放出を防ぐ機能を主に被覆燃料粒子に持たせていることである。被覆燃料粒子の製造技術は、直径数百 μm の二酸化ウラン(UO_2)の燃料核に、厚さ数十 μm の熱分解炭素(PyC)層及び炭化ケイ素(SiC)層を被覆した、いわゆるTRISO(Tri-structural isotropic)構造の4重被覆層を持ち、高温ガス炉の高温の熱供給や優れた固有の安全性を支える鍵となる技術の一つである。

日本原子力研究開発機構(JAEA)は、熱出力30MWの高温ガス実験炉である高温工学試験研究炉(HTR)

の設計・建設を通して、被覆燃料粒子の設計・製造に係わる研究開発を進めるとともに、原子燃料工業(株)(原燃工)と共同で量産製造技術・検査技術の研究開発を進めてきた。その中で、1992年には商用規模の被覆燃料粒子製造プラントが原燃工東海事業所に建設され、ウラン総量約2トンのHTTR用燃料の製造に成功した。製造した被覆燃料粒子の被覆層には破損がほとんどなく、世界最高レベルの品質を得られる量産技術を、HTTR用燃料の製造を通して確立した。また、HTTRの設計・建設を通して培った被覆燃料粒子の製造技術をベースにして、高燃焼度化やプルトニウム(Pu)燃焼といった、実用化・高度化のための研究開発がJAEAにより進められてきた。本報では、被覆燃料粒子の概要、設計方針、製造技術、照射性能及び実用化・高度化開発について解説する。

(7) 熔融塩燃料 (福井大学・有田 裕二)

熔融塩燃料はフッ化物や塩化物の共晶塩にウラン・プルトニウムやトリウムなどの塩を溶け込ませた形で使用する液体燃料である。融点を下げるために共晶系を利用することから、燃料塩の組成はある程度限定されることが多くその組成域も塩の組み合わせによって様々である。核特性などの条件によってフッ化物であればLi、Be、K、Na系の塩が、塩化物であればNa、Ca系の塩などに絞り込まれてきている。しかしながら炉設計に必要な物性値(密度、熱伝導率、熱容量など)や、核反応生成物の評価に用いるF、Clなどの詳細な核断面積など基礎的な情報の整備が途上である。さらに、材料腐食などの知見も限られており、照射による影響も限定的な情報しかない。現在、第4世代原子力に関する国際フォーラムの枠組みや私企業による熔融塩炉開発が盛んになってきているが、計算による評価がやりやすい炉設計が先行しており、高温作動機器の開発とともに、再処理まで含んだ燃料・材料分野の研究の進展が強く求められる。

3. 結言

核燃料や原子炉材料は、照射によってその性状や特性が大きく変化する。例えば、核燃料を照射すると、数十を超える元素が核分裂により生成する。これら核分裂生成物は、照射燃料の温度や雰囲気といった環境に応じて相互に化学反応したり移動したりする。その結果、照射燃料の相状態や組織は大変複雑なものとなる。また、照射に伴い、すなわち時間経過に伴い、その状態は常に変化する。さらに、相状態や組織の変化に起因して、熱伝導率をはじめとする基礎物性も変化する。従って、新しい核燃料や原子炉材料を開発するためには、照射下における挙動をしっかりと把握することが重要となる。そのためには照射試験とそれに続く照射後試験が必須であり、それら試験を実施するためには、関連する施設(燃料製造施設、照射炉、照射後試験施設等)が必要となる。

今回は、六つの燃料形態についてその特徴が概説されるが、それぞれの燃料形態における開発フェーズは異なる。企画セッション後半では、照射試験に的を絞り、発表者と会場出席者による総合討論を通じて、課題の共有と議論の集約を図る。

*Ken Kurosaki¹, Masayoshi Uno², Seiichiro Maeda³, Takanari Ogata⁴, Masahide Takano³, Shohei Ueta³, and Yuji Arita²

¹Kyoto Univ., ²Univ. of Fukui, ³JAEA, ⁴CRIEPI

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[3K_PL08] Discussion

We will discuss the fuel development for future nuclear reactors, as a variety of nuclear fuel concepts and basic designs. After describing the types of nuclear fuels and the prospects for research and development for the future, the basic design and outline the current status and issues of research and development of six fuels of lightwater reactor fuels, MOX fuels, metal fuels, nitride fuels, high temperature gas reactor fuels, and molten salt fuels. After outlining the characteristics of each of the six fuel types and the current state of research and development, we will focus on research and development, especially irradiation tests, and have a comprehensive discussion between the presenters and attendees at the venue.

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

[3M_PL] Frontiers in Health Physics and Environment Science Research

Chair: Sumi Yokoyama (Fujita Health Univ.), Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[3M_PL01] Research of environmental behavior of tritium

*Hideki Kakiuchi¹ (1. IES)

[3M_PL02] Research of biokinetics of tritium

*Tsuyoshi Masuda¹ (1. IES)

[3M_PL03] Research of biological effects of tritium using genetically modified mice

*Toshiyuki Umata¹ (1. Univ. of Occup. and Environm. Health)

[3M_PL04] Designated comment 1

*Takahiro Anzai¹, *Yuhei Shirota², *Kenso Fujiwara³ (1. Environmental Radiation Monitoring Centre, 2. MERI, 3. JAEA)

保健物理・環境科学部会セッション

トリチウムの保健物理研究最前線

Frontiers in Health Physics and Environment Science Research

(1) トリチウムの環境動態研究

(1) Research of environmental behavior of tritium

*柿内 秀樹¹¹環境科学技術研究所**1. 緒言**

現在東京電力福島第一原子力発電所では廃炉に向けて作業が進んでいるが、炉内には多くの汚染水が存在し障害となっている。炉内の汚染水は多核種除去装置により処理を行ってほとんどの放射性核種を取り除くことができるが、トリチウムだけは取り除くことができず、社会的にも関心が高まっている。そこで環境中に存在するトリチウムについて概説する。

2. 概要

トリチウムは宇宙線生成核種として天然に存在するものと人為的に生成するものが存在し、後者は大気核実験に由来するものや原子力関連施設内で生成するものや将来のエネルギー源として期待されている核融合の燃料として使用されることが見込まれている。トリチウムは半減期 12.3 年で β 壊変する水素の放射性同位体であり、生物への影響は少ない放射性核種とされている。トリチウムは水素とほとんど同じ挙動をすることから、水素をもつ分子や化合物に入ることができる。トリチウムは環境中では水や分子状水素、メタンなどの単純な分子から複雑な高分子化合物まで広く分布する放射性核種である。国際放射線防護委員会 (ICRP) が提示しているトリチウムの化学形別の線量係数 (Sv/Bq)、すなわち単位摂取放射能当たりの実効線量は吸入摂取の場合トリチウム水 (HTO) の線量係数は、分子状水素 (HT) の 10,000 倍となっている。また、HTO を経口摂取した場合、植物等と結合した有機結合型トリチウム (OBT) の線量係数は HTO の約 2.3 倍である。したがって、トリチウムによる被ばく線量を評価する場合にはその化学形も十分考慮する必要がある。トリチウムを化学形ごとに考えるには、試料の採取頻度、採取量、操作性、物理的制約等を考慮して、適切と思われる装置・方法を代表性も考慮して選択する必要がある。

3. 今後の課題とまとめ

大気中核実験により大量のトリチウムが生成したが壊変と拡散により濃度が減衰し、現在の濃度水準は通常の機器分析では検出が難しいレベルとなっている。一方、原子力関連施設からもわずかにトリチウムが生成され、法規制の濃度限度 (実用発電用原子炉の設置・運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示) を確認後放出されている。原子力関連施設から発生するトリチウムを監視し、その地域的な線量を評価するには、天然トリチウムや核実験トリチウムの寄与分、および、原子力関連施設から発生するトリチウムの寄与分を弁別して評価する必要がある。しかし、核実験トリチウムの影響が低下している現在、このような詳細な分析は日常的な監視では厳しいと考えられる。そこで放射線防護の体系に則ってより現実的なアプローチを検討する必要がある。トリチウムの分析には時間と労力と特別な機器を必要とし、環境中のトリチウムに関して情報が十分と言えない。また、環境中のトリチウム濃度レベルと生物に対して影響が認められる濃度水準では大きな開きがある。さらに水以外の化学形 (例えば OBT) ではその影響が大きいのではないかとの懸念をもつ人もいる。そこで環境中トリチウムの濃度レベルとトリチウムの低線量における生体影響について、これまでの知見を整理、理解を深める必要がある。

*Hideki Kakiuchi¹¹Institute for Environmental Sciences (IES)

保健物理・環境科学部会セッション

トリチウムの保健物理研究最前線

Frontiers in Health Physics and Environmental Science Research

(2) トリチウムの体内動態研究

(2) Research of biokinetics of tritium

*増田 毅¹¹環境科学技術研究所

1. 緒言

トリチウムの体内動態や、それから受ける線量評価の研究は1990年代まで非常に盛んであったが、それ以降から現在ではあまり行われていない。しかし、研究コミュニティの状況とは逆に、トリチウムに対する社会的な関心は急速に高まっており、有機結合型トリチウム(OBT)の体内残留への懸念等、トリチウムの線量評価への懸念も表明されている。一方、国際放射線防護委員会(ICRP)では、現在内部被ばく線量評価方法の見直しを進めている。Publication 134 で発表した作業員の改訂体内動態モデルに引き続き、今後発表される公衆のモデルと線量換算係数はトリチウムに関する社会的な議論にも影響する可能性がある。そこで本発表ではトリチウムの体内動態と線量評価についてICRPモデルを中心に概説する。

2. 概要

現在の線量評価に用いられている公衆のOBT経口摂取に対する線量換算係数(4.2×10^{-11} Sv Bq⁻¹)は、体内均一分布を前提とし、単純なHTOとOBTの2コンパートメントのみを持つモデルで計算されている。ここでは、両コンパートメント中トリチウムの半減期をそれぞれ10d及び40dとし、摂取したトリチウムは両コンパートメントへ均等に50%ずつ分配されるとしている。これら3パラメータの内、ヒトでの代謝データに基づくものはHTOの半減期10dのみであり、他の2パラメータはヒトでのOBT代謝データを根拠としていない。そこでヒトでのOBT代謝データの必要性がUNSCEAR報告書等でも指摘され続けてきた。

Publication 134の改訂作業員モデルでは、HTO投与実験で観察されている半減期数百日の遅い代謝成分を考慮したOBT-2コンパートメントを従来のOBTコンパートメントに相当するOBT-1コンパートメントに加えて置いている。しかし、HTOとOBTの分配率は50%のままであり、OBT-2への移行速度にはヒトがOBTを摂取した実験データを用いておらず、OBT代謝データを反映していないという問題点は残されている。

我々はヒトに安定同位体標識化合物や食材を投与する実験を行い、OBTコンパートメントへの分配率50%は安全寄りであることを裏付けるデータを最近報告した。しかし、長半減期成分への移行率は投与物質によって得られたものと得られなかったものがあり、食品摂取全体に適用する線量換算係数をヒト代謝データから得ることはできなかった。また、脂肪酸中のOBTは長半減期成分への移行が大きく、体内均一分布を前提とし組織加重係数(W_T)を1とすると預託実効線量が非常に大きくなる可能性を見出した。脂肪組織への残留が預託実効線量を大きくする可能性はMelintescu等も指摘しており、我々の実験で投与した脂肪酸の多くが脂肪組織に移行したと仮定すればその指摘と矛盾しない。脂肪組織に移行したと仮定した成分の W_T を0とした場合は逆に預託実効線量は小さくなった。

3. 今後の課題とまとめ

ICRPではトリチウムの代謝モデルを作業員では既に改訂し、公衆も改訂しようとしているため、それをフォローしていく必要がある。OBTの線量評価に関してはデータが不足するところがあり、懸念を表明する人達に対しては丁寧な説明が必要である。OBTの中で半減期数百日の遅い代謝速度成分に移行する割合を明らかにしていくことは今後の課題である。

*Tsuayoshi Masuda¹¹Institute for Environmental Sciences (IES)

保健物理・環境科学部会セッション

トリチウムの保健物理研究最前線

The Front Line of Health Physics Research on Tritium

(3) 遺伝子改変マウスを用いたトリチウムの生体影響研究

(3) Research of biological effects of tritium using genetically modified mice

*馬田 敏幸¹¹産業医科大学

1. はじめに

核融合炉が稼働した際の自然環境へ放出されたトリチウムによるヒトの被ばくの形態は、長期にわたる低線量率での内部被ばくとなる。低レベルのトリチウム曝露によって人体影響が出るのかどうかを明らかにするには、これまででない高感度の新規実験系が必要とされる。日本のトリチウム生物影響研究者を中心に、高感度の生体影響検出系が開発あるいは導入されている。なかでも、遺伝子の突然変異や発がんなど、いわゆる確率的影響に関する研究は、今後重要性が増すと思われる。

2. トリチウム影響研究の基礎と課題

放射線の種類が異なると同じ吸収線量でも生物学的効果の程度が異なる。生物学的効果比 (RBE) は同じ生物影響を示す吸収線量の比で、これが大きいほど被ばくによる影響が大きい。RBE を求める基準放射線として X 線や γ 線が用いられる。トリチウムの生物影響を検討する際には RBE が重要であり、マウスやラットなどの動物個体や培養細胞を用い、個体の生死、腫瘍形成、細胞の生存率あるいは染色体異常など多様な指標により求められた。その結果、トリチウムの RBE は 1.0~3.0 が得られ、線量が低くなるにつれて RBE は大きくなる傾向が見られた。これまでのトリチウムの影響研究は高線量 (率) 被ばくで行われてきたが、現実的なトリチウムの被ばく形態は低線量 (率) と考えられる。しかし、従来の実験系では放射線誘発頻度が自然発症頻度の揺らぎの中に埋没してしまい、被ばくの影響があるかどうか不明であった。そこで低レベルの被ばく線量においても、生体影響が検出できるような高感度の新規実験系が開発、導入された。

3. 遺伝子改変マウスを用いた放射線生物影響の解析

放射線による主要な生物影響の一つは遺伝子への突然変異の誘発であり、発がんなどさまざまな疾病の原因になることが示唆されている。殊に、放射線のヒトに対するリスク評価を行うには、動物個体を用いた *in vivo* での突然変異検出系を使った解析が重要である。しかし、内在性遺伝子を指標とした *in vivo* 突然変異検出系は、検索できる組織が限定されることや DNA レベルの詳細な解析が難しいなど問題が多い。近年、大腸菌やファージの遺伝子をレポーター遺伝子として組み込んだ遺伝子改変マウスを用いて、突然変異を検出し分子レベルで解析することが可能になった。このようなマウスでは、すべての体細胞がレポーター遺伝子を持っているため、個体の全組織を対象に突然変異の頻度の検討や分子的解析が可能であり、点突然変異と欠失変異の検出が可能な *gpt delta* 遺伝子改変マウス (*gpt delta* マウス) が作出された。他にも *p53* 遺伝子欠損マウス (*p53*^{-/-}マウス)、発がん高感受性マウスとして *ReV1* マウスや *Apc*^{Min/+}マウスなどが知られている。

上記のような遺伝子改変マウスを用いると、トリチウムの生物影響を遺伝子レベルと個体レベルの両方の側面から評価することが可能になる。我々が最も知りたいのは、低線量被ばくあるいは低線量率被ばくでの長期放射線被ばくによって、将来の発がんリスクがどのくらいになるかということである。その意味でも、これらの遺伝子改変マウスを使うことで、低線量・低線量率放射線の影響研究が大きく進展することが期待される。

*Toshiyuki Umata¹¹Univ. of Occup. and Environm. Health, Japan

(Fri. Mar 19, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[3M_PL04] Designated comment 1

*Takahiro Anzai¹, *Yuhei Shirotani², *Kenso Fujiwara³ (1. Environmental Radiation Monitoring Centre, 2. MERI, 3. JAEA)

福島第一原子力発電所の敷地内に貯蔵されている、トリチウムを含む液体廃棄物の処分について、環境放出の科学的安全性は多角的に評価されており、また、その社会的合意形成においては、地域に寄り添った対応が求められている。一方で、トリチウムの保健物理学的研究は、この処理水の問題に限らず、長年にわたり進められている。本セッションでは、トリチウムに関する課題解決の基礎となる、保健物理・環境科学分野における基礎知識と最新の研究動向を把握するとともに、本部会の役割として何をすべきか、何ができるかを明らかにすることを目的とする。