

Fri. Mar 22, 2019

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal
*Hiroomi Aoki¹ (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface disposal project by JAEA
*Hisakazu Nakata¹ (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria
*Masato Tanaka¹ (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology
*Takeshi Osugi¹ (1. JAEA)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing
Chair:Yasuji Morita(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country
*Tadafumi Koyama¹ (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel
*Hirokazu Hayashi¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels
*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method
*Kuniyoshi Hoshino¹ (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel
*Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City Univ.)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nuclides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bildg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation
*Nobuyuki Iwamoto¹ (1. JAEA)

[3E_PL02] Current status of fission yield research
*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement
*Tatsuya Katabuchi¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL04] Comments from users' side
*Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety
*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan
*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system development
*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system development
*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bildg. 2 3F No.36)

-
- [3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program
*Shuichi Kaneko¹ (1. NRA)
- [3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety
*Hiroko Kondo¹ (1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo)
- [3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants
*Norio Atsumi¹, *Tomoyuki Yokoo¹ (1. FEPC)
- [3L_PL04] Discussion

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Quality Injustice Problem and Ethics

Chair:Kyoko Ohba(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

-
- [3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems
*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)
- [3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations
*Toshihiro Okuyama¹ (1. ASC)

[3B_PL] Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

Chair:Satoshi Yanagihara(Univ. of Fukui)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bldg. 2 1F No.10)

[3B_PL01] Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*Hiroomi Aoki¹ (1. NRA)

[3B_PL02] Development of waste acceptance criteria for near surface disposal project by JAEA

*Hisakazu Nakata¹ (1. JAEA)

[3B_PL03] Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*Masato Tanaka¹ (1. FEPC)

[3B_PL04] Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*Takeshi Osugi¹ (1. JAEA)

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

(1) 廃棄体の技術基準の性能規定化について

(1) Performance-based requirements of radioactive waste form for disposal

*青木 広臣, 井上 亮, 秦 はるひ, 川崎 智

原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は2016年1月にIAEAによる総合規制評価サービス(Integrated Regulatory Review Service: IRRS)を受け⁽¹⁾, 同評価サービスにおいて明らかになった課題の一つに, 廃棄体の規制基準の性能規定化が挙げられている⁽²⁾。原子力規制庁では, 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(以下「事業規則」という。)第8条に規定されている放射性廃棄物等の技術上の基準(以下「技術基準」という。)の改正に向けた検討を行っている。

2. 廃棄体の技術基準

現行の技術基準では, 放射性廃棄物を容器に封入する方法及び固型化する方法について原子力規制委員会が定めることになっており, その方法は, 核燃料物質等の第二種廃棄物埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示(以下「告示」という。)第4条に定められている。この告示では, 民間規格であるJISを引用し廃棄体の容器や固型化材料が規定されており, 所謂, 仕様規定になっている。今後, 原子力発電所及び核燃料施設の廃止措置が進み, それらの廃止措置によって発生する放射性廃棄物を埋設するための埋設事業が進展することが予想される。廃棄体の技術基準の仕様規定を撤廃し性能規定化することによって, より柔軟な廃棄体容器及び固型化材料の採用が可能となり, 円滑な廃止措置の実施の一助となることが期待される。

Table 1に廃棄体の技術基準が規定されている事業規則第8条第1項及び第2項の現行規定と改正案の概要を示す。

Table 1 事業規則第8条第1項及び第2項の現行規定と改正案の概要⁽³⁾

現行	改正案
1 ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・コンクリート等廃棄物	1 <u>中深度処分を行う場合・・・廃棄体</u> ピット処分を行う場合・・・廃棄体又はコンクリート等廃棄物 トレンチ処分を行う場合・・・ <u>廃棄体又はコンクリート等廃棄物</u>
2 廃棄体に係る技術上の基準 一 放射性廃棄物を原子力規制委員会の定める方法により容器に封入し又は固型化すること 二 事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと 三 表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の10分の1を超えないこと 四 廃棄体の健全性を損なうおそれのある物質を含まないこと	2 廃棄体に係る技術上の基準 一 放射性廃棄物を容器に封入又は固型化すること 二 事業許可申請書に記載した最大放射能濃度を超えないこと 三 表面の放射性物質濃度が、規定の表面密度限度の10分の1を超えないこと 四 <u>廃棄体の健全性及び廃棄物埋設地の安全機能</u> を損なうおそれのある物質を含まないこと 五 <u>中深度処分を行う場合にあっては、廃棄体の健全性及び廃棄物埋設地の安全機能が損なわれないよう廃棄体中の水素の発生を抑制する等の措置が講じられていること</u> 六 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること 七 <u>想定される最大高さから落下した場合においても、放射性物質が容易に飛散又は漏えいしないこと</u> 八 <u>放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号の表示その他の措置が講じられていること</u> 九 <u>上記に定めるもののほか、許可申請書等に記載した性状を有すること</u>
五 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること 六 著しい破損がないこと 七 放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号を表示すること	六 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること 七 <u>想定される最大高さから落下した場合においても、放射性物質が容易に飛散又は漏えいしないこと</u> 八 <u>放射性物質を表す標識及び照合できるような整理番号の表示その他の措置が講じられていること</u> 九 <u>上記に定めるもののほか、許可申請書等に記載した性状を有すること</u>
3 コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 第2項第二号の規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおり 一 爆発性の物質を含まないこと 二 照合できるような措置が講じられていること。	3 コンクリート等廃棄物に係る技術上の基準 前項第二号、 <u>第四号及び第八号</u> と同様に規定。そのほか、 <u>許可申請書等に記載した性状を有すること</u> 。

3. 放射性廃棄物の受入れの基準

放射性廃棄物の受入れの基準（Waste Acceptance Criteria: WAC）は、国際基準においてその要件が示されており⁽⁴⁾、諸外国では埋設事業者が自らの埋設施設に受入れ可能な廃棄物の基準を WAC に定めることが一般的である⁽⁵⁾。我が国においても、事業規則で定める技術基準を性能規定化した場合、廃棄体の容器や固型化材料等の仕様を定めるものとして WAC を導入することを検討している。Fig.1 に廃棄物確認に関する規制スキームの改正案を示す。

なお、同図には民間規格の位置付けが示されていないが、埋設事業者が廃棄体容器や固型化材料の具体的な仕様を定めた民間規格について、自らの埋設施設に受け入れられる廃棄体の仕様として適していると判断した場合には、WAC において民間規格を引用することを妨げるものではない。

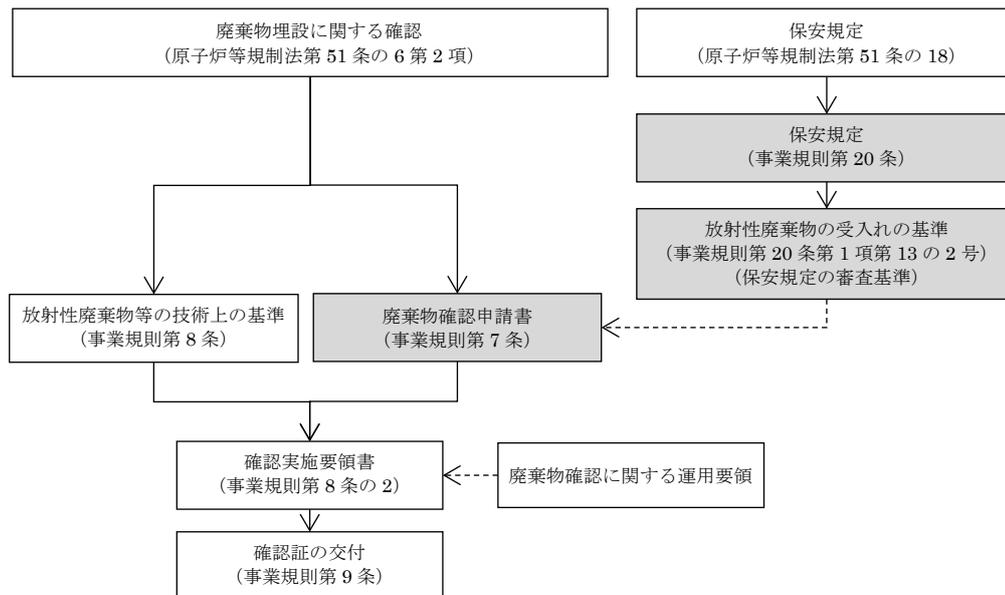


Fig.1 廃棄物確認に関する規制スキームの改正案（参考文献 3 に追記・修正）

4. まとめ

本稿では廃棄体の技術基準の性能規定化の考え方と放射性廃棄物の受入れの基準（WAC）の位置付けについて紹介した。埋設事業者においては、海外の事例も踏まえ、自らの廃棄物埋設施設に受入れ可能な廃棄体の仕様を定めたより具体的な WAC の策定が期待される。

参考文献

- (1) International Atomic Energy Agency: Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan, IAEA-NS-IRRS-2016, Tokyo, Japan, 10-22 January 2016
- (2) 原子力規制庁: 総合規制評価サービス（IRRS）において明らかになった課題への対応について、平成 27 年度第 60 回原子力規制委員会、資料 2-1、平成 28 年 3 月 16 日
- (3) 原子力規制庁: 中深度処分等に係る規制基準等の策定について－第二種廃棄物埋設に係る事業許可基準規則等の骨子案の事業者との意見交換の実施－、平成 30 年度第 22 回原子力規制委員会、資料 3、平成 30 年 8 月 1 日
- (4) International Atomic Energy Agency: Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements Part 5, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, 2011
- (5) Sustainable network for Independent Technical Expertise of Radioactive Waste Disposal – Interactions and Implementation (SITEX-II): Developing a joint review framework Developing a common understanding on the interpretation and implementation of safety requirements, Deliverable n° D2.1, Ref.Ares(2018)2678142-24/05/2018, 2018

*Hiroomi Aoki, Ryo Inoue, Haruhi Hata and Satoru Kawasaki

Secretariat of Nuclear Regulation Authority, Japan

バックエンド部会セッション

廃棄体の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

(2) 廃棄体受入基準策定への取り組み

(2) Development of waste acceptance criteria for near surface disposal project by JAEA.

*仲田 久和¹, 天澤 弘也¹, 出雲 沙理¹, 岡田 翔太¹, 坂井 章浩¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

JAEA は、原子炉施設、再処理施設、加工施設、核燃料物質使用施設、放射性同位元素使用施設、放射線発生施設、病院等から発生する低レベル放射性廃棄物（以下、「研究施設等廃棄物」という）を対象とした埋設事業の一環として、埋設施設への廃棄体の受入基準の策定を進めている。本報では、現在までの廃棄体受入基準策定への取り組み状況を報告する。

2. 研究施設等廃棄物の廃棄体の受入基準策定へむけた取り組み

JAEA では、廃棄体の受入基準を、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に大きく依存せず施設設計に基づいて具体的に検討が進められる受入基準と、埋設施設を設置する立地場所固有の環境条件に依存するため具体的な基準値が確定しない受入基準に大別して検討を進めている。前者は、固型化の方法、耐埋設荷重等がある。後者には、最大放射能濃度の基準及び廃棄体の健全性を損なう物質の含有量等がある。

ここでは、研究施設等廃棄物の埋設施設のうち、主にトレンチ埋設施設の設計結果¹⁾に基づいて検討した、耐埋設荷重、固型化の方法及び廃棄体内部の空隙に関する受入基準の策定に向けた取り組みを説明する。なお、同基準の検討は、埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体を対象としている。

2-1. 耐埋設荷重に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ埋設施設では、200ℓドラム缶の廃棄体を縦置きに4段積みとし、最終覆土を厚さ2.5m程度施工する検討を進めている。この場合、覆土等の土圧によって埋設直後に廃棄体が圧潰すると、廃棄体内部の放射性物質が漏出しやすい状態になるとともに、覆土の安定性の観点からも適切でない。したがって、埋設廃棄物における耐埋設荷重の基準を設定する必要がある。

廃棄体を土中に埋設した場合を模擬した耐埋設荷重試験(図1)を行って、JIS規格に定めるドラム缶の耐埋設荷重を評価した。同試験では、ドラム缶内は空とし、金属、固化体等の内容物による耐荷重は期待しないとした。試験の結果、最下段のドラム缶が受ける土圧はドラム缶の耐埋設荷重より十分低いことを確認した。このため、JIS規格のドラム缶を、廃棄物を収納する容器として使用することが受入基準とすることができると考えられる。

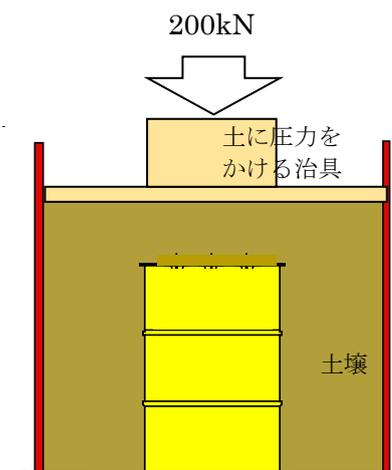


図1 トレンチ処分の状態を模擬した耐荷重試験の概図

2-2. 固化化（飛散防止）に関する基準(覆土前まで)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、廃棄物を容器に固化化した廃棄体も埋設できることを想定している。このため、ピット処分と共通の廃棄体の固化化に係る基準を検討した。放射性廃棄物の材質・形状に応じた分別方法を設定し、充填するモルタルの材料、流動性等を設定した充填性試験を行い、容易に外部に飛散、漏えいしない状態となるよう固化化(図2)できることを確認した。その試験結果に基づいて、廃棄体の充填に係る作業手順書を取りまとめた。

これより、同手順書に従って、所定の分別を行い JIS 規格のドラム缶に収納すること、JIS 規格のセメント、所定の混和材、骨材及び水を用いて所定の流動性に配合をした上で充填をすることを受入基準として設定した。



図2 固化化後の模擬廃棄体の断面

2-3. 廃棄体内の空隙に関する基準(覆土後)

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設では、金属、雑固体等を鋼製の 200 ㍓ドラム缶、角型容器へ収納した廃棄体を埋設する計画である。廃棄体内に大きな空隙がある状態で埋設した場合、長期的には容器の腐食、土圧等によって容器形状が維持できず、その結果、覆土が変形する可能性がある。その際、覆土が雨水等の溜まりやすい形状となり、浸透水量の増加など埋設処分の安全性に不利な影響を及ぼすことが考えられる。これを抑制するため、廃棄体の内部空隙率に基準値を設けるとともに、施設設計においても、廃棄体の内部空隙率に応じた覆土の厚さ及び初期勾配も設定するため、トレンチ処分施設を模擬した 2 次元 DEM 解析を用いて検討した。その結果、沈下後にもトレンチ外側へ水を流すために覆土の勾配厚さを設定することを想定した上で(図3)、廃棄体の受入基準として、内部空隙率を 20%以下とすることにより沈下による安全性に不利な影響を回避できることを確認した。

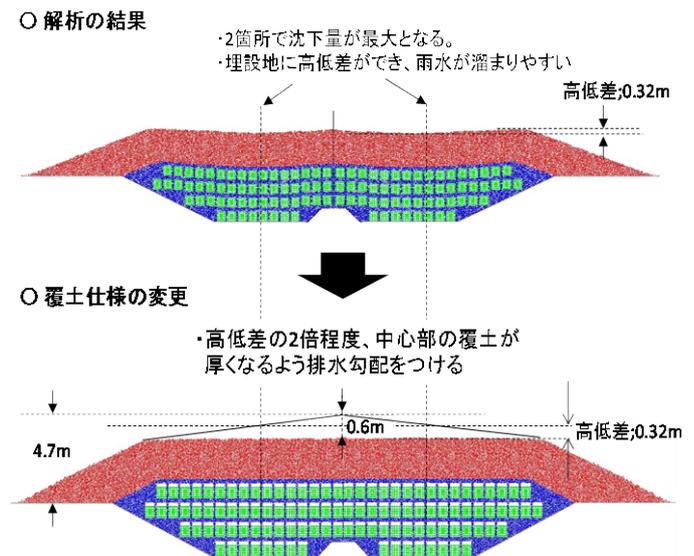


図3 空隙率 20%の場合の沈下状況と覆土仕様

2-4. これまでの受入基準策定へ向けた取り組みまとめ

埋設対象廃棄物の大半を占める、金属、コンクリート、雑固体の充填固化体、廃液のセメント固化体等の廃棄体について、施設設計に基づき受入基準の検討状況を取りまとめた。最大放射能濃度等の一部の基準項目は、埋設施設を設置する場所の環境条件に依存するため、今後検討を行う。これらの結果を表1にまとめる。

表1 研究施設等廃棄物の埋設施設の受入基準の検討状況

主な受入基準項目	廃棄体種類毎の受入基準	
	充填固化体	均質固化体（セメント）
固型化の方法	固型化材料：セメント	昭和45年以降に製造されたJISR5210若しくは、JISR5211に定めるセメントであること 又はこれと同等以上の品質を有するもの
	容器	JISZ1600(1993),JISZ1600(1974),(1977),(2006)H級、(略)であること 又はこれと同等以上の品質を有するもの
	固型化材料等の練り混ぜ	固型化にあたっては、あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料を容器内の放射性廃棄物とを一体となるように容器内の空隙率が20%以下に充填すること
	一体となるような充填	
	有害な空隙	<ul style="list-style-type: none"> 内部空隙が残らないこと 上部空隙を20%以下とすること
	一軸圧縮強度	1,470kPa(15kg/cm ²)以上であること
耐埋設荷重	ビット処分	俵積み状態で150kN(15.3t)以上
	トレンチ処分	土中に埋設した状態で200kPa (2kg/cm ²)以上
著しい破損	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体から廃棄物が漏洩又は露出していないこと 廃棄体の表面の劣化が認められないこと 廃棄体の運搬上の支障がある変形等がないこと 	
表面線量当量率	ビット処分	廃棄体の表面線量当量率は、2mSv/hを超えないこと
	トレンチ処分	廃棄体の表面線量当量率は、100μSv/hを超えないこと
健全性を損なう物質	廃棄体の健全性の損なうおそれのある物質を含まないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)	
最大放射能濃度	放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと(立地環境条件が確定後に最終的な値を設定する計画)	

3. 課題

これまでの検討から、耐埋設荷重、内部空隙等に関する受入基準を満たすよう廃棄体を製作することは可能である。しかし、最大放射能濃度の基準は検討中のため、埋設施設の設置場所が決定するまでは、一般的な環境条件に基づいて暫定の核種毎の最大放射能濃度の基準値を示す計画である。これより、廃棄体の製作者は、同基準値を参考として廃棄体製作の具体的な計画(製作方法、放射能評価、製作時期)を検討することができると考えられる。

一方、埋設対象廃棄物のうち、固型化方法が未確立な焼却灰及びイオン交換樹脂、廃棄体の健全性及び埋設施設の安全機能を損なうおそれのある物質を考慮する必要のある廃棄体に係る受入基準は今後の検討課題としている。このうち、廃棄体の健全性を損なう物質の基準については、現在の第二種廃棄物埋設事業における要領だけでなく、産業廃棄物の処理処分及び環境に係る基準を踏まえて、埋設施設を立地する環境条件や、廃棄体の作製方法及び埋設施設の設計に基づき策定する方針である。

最後に、JAEA は、研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体として、受入基準に関する検討を更に進めるとともに、廃棄体作製方法に係る基本的な考え方や手順についても検討し、各廃棄体製作者が廃棄体の作製が可能となるように貢献していくことを考えている。

参考資料

- 1) 天澤弘也 他, “研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計”, JAEA-Technology 2012-031(2012).

*Hisakazu Nakata¹, Hiroya Amazawa¹, Sari Izumo¹, Shota Okada¹ and Akihiro Sakai¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

(3) 性能規定化を受けた廃棄体製作への取り組み

(3) Approach to the manufacturing method of waste package comply with performance code of technical criteria

*田中 正人¹, 梅原 隆司², 柏木 誠³, 石井 公也⁴¹関西電力, ²原子力安全推進協会, ³日揮, ⁴電気事業連合会

1. はじめに

原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用については、平成14年7月に国の基本方針が示された以降、電事連は仕様規定としての学協会規格の制定に向けた活動を充実させ、制定された民間規格に対して、規制当局として規制上の要求を充足するものか否か等の技術評価が順次行われてきている。

今般、廃棄体の規制基準の性能規定化に伴い、廃棄体製作に係る具体的な仕様を定める告示（仕様規定）が撤廃される見通しとなったことから、原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体製作における対応について検討を進めている。

2. 原子力発電所から発生する放射性廃棄物

放射性廃棄物は、原子力発電所の運転等に伴い発生する放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」と、使用済燃料の再処理に伴い再利用できないものとして残る放射能レベルが高い「高レベル放射性廃棄物」とに大別される。処分にあたっては、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類などに応じて適切に区分し、厳重に管理し、それに応じて発生者責任の原則のもと、合理的な処理・処分が行われる。

現在、「放射能レベルの比較的低い廃棄物（L2）」に分類されている低レベル放射性廃棄物が、セメントやアスファルトを用いてドラム缶内に固化され、このドラム缶形状の廃棄体は、青森県六ヶ所村の日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センターに運ばれた後、原子炉等規制法等に基づく規制当局の承認を受け、コンクリートピットに埋設処分されている。

なお、制御棒などの「放射能レベルの比較的高い廃棄物」は現在、原子力発電所内に保管されており、これらについては、地下70メートルより深い地中にコンクリートピットと同等以上の施設を設置して埋設処分することによって安全性を確保するとの基本的な考え方が原子力規制委員会によって示されている。

3. 廃棄体製作への取り組みについて

原子力発電所で製作されるドラム缶形状の廃棄体は、第二種埋設事業規則から求められる「廃棄体の技術基準」、埋設施設の事業許可条件から求められる「受入要件」、事業所外運搬規則から求められる「輸送要件」（輸送容器との機能分担あり）を満たす必要がある。また、これら要件への適合性を確認するための検査方法も示す必要がある。

このため、廃棄体の規制基準の性能規定化を受けて、規制基準を満たす技術要素（放射性廃棄物の条件、容器に固型化する方法、固型化時に管理すべき事項、固型化方法の評価結果など）を検討し、それぞれの技術要素の詳細を示す技術的要件の内容の抽出を行い、事業者として実施した技術的な試験又は評価などの根拠も含めて、民間規格に反映したいと考えている。また、廃棄体製作の各段階における管理・検査項目と管理・検査方法の詳細についても取り纏めていく。

*Masato Tanaka¹, Ryuji Umehara², Makoto Kashiwagi³ and Kimiya Ishii⁴

¹The Kansai Electric Power Co. Inc., ²Japan Nuclear Safety Institute, ³JGC Corporation and ⁴The FEPC

バックエンド部会セッション

廃棄体技術基準の性能規定化と受入基準の導入

Introduction of performance code of technical criteria for waste form and acceptance criteria

(4) 廃棄体固型化技術開発の現状と課題

(4) Introduction of situations and issues on development of waste solidification technology

*大杉 武史

原子力機構 サイクル研

1. 概要

廃棄体技術基準の性能規定化の導入に関連して、これまでに実施している固型化技術開発の概要を紹介するとともに、技術開発における課題等について紹介する。

2. 廃棄体固型化技術開発の現状と課題

2-1. 固型化技術開発の紹介

(1) リン酸系セメント固型化技術^{*1}

福島第一原子力発電所事故で発生した汚染水を処理することで発生する廃棄物（汚染水処理二次廃棄物）には、事故直後に炉心冷却のため用いた海水成分が含まれるものがある。海水に含まれる成分は普通ポルトランドセメント（OPC）による固化処理において、性能を低下させる可能性が指摘されていることから、セメント以外の材料による固化技術の開発を行った。Srを含む、線量が高い廃棄物であることから、水素発生量を抑制するために固化後の水分量を低減することも合わせて達成できる材料として、カルシウムアルミナセメントにリン酸を加えたリン酸系固型化技術を選定した。非放射性の元素を添加した模擬スラリーや模擬濃縮廃液を作製し、混合固化した試料に対して、溶出率や水分量の分析、照射試験による発生水素量の測定をおこなった。結果として、乾燥処理を行うことで水分量を低減でき、Srの固定性に優れた固化体を作製できる可能性が示唆された。

(2) AAM（Alkali Activated Material アルカリアクティベート材）固型化技術^{*2}

汚染水処理二次廃棄物の保管リスク低減のため、処理の適用性の評価に関する研究が進められている。国内外において放射性廃棄物の処理方法として実績がある技術の調査を行い、いくつかの技術については、模擬廃棄物を用いた実験室レベルから工学規模に至る試験が行われている。海外での使用実績があるアルミナとシリカを含む無機粉末にアルカリ溶液を反応させて硬化させる AAM 固型化技術は低温処理技術の一つとして実験的な調査を行っている。無機粉末の種類、添加物、アルカリ溶液の種類、量などを変えて、圧縮強度、固化時間、水の放射線分解に伴う水素発生量などの物性や、浸出・溶解特性などの長期特性を調査している。OPC では固化しづらい廃棄物成分を固化できることや、空隙分布が小さいなど、固型化技術として一定の有用性が期待される。

2-2. 今後の課題

廃棄体固型化技術開発において研究を行っている固化材料は、埋設告示に具体的記載のあるセメント、アスファルト、プラスチック等の材料のいずれにも該当しない。既存材料による固化では困難な廃棄物に対して有用性が期待される新しい材料を実際に適用するにあたって、どのような性能を設定し、その性能を示す根拠となるデータや標準的な試験方法に関して関係者の共通的な認識も必要と考えられる。このような観点で、事業者、規制当局とは異なる立場である学会の果たすべき役割も大きいと考える。

*Takeshi Osugi

Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., Japan Atomic Energy Agency

※1：平成 27 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮背景の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発」で実施したものです。※2「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」で実施したものです。

Planning Lecture | Technical division and Network | Reprocessing and Recycle Technology Division

[3D_PL] Current Status of R&D on Pyroprocessing

Chair: Yasuji Morita (JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bldg. 2 1F No.12)

[3D_PL01] Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*Tadafumi Koyama¹ (1. CRIEPI)

[3D_PL02] Reprocessing of Nitride Fuel

*Hirokazu Hayashi¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuels

*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEPI)

[3D_PL04] Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*Kuniyoshi Hoshino¹ (1. Hitachi-GE)

[3D_PL05] Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*Haruaki Matsuura¹ (1. Tokyo City Univ.)

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状

Current Status of R&D on Pyroprocessing

(1) 乾式再処理の概要および各国の研究開発動向

(1) Overview of Pyroprocessing and Trend in Each Country

*小山 正史¹¹電力中央研究所

1. はじめに

昨年 10 月 24 日から 26 日にかけて東海村 IVil で乾式再処理プロセス国際会議 (IPRC2018) が開催された。これは核燃料サイクルでの乾式再処理の実用を視野にした目標の明確な国際会議であり、本分野の著名な研究者から若手研究者まで、世界 7 ヶ国から約 60 人が集まり、専門的な議論が行われた。もともと GNEP における乾式サイクル開発の進展を狙い、米 ANL と INL、電中研、KAERI が発起人となって 2006 年に始めた小さな国際会議だが、出席者は増加傾向にあり、今回は CEA が欧州初めてのホストになるなど開催国も広がりつつある。GNEP の終了や福島第一事故などによる政策的な変化にも関わらず、乾式再処理の研究が継続されており、その特有の技術特性により将来の役割が期待されるものと考えられる。

2. 乾式再処理技術の概要

乾式再処理は、硝酸溶液を用いる PUREX 法などの湿式再処理に対照した名づけであり、高温冶金法あるいは高温化学法が元々の名前である。従って、燃料転換や燃料製造に用いられている高温を用いたプロセス技術の一種であり、現行のサイクル技術からかけ離れているわけではなく、両者をまたがる研究者や技術者も多い。乾式再処理が湿式再処理に比べて、体積当たりには扱える核燃料量が大きく、高放射線の燃料が扱えるのは、減速材となる水や、放射線に対し不安定な有機溶媒を用いないため[1]で、燃料製造施設を想定すれば理解しやすい。後の発表に示すように、再処理としては処理する燃料形態に応じて、様々なプロセスが提案されているが、概ね、湿式再処理と比べて分離性能が悪く、回収した燃料にはある程度の濃度で FP が混入することが欠点である。ところが、回収燃料を高速炉で用いれば、FP の核的影響は小さく、むしろ、MA が Pu とともに回収されるため、低い分離性能を逆に長所としているところが特徴である。

3. 内外の研究開発の動向

世界的に、高速炉を始めとする第 4 世代炉の実用化が遅れており、様々な理由が考えられるが、サイクル施設の実用化に大きな時間とコストが掛かることも一因と思われる。即ち、高燃焼度で MA 濃度の高い第 4 世代の使用済燃料について、実用規模のホット試験の実現が大きなネックになっている[1]。乾式再処理は、前記の特性により、小さな施設で比較的多量の燃料処理が行えるため、例えば金属燃料 FBR なら 10ton/年程度の再処理施設で実用的な経済性が期待されている[2]。従って、SMR に कोरोケーションするような再処理施設なら実用規模のホット試験の敷居がずっと低く、INL での EBR-II 燃料のホット試験が既に実用規模である。このため、乾式再処理が商業的な Gen-IV の Pu 燃料サイクルを世界で実現する上で、先導的な役割を担うと考えられる。当日は、この観点で各国が実施している研究開発動向を紹介する。

参考文献

[1] T. Koyama, T. Todd, B. Boullis, J. Chen, J. Hur “Reprocessing Technology – R&D to Industrialization” GLOBAL2017, Plenary Panel, Sept. 27, 2017.

[2] T. Koyama, “Nuclear Engineering for Pyrochemical Treatment of Spent Nuclear Fuel”, Nash & Lumetta ed., “Advanced Separation Techniques for Nuclear Fuel Reprocessing and Radioactive Waste Treatment”, Woodhead Publishing, ISBN978-1-84569-542-2, p.269-310(2011).

*Tadafumi Koyama¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

(2) 窒化物燃料の処理技術の現状

(2) Reprocessing of Nitride Fuel

*林 博和¹¹日本原子力研究開発機構

1. 窒化物燃料の特徴 [1-3]

アクチノイド窒化物はセラミックスであるが金属的性質を併せ持ち、融点が高く熱伝導率が大いという特長がある。このため、定常運転条件において燃料温度を融点よりも十分に低く保つことによって、燃料中の物質の移動、燃焼に伴う FP ガス放出、スエリングなどを抑制することができる。窒化物の製造については、原料酸化物を炭素粉末と混合して窒素ガス中での加熱する炭素熱還元反応、及び窒素-水素中での加熱による残存炭素の除去という方法が確立されている。しかし、窒化物は空気中での化学的安定性が十分でないため、不活性ガス雰囲気を取扱う必要があるという課題がある。また、燃焼中に N-14 から(n,p)反応によって C-14 が生成されるため、生成した C-14 の回収・安定化、もしくは天然存在比 0.36% の N-15 を濃縮して使用することが必要である。

2. 窒化物燃料及び窒化物燃料処理技術の研究開発状況

2-1. 研究開発の概要

窒化物燃料は、炭化物燃料とともに MX 型燃料(M=U+Pu, X=N または C)と称され、アクチノイド密度の大きな高性能の高速炉用燃料として期待されて、1960 年代から米国、ヨーロッパ、ソ連(現ロシア)、日本などにおいて研究開発が行われてきた[1]。窒化物燃料の再処理法については、PUREX 法に基づく湿式法、及び熔融塩電解法を応用した乾式法の研究開発が行われてきた。湿式法では、窒化物燃料を直接硝酸に溶解する方法のほか、硝酸溶解前に酸化処理によって高濃縮 N-15 を回収(再利用)し、その後の工程は酸化物燃料の再処理と同様に行う方法が検討された[1,4]。一方、金属燃料の再処理法として開発され、INL において工学的規模試験まで実施されている熔融塩電解を主工程とする乾式法が、電気伝導度が大い MX 型燃料に適用可能であることが、UC 及び UN を用いた基礎試験によって示され[5,6]、研究開発が行われた。窒化物燃料の熔融塩電解では、陽極において窒化物が窒素(N₂)ガスを発生しながら溶解し、アクチノイドはイオン化して熔融塩中に溶解する[7-9]。陽極における金属元素溶解後は金属燃料の場合と同様に、アクチノイドは塩化物の生成自由エネルギーの差に従って FP と分離され、陰極において回収される。なお、乾式法では、N₂ガスとして放出される高濃縮 N-15 の回収が比較的容易であると考えられる。

2-2. ロシアにおける研究開発状況

ロシアでは、高速炉用高密度燃料として窒化物燃料の研究開発が継続的に行われている[10]。近年は、ROSATOM が 2010 年に政府に承認した連邦目標計画の下で、2025 年までに高速炉を用いた燃料サイクルを基本とした新たな原子力発電技術を開発することを目標として 2012 年に開始された「PRORYV(break through)計画」において、U-Pu 窒化物燃料を鉛冷却高速炉で使用し、使用済燃料を短い冷却期間(1 年間以下が目標)で再処理する技術の開発を実施している。この計画では、トムスク州のシベリア化学コンビナート(SCC)に、窒化物燃料製造施設(14t/y)(2014 年 3 月建設開始)を皮切りに、鉛冷却実証炉(BREST-OD-300、2025 年頃運転開始予定)及び再処理実証施設(5t/y)も建設する予定である[11-13]。He ボンド窒化物ペレット燃料の研究開発では、Na 冷却高速炉での利用も視野に入れて燃料製造技術、基礎物性測定、実験炉(MIR, BOR-60)及び原型炉(BN-600)における照射・照射後試験などが行われている[14]。

燃料再処理については、乾式・湿式ハイブリッド法(PH-プロセス)による再処理の研究開発が実施されてきた[10,15,16]。これは、使用済燃料を短期間冷却後に、LiCl-KCl 共晶塩を用いた熔融塩電解法でアクチノイドとFPの分離を行ってから、アクチノイドの相互分離を湿式法で行うもので、U-Pu-Npを燃料として使用、Amは核変換用燃料(U-Am)に使用、Cmは長期保管することとしている。2013年に照射済みUN燃料を用いた熔融塩電解試験をRIARのホットセル内で実施したが、電流密度が大きい条件で熔融塩電解を行った場合にペレット表面にUNCl化合物などが生成して陽極溶解が妨げられるという現象が見られ、手法の見直しを行っている[16]。現在は、冷却期間を長くせざるを得ないが技術的課題の少ない湿式法の開発[17]の他に、「高温電気化学研究所(IHTE)」において乾式法の研究開発を実施中である[16,18]。IHTEでは、窒化物の熔融塩中への化学溶解にCdCl₂を用いる方法を”soft chlorination”と名付けて、実験研究を行っている[18]。この方法においても、500℃程度の温度では、中間生成物としてUNClが生成するが、より高温においてUNClの溶解が可能である[18]。これらのUNClの挙動は、2000年前後に旧原研が報告した実験結果及びその熱力学データに基づいた解釈[6,19-21]とよく一致するものである。なお、化学溶解後のアクチノイドの分離回収方法については、熔融塩電解法が適用できると考えられる。

2-3. 日本における研究開発状況

日本原子力研究開発機構では、階層型燃料サイクル概念に基づき、長寿命核種であるマイナーアクチノイド(MA)を加速器駆動未臨界システム(ADS)を用いて核変換するための燃料として、ウランを含まない高濃度MA含有窒化物燃料の研究開発を行っている[22-24]。燃焼による反応度の変化を抑制するためのPu、及び熱出力を調整する不活性母材であるZrNを含んだ固溶体である(Zr,Pu,MA)Nが燃料化学形の第一候補である。窒化物燃料は、燃料中に高濃度のMA元素を多様な組成で安定な状態で共存させられることがMA核変換燃料として適している。MAとPu(TRU)を含むアクチノイド窒化物の物性値はデータ集にまとめられ[25]、ZrNを不活性母材とした窒化物燃料の照射試験も実施されてきた[22]。

現在のADSの炉心設計では1燃焼サイクル当たりのMA核変換率は約20%である。核変換率をより大きくすることを目的として、使用済燃料中に残存するTRUを分離回収して次サイクルの燃料として使用するための乾式処理法の研究開発を実施している[9,22-26]。図に、原子力機構が提案しているMA核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要を示す。主工程である液体Cd陰極を用いる熔融塩電解法は、陰極中にTRUを一括回収することができるため、原理的に核拡散抵抗性を大きくすることにも寄与する。液体Cd陰極に回収されたTRU元素を窒化物に転換する再窒化工程については、窒素ガス気流中でTRU-Cd合金を700℃程度で加熱する「蒸留窒化法」を開発した[27]。

これまでに、Pu及びMAを含んだ窒化物を用いて実験室規模の乾式処理法要素技術に関する試験を実施し、その原理的成立性を確認している[9,26]。また、「文部科学省 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会」の「中間的論点の取りまとめ」(平成25年11月)では、「(燃料サイクル技術を含めた各技術分野について)技術成熟度の検討を行った結果、概ね、概念開発段階から原理実証段階に移行することが可能な研究開発段階にあり、工学規模の次のステージに移行することが適当である」と評価された[28]。これを踏まえ、使用済MA核変換用窒化物燃料の乾式再処理技術の技術成熟度を原理実証段階まで引き上げることを目指し、窒化物の陽極溶解に適した陽極や工学規模を目指した再窒化試験装置の開発とそれを用いたコールド試験、乾式処理プロセスの詳細検討と物量評価などを実施している。今後は、TRU試料を用いた小規模試験による元素挙動評価とともに、燃料ピンせん断等の前処理工程、電解残渣の化学溶解、塩からのFP除去廃棄体化などの周辺工程も含めた技術開発をさらに進める予定である。

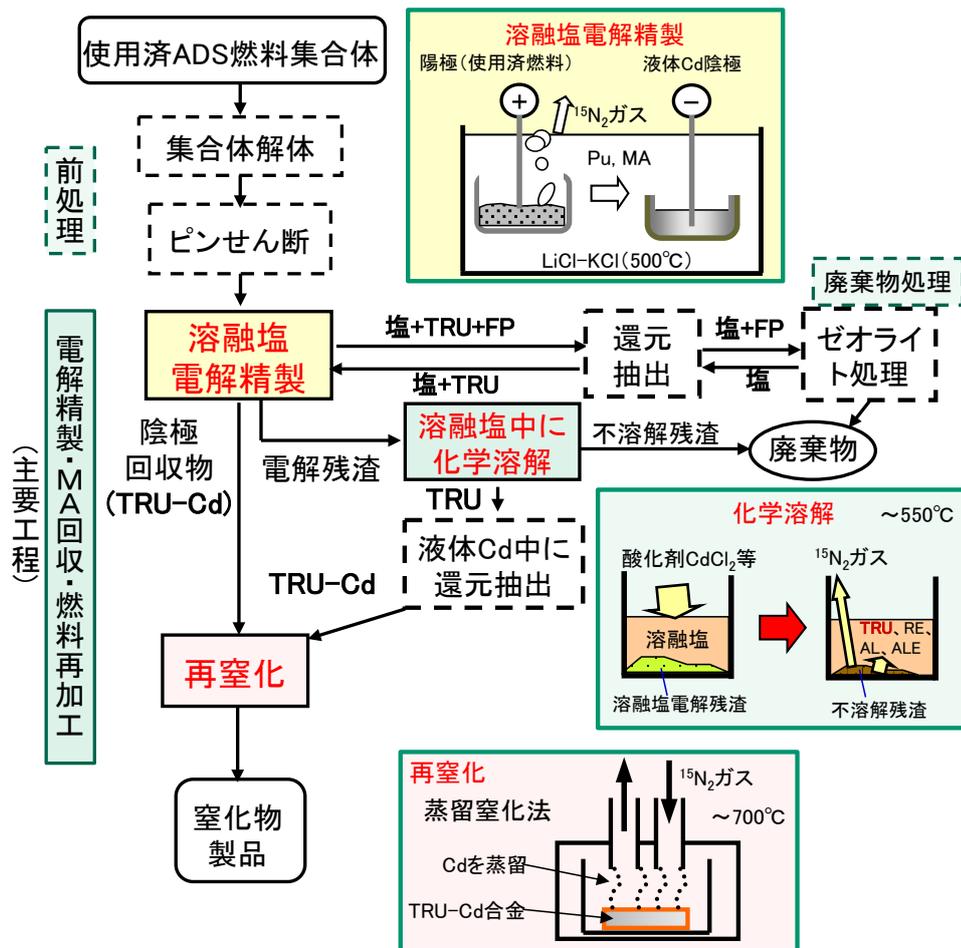


図 原子力機構が提案している MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要

参考文献

- [1] 鈴木康文、荒井康夫、プルトニウム燃料工学、第4章 4.4 窒化物及び炭化物燃料、日本原子力学会「次世代燃料」研究専門委員会、p.260-291 (1998).
- [2] Y. Arai, "3.02 Nitride fuel," in Comprehensive Nuclear Materials, p.41 – 54, Elsevier (2012).
- [3] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems, 4. Nitride fuels, NEA No. 6895 (2014).
- [4] HJ. Matzke, Science of Advanced LMFBR Fuels, p. 622-641, (1986).
- [5] O. Knacke, J. Krahe, F. Muller, "Zur anodischen polarisation von UC in der schmelze LiCl-KCl," Z. Physik. Chem., 50, 105 (1966).
- [6] F. Kobayashi, T. Ogawa, M. Akabori, Y. Kato, "Anodic-dissolution of uranium mononitride in lithium chloride-potassium chloride eutectic melt," J. Amer. Ceram. Soc., 78, 2279-2281 (1995).
- [7] 荒井康夫、最新核燃料工学—燃料高度化の現状と展望—、第8章 8.6 窒化物電解法によるリサイクル技術、日本原子力学会「高度燃料技術」研究専門委員会、p.451-457 (2001).
- [8] O. Shirai, H. Yamana, Y. Arai, "Electrochemical behavior of actinides and actinide nitrides in LiCl-KCl eutectic melts," J. Alloys Compd., 408-412: 1267-1273 (2006).
- [9] H. Hayashi, T. Sato, H. Shibata, M. Kurata, T. Iwai, Y. Arai, "Pyrochemical treatment of spent nitride fuels for MA transmutation," Sci. China. Chem., 57(11) 1427-1431 (2014).
- [10] A. Shadrin, et al., "Fuel fabrication and reprocessing for nuclear fuel cycle with inherent safety demands," Radiochim. Acta 103(3) 163-173 (2015).
- [11] 佐賀山豊、「ロシアの高速炉開発戦略」, 高速炉開発会議 戦略ワーキング(第5回), 2017年10月31日,

http://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/senryaku_wg/pdf/005_01_00.pdf

- [12] 「平成 29 年度原子力の利用状況等に関する調査（革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査）報告書」平成 30 年 2 月 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
- [13] E. O. Adamov, “Closed Fuel Cycle Technologies Based on Fast Reactors as the Corner Stone for Sustainable Development of Nuclear Power,” Proc. FR17, Yekaterinburg, Russia, 26–29 June 2017, p.17 (2018).
- [14] A.F. Grachev, L.M. Zabudko et al., “Development of innovative fast reactor nitride fuel in Russian Federation: state-of-art,” Proc. FR17, IAEA-CN245-062 (2018).
- [15] OECD/NEA, State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry, 2.3.4. Nitride fuel treatment, NEA No. 7267, pp.169-173 (2018).
- [16] A. Shadrin, et al., “Reprocessing of Fast Reactors Mixed U-Pu Used Nuclear Fuel in Russian Federation: Studies and Industrial Test,” Proc. FR17, IAEA-CN245-076 (2018).
- [17] A. Shadrin, et al., “Hydrometallurgical reprocessing of BREST-OD-300 mixed uranium-plutonium nuclear fuel,” Procedia Chemistry, 21, 148-155 (2016).
- [18] Yu. P. Zaykov et al., “Pyrochemical Recycling of the Nitride SNF of Fast Neutron Reactors in Molten Salts as a Part of the Short-Circuited Nuclear Fuel Cycle,” Proc. FR17, IAEA-CN245-259 (2018).
- [19] O. Shirai, K. Uozumi, T. Iwai, Y. Arai, “Recovery of U by electrolysis of UN in LiCl-KCl eutectic melts,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 745-748 (2002)
- [20] H. Hayashi, F. Kobayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Dissolution of uranium nitrides in LiCl-KCl eutectic melt,” J. Nucl. Sci. Technol. Sup. 3, 624-627 (2002)
- [21] H. Hayashi, T. Ogawa, K. Minato, “Thermochemical consideration for pyrochemical reprocessing of nitride fuels,” Proc. Japan-Korea Workshop on Nuclear Pyroprocessing, 5-6 Feb., 2002, p.301-314 (2002).
- [22] 荒井康夫、分離変換技術総論、日本原子力学会「放射性廃棄物の分離変換」研究専門委員会、p.134-140, 166-172 (2016).
- [23] H. Hayashi et al., Recent progress and future R&D plan of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. 13th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Seoul, Republic of Korea, Sep. 23-26, 2014, (2015), p.370-377.
- [24] H. Hayashi et al., Development of nitride fuel cycle technology for transmutation of minor actinides, Proc. Global 2015, Paris, France, Sep. 20-24, 2015, (2015), p.1811-1817.
- [25] T. Nishi, Y. Arai, M. Takano, and M. Kurata, “Property database of TRU nitride fuel,” JAEA-Data/Code 2014-001 (2014).
- [26] 林博和「マイナーアクチノイド核変換用窒化物燃料の乾式再処理研究の現状」、日本原子力学会「2015 年秋の大会」TN21 再処理・リサイクル部会セッション「ADS による核変換用 MA 燃料再処理技術の最新動向」、静岡 (2015 年 9 月)。
- [27] Y. Arai, T. Iwai, M. Akabori, K. Minato, “Synthesis of actinide nitrides in molten cadmium,” Nucl. Technol., 162, 244-249 (2008).
- [28] 「「群分離・核変換技術評価について」の中間的な論点のとりまとめについて」文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 (2013 年 11 月)。

*Hirokazu Hayashi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状

Current Status of R&D on Pyroprocessing

(3) 金属燃料および酸化物燃料の処理技術の現状

(3) Reprocessing of Metal Fuel and Oxide Fuel

*飯塚 政利¹¹電力中央研究所

1. 金属燃料および酸化物燃料を対象とする乾式再処理技術の特徴と概要[1,2]

我が国における高速炉燃料サイクルは、MOX 燃料 Na 冷却高速増殖炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造からなる組み合わせを「主概念」、金属燃料ー乾式再処理からなる組み合わせを、将来の社会環境によっては主概念よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性がある「副概念」として位置付け、研究開発が進められている。金属燃料高速炉燃料サイクル（図 1）は、金属燃料の特性に基づく高い増殖率と優れた炉安全性、再処理において水や有機溶媒を使用しないことによる高燃焼度・高発熱燃料処理への適性、常に超ウラン元素に U が随伴することによる核拡散抵抗性への寄与、マイナーアクチニド(MA) と Pu の一括回収ならびにサイクル内への閉じ込めと核変換、簡素で低コストな射出鑄造法を用いた燃料製造、などの特徴を併せ持っている。さらに、小規模における経済性が優れていることから、高速炉燃料サイクル導入シナリオに柔軟性をもたらす技術として着目されている[3,4]。

金属燃料および酸化物燃料の乾式再処理フローシート概要を図 2 に示す。使用済み酸化物燃料は、熔融塩化リチウム (LiCl、650°C) 中で電気分解の原理を用いて金属に転換され、乾式再処理に導入される。湿式再処理で発生する高レベル廃液に含まれる MA は、脱硝および塩素ガスによる塩素化を経て乾式再処理に供給される。乾式再処理の中心的な工程は、500°C で熔融させた塩化物 (LiCl-KCl) 溶媒中での電解精製である。電解精製工程の概要と主な物質の流れを図 3 に模式的に示す。熔融塩化物中における元素による溶解・析出電位や液体 Cd 中での化学的安定性などの性質を最大限利用することにより、燃料の溶解と FP の分離、アクチニドの回収が一つの装置で実施できることが大きな特徴である。電解精製工程で回収されたアクチニドは、陰極処理と呼ばれる高温蒸留により溶媒塩化物溶媒や液体 Cd を除去した後に成分調整され、リサイクル燃料製造原料となる。電解精製工程で使用される熔融塩化物溶媒中蓄積したアルカリ、アルカリ土類、希土類 FP は、ゼオライトに吸着させ、ガラスと混合して加熱圧縮することにより、安定なガラス結合型ソーダライト固化体とする。一方、電解精製工程で溶解しない白金族 FP は、被覆管材料と共に熔融固化される。

2. 世界各国における研究開発の状況

米国では 1960 年代から高速実験炉金属燃料再処理のために乾式再処理技術開発を進めてきた。熔融塩電解精製などの技術を適用した乾式再処理プロセスの基本は、ANL (Argonne National Laboratory: アルゴン国立研究所) が実施した IFR (Integral Fast Reactor) 計画 (1984~1994 年) と呼ばれる金属燃料高速炉サイクル研究開発プロジェクトの中で生み出されたものである。INL (Idaho National Laboratory: アイダホ国立研究所) は、このプロセスによりこれまでに約 5 t の高速実験炉 (EBR-II : Experimental Breeder Reactor-II / FFTF : Fast Flux Test Facility) 照射後金属燃料を処理した実績を持つ。この他の国立研究所や大学でも盛んに乾式再処理研究が行われている。

韓国では KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute: 韓国原子力研究所) が、金属燃料・高速炉を含めた研究開発を行っている。乾式再処理技術については、電解精製、電解還元、廃棄物処理などのプロセス開発を進める一方、工学規模ホットセルである乾式プロセス統合実証試験施設 (PRIDE) を運用している。INL での工学規模乾式ホット試験を含む米国との乾式共同研究 (2011~2021) を行うと共に、IAEA との国

際協力により保障措置／計量管理の妥当性、コスト評価等を実施している。

欧州では核変換ターゲットの再処理法のオプションとして乾式法に着目しており、フランスでは溶融フッ化物浴、JRC-Karlsruhe（欧州共同研究センターカールスルーエ）では溶融塩化物を用いた処理技術開発が進められたほか、イギリスやチェコにおいても溶融塩中における電気化学プロセスや廃棄物処理に関する基礎研究が行われている。ロシアのRIAR (Research Institute of Atomic Reactor: 原子炉研究所) では、高速炉燃料製造用の MOX 析出法として、溶融 NaCl-CsCl を用いた独自の乾式処理プロセスが開発された。溶融塩炉関連と並行して現在も基礎研究やプロセス検討を継続している。インド、中国では増殖率の高さから長期的には金属燃料高速炉の開発を志向しており、IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research: インディラ・ガンジー原子力研究所) で工学規模装置開発を含めた活発な技術開発が進められている。

3. 日本における研究開発の状況

電中研は 1986 年より金属燃料高速炉および乾式再処理の研究に着手し、京大炉や国内メーカー等の国内機関との共研を経て、1990 年より前述の IFR 計画の一部 (Pu を用いた試験などによる乾式再処理要素技術開発、高速実験炉 EBR-II 使用済み金属燃料を用いた工学実証試験) に参画した。一方で、ロックウエル社、ミズーリ大学との共同研究により、溶融塩／液体金属系におけるアクチノイドの基礎物性測定などを行った。1994 年からは日本原子力研究所 (現 JAEA) との共同研究で Pu を用いた電解試験を実施し、Cd 陰極への回収条件を明らかにした。さらに、2002 年より核燃料サイクル機構 (現 JAEA) の CPF (Chemical Processing Facility: 高レベル放射性物質研究施設) に乾式試験設備を設置し、Pu を用いたプロセス連続試験を実施している。一方、金属燃料高速炉サイクルにおける MA の分離・核変換の実証を目指して、ITU (欧州超ウラン元素研究所、現 JRC-Karlsruhe) と共同で MA 含有金属燃料を製造し、フランスの高速原型炉フェニックスで照射した。CEA および ITU における照射後試験と並行して、ITU と共同で開発した Ar 雰囲気ホットセルにて照射済み燃料の乾式再処理試験、照射済み MOX を用いた電解還元試験、実高レベル廃液からの MA 乾式分離試験などを実施し、これらのプロセスの成立性を実証した。

2006 年以降は、「高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT)」プロジェクトにおける「副概念」として、上記プロセス開発に加えて、国の競争的資金を活用した工学規模機器開発および模擬サイクル試験 (図 4) [5]、施設概念検討などを実施した結果、主要工程については工学規模での実証に進める段階に達している。さらに近年は、アクチノイド／希土類元素間分離性能向上や廃棄物発生量低減を中心としたプロセス合理化・高性能化の要となる独自のアイデアについても有望な結果が得られている。

参考文献：

- [1] T. Koyama and M. Iizuka, "Chapter 18 Pyrochemical process developments in Japan" in "Reprocessing and recycling of spent nuclear fuel for advanced fuel cycles" edited by Robin Taylor, Woodhead Publishing (2015).
- [2] 飯塚ら、「分離変換技術総論, 3.2 乾式再処理技術」、日本原子力学会 (2016).
- [3] 小山、尾形、「変化する将来に柔軟に対応するサイクルオプション--乾式リサイクル技術と金属燃料 FBR」、日本原子力学会誌、52、402-408 (2010).
- [4] M. Iizuka, T. Tsukada and T. Koyama, "Development of Fuel Cycle Technologies in CRIEPI - For Steady and Flexible Implementation -", Proc. Global 2017, Seoul, Korea (2017).
- [5] M. Iizuka et al., "Performance of pyroprocess equipment of semi-industrial design and material balance in repeated engineering-scale fuel cycle tests using simulated oxide/metal fuels", Nucle. Technol., 184, 107-120 (2013).

*Masatoshi Iizuka¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

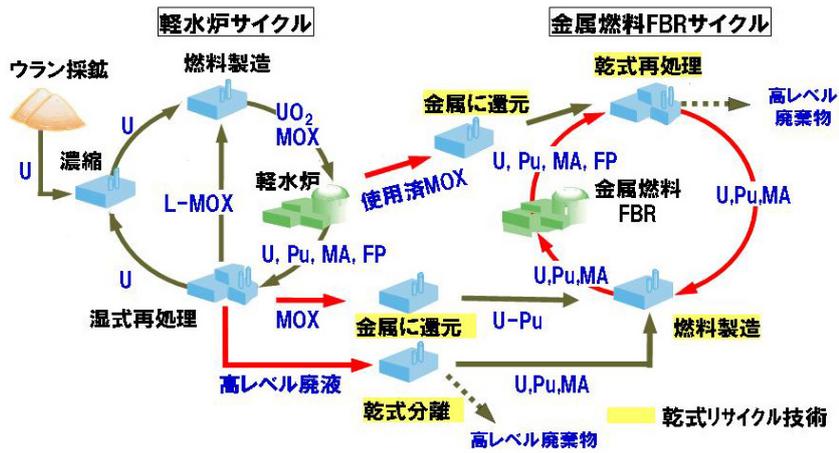


図1 金属燃料高速炉燃料サイクルの概念

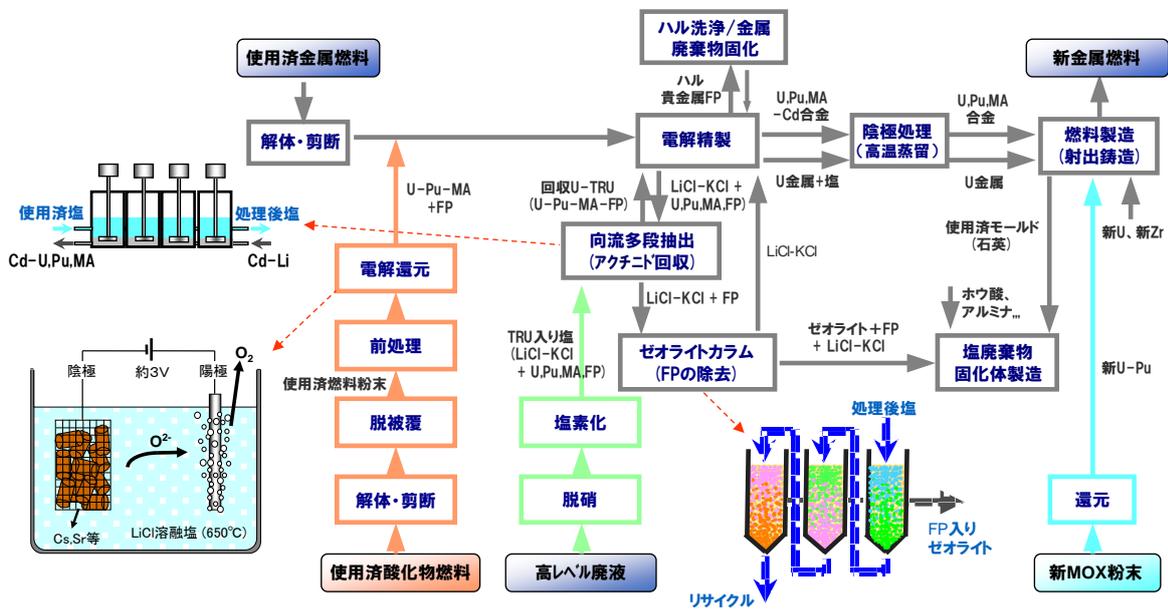


図2 乾式再処理フローシート

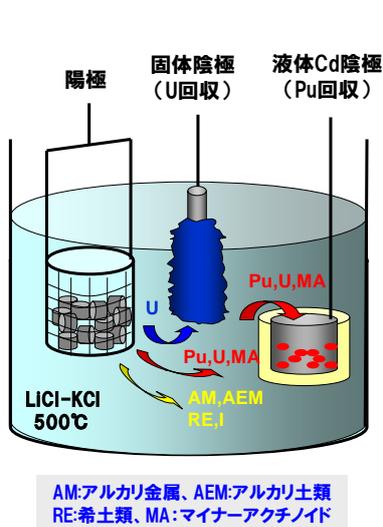


図3 電解精製工程の概要

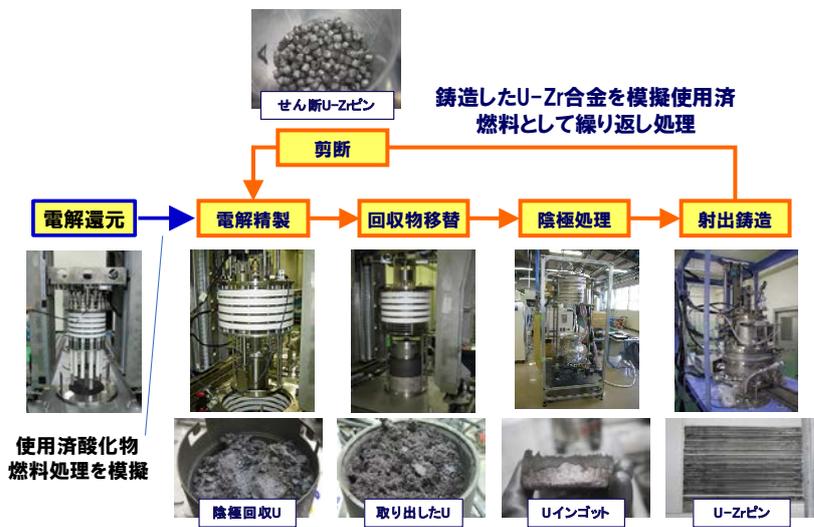


図4 工学規模模擬金属燃料サイクル試験の概要

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状

Current Status of R&D on Pyroprocessing

(4) フッ化物揮発法を用いた酸化物燃料の処理技術の現状

(4) Processing of Oxide Fuel Using Fluoride Volatility Method

*星野 国義¹¹日立GEニュークリア・エナジー

1. 緒言

フッ化物揮発法は、使用済燃料の乾式再処理法の一つで、U、Puなどの核燃料物質や、いろいろな核分裂生成物のフッ化物の揮発性の差を利用して、核燃料の除染、回収を行う方法である。フッ化物揮発法を用いた処理技術の例として、使用済燃料の再処理技術および燃料デブリの安定化処理技術について以下に紹介する。

2. フッ化物揮発法を用いた処理技術

2-1. 使用済燃料の再処理技術「FLUOREX」

軽水炉燃料サイクルから高速炉サイクルへの移行期を主な対象とし、移行期に発生する各種の使用済燃料(軽水炉、プルサーマル、高速炉)を共通に処理可能な柔軟な再処理技術として、フッ化物揮発法と溶媒抽出法を組み合わせたハイブリッド再処理技術「FLUOREX」(Hybrid Process of Fluoride Volatility and Solvent Extraction)が開発されている[1]。本技術のプロセスフローを図1に示す。FLUOREX再処理技術では、使用済燃料再処理の初期段階で大量に存在するUの大部分をフッ化揮発させて分離し、気相に移行したPuを固体として回収し、一部のUとともに溶解して溶媒抽出法で精製する。大量Uの初期分離によりU/Pu精製系(UとPuは常に共存)の取扱量を大幅に低減でき、水溶液系の導入により既存のPUREX法でU/Puを高純度に精製できる。また、ガス系ではUF₆の気体状態での精製が可能でそのままウラン濃縮工程へ移送でき、水相へ移行するマイナーアクチニドMA(Np, Am, Cm)には現在国内外で開発中の湿式群分離技術を適用できる。これらの研究開発で、Uを用いた模擬使用済燃料のフッ化試験(500g/h規模)、小規模実使用済燃料フッ化試験(10g/バッチ)、酸化物転換試験(熱天秤、ポート炉試験装置等)等により基礎的成立性が見通しが得られている。

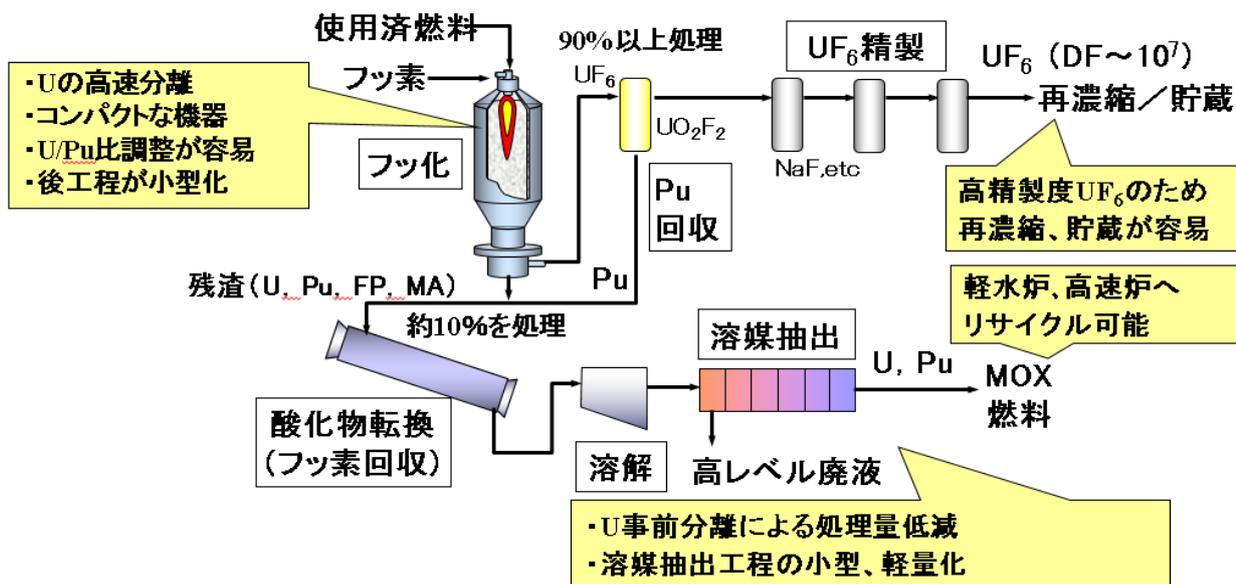


図1 「FLUOREX」のプロセスフローと特徴

2-2. 燃料デブリの安定化処理技術

これまで、米国スリーマイル島、旧ソ連チェルノブイリ、および福島第一の各原子力発電所で重大事故が発生し、燃料デブリが生成している。将来の革新炉も含め、原子炉で万一発生した場合の重大事故の収束と、事故で生じた燃料デブリを管理可能な形態に安定化処理することが大きな課題となる。燃料デブリは種々の放射性核種や構造材を含有しており、各核種の含有量や化学形態が不明確なまま保管することは、臨界管理、発熱管理等の観点から安全上のリスクが生じることになるからである。また、国際的にも核物質の計量管理が要求される。米国スリーマイル島原子力発電所2号機の事故で発生した燃料デブリは、従来の方法では溶解できず合理的な処理および安定形態への転換が困難であった。このため、フッ素(F_2)の反応性の高さを利用したフッ化揮発法による燃料デブリ処理技術の開発が進められている[2]。本技術は、前節 2-1 で説明した使用済燃料の再処理技術へ適用してきたフッ化物揮発法を、燃料デブリ処理に適用するものである。フッ化物揮発法を用いた燃料デブリ処理の概略プロセスフローを図2に示す。燃料デブリは、フッ化反応炉において一旦フッ化物に転換し、六フッ化物として気体となる U、Pu 等と固体で残る不純物を分離し、その後両者を安定な酸化物に転換する。大量の不純物を除去できるので、U や Pu の計量管理は容易となり、またデブリから転換された酸化物は硝酸に溶解可能であり、従来の再処理施設における計量管理用の分析や、必要であれば処分廃棄体や再利用を目指した更なる安定化や分離が可能である。すなわち、フッ化処理によりデブリを計量管理・長期保管・再処理・処分のいずれにも適した形態とすることが可能となる。これらの研究開発で、U を用いた模擬燃料デブリのフッ化試験 (5g/バッチ規模)、酸化物転換試験 (熱天秤、ボート炉試験装置等)、熱力学的評価等により基礎的成立性の見通しが得られている。

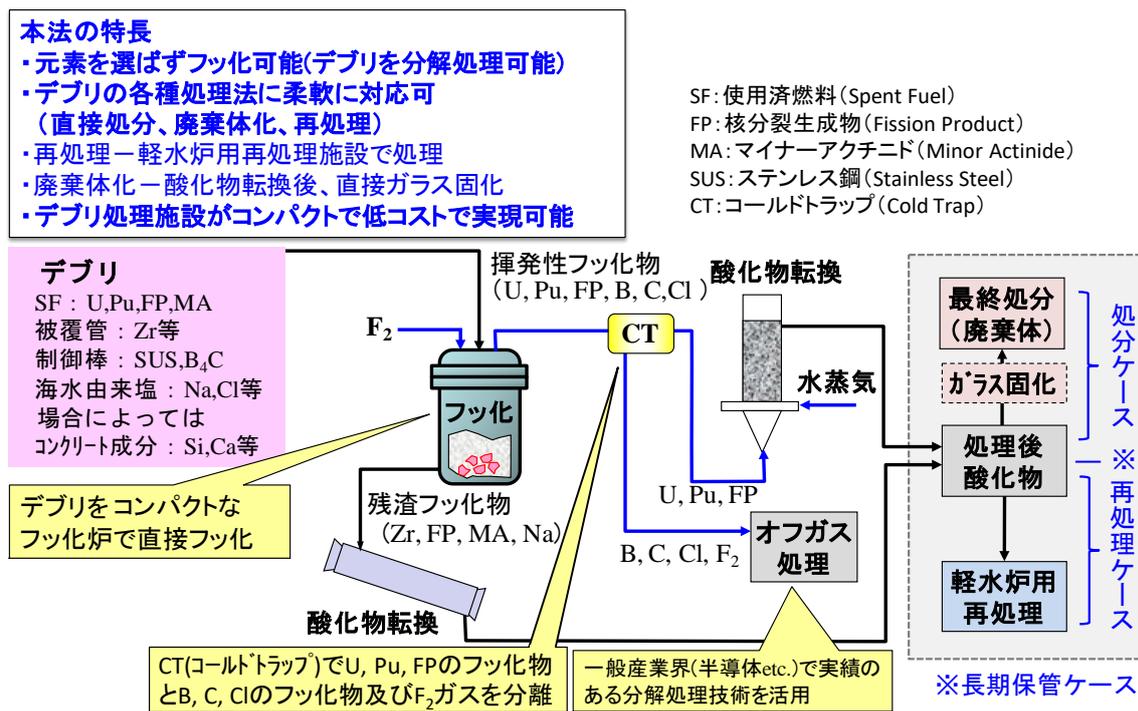


図2 燃料デブリの安定化処理技術のプロセスフローと特徴

参考文献:

[1]平成 20～22 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」総合報告書、日立GEニュークリア・エナジー (平成 23 年 3 月)

[2]深澤ら, 日本原子力学会 2014 年春の年会 H56、星野ら, 日本原子力学会 2019 年春の年会 2B01

*Kuniyoshi Hoshino¹、¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

本報告は文部科学省からの受託事業として日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 20～22 年度「フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発」および平成 25～29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果を含みます。

再処理・リサイクル部会セッション

乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状
Current Status of R&D on Pyroprocessing

(5) 熔融塩炉燃料の処理技術開発の現状

(5) Reprocessing of Molten Salt Reactor Fuel

*松浦 治明¹¹東京都市大学

概要

熔融塩炉用燃料のオンライン処理技術開発は、1960年代にオークリッジ国立研究所での歴史的な MSBR 概念設計において、増殖させた ²³³U を効率よく炉心に戻すための連続処理プロセスとして提案され[1]、ピスマス合金系熔融金属を用いた多段抽出の概念構築のための基礎的な要素技術研究が当時実施された。MSBR 計画が中止されたため、それら個々の断片的な要素研究成果を組み合わせ工学的な研究に展開する試みはそれ以来ほとんど進展が無かったものの、2000年代後半の原子力リネッサンス期に第4世代炉候補の一つとして熔融塩炉が選択されるに伴い、各国で再び個々の要素技術の再検討から、それまでになかったような新たな処理概念、例えば電気化学的手法をも包含したような提案[2]がなされるようになってきた。特に近年では中国でのアクティビティが非常に高く、実際に熔融塩ループを作成し失敗を克服しながら、次々と新たな成果を生み出している[3]。とは言え、熔融塩炉燃料の処理に当たっては表[4]に示すように多種の元素を多様な方法で分離する必要があり、実用化は容易ではない。

本講演では2018年10月に水戸で開催された乾式プロセスの国際会議にて公開された内容も含めて、現時点での開発動向と今後の展望について概説する。

表 熔融塩炉燃料のオンライン再処理における各元素の分離方法の提案例[4]

元素群	元素	分離方法
希ガス	Kr, Xe	He ガス注入
貴金属、遷移金属、カルコゲン、他	Zn, Ga, Ge, As, Se, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Tc, Cd, In, Sn, Sb, Te	部分凝固、オフガス移行、ろ過
U	U	フッ化
Zr, Pa	Zr, Pa-233	還元抽出
構造材	Ni, Fe, Cr	
TRU	Pu, Am, Cm, Np	
希土類 (3 価)	Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er	
希土類 (2 価)	Sm, Eu	
アルカリ、アルカリ土類	Sr, Ba, Rb, Cs	

参考文献；

- [1] M.W. Rosenthal, *et al.*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4812 (1972).
 [2] J. Uhlř, *et al.*, *Proc. ICAPP 2012*, Chicago, Illinois, USA, June 2012, Paper 12399 (2012).
 [3] Q. Yu, *IPRC 2018*, Tokai, Ibaraki, Japan, October 2018, Presentation O4 (2018).
 [4] "Introduction of thorium in the nuclear fuel cycle, Short- to long-term considerations", OECD NEA, No. 7224 (2015).

*Haruaki Matsuura¹¹Tokyo City University

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear data division[Co-organized by Special Committee on Nuclear Data]

[3E_PL] Frontier of nuclear data researches on fission product nucides

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Common Education Bldg. 2 2F No.22)

[3E_PL01] Progress in nuclear data evaluation

*Nobuyuki Iwamoto¹ (1. JAEA)

[3E_PL02] Current status of fission yield research

*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] Progress and perspective of nuclear data measurement

*Tatsuya Katabuchi¹ (1. Tokyo Tech)

[3E_PL04] Comments from users' side

*Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア

Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

(1) 評価研究の進展：JENDL-4.0 からその先へ

(1) Progress in nuclear data evaluation

*岩本 信之¹¹原子力機構

1. 序論

核分裂生成物は、原子番号が 30 から 68 (質量数 70 から 170 程度) に亘る核種領域に広がっており、原子核としての性質も多様である。そのため、原子核の物理的な性質が反映される断面積についても予測は難しく、これらの性質をできる限り精度良く取り込むことで断面積の予測精度も高まると期待されている。

2010 年に公開された汎用評価済核データライブラリ JENDL-4.0 の開発目的の一つに、実験データの乏しい核分裂生成物の精度向上があったので、連続領域の断面積評価用に統計モデルに基づく核反応計算コード CCONE が開発された。これにより、これまで反応過程に応じて、異なる核反応計算コードが採用されたために生じていた中性子放出スペクトルに見られた不整合などが解消された。また、前平衡過程には 2 成分励起子モデルが採用されるとともに、200MeV までの中性子エネルギー領域まで適用可能なチャンネル結合光学モデルパラメータが導出され、デフォルト計算での信頼性も向上した。低エネルギー領域では、基本的に分離共鳴パラメータの評価が行われ、JENDL-4.0 の開発では実験データを基に 109 核種のデータが更新されている。

2. 核データ評価の進展

上記の通り、断面積データの評価は、分離共鳴の存在により断面積の予測が非常に難しい低エネルギー領域と、断面積が滑らかな高速中性子エネルギー領域に分けられる。核データ評価研究においては、いずれの領域の精度も高めることが応用にとって重要である。

2-1. 低エネルギー領域

分離共鳴断面積の評価は実験解析によって導出された共鳴パラメータが無くては進めようがなかったため、研究は遅れていた。安定核種であれば、測定研究が行われており、充分ではないがデータが皆無ということはほとんどない。しかしながら、不安定核種については多くの場合に測定自体が行われていない。長寿命核分裂生成物については、有害度低減化研究において捕獲断面積などの性質が重要視されていたため、多くの核種について共鳴パラメータも与えられているが、⁷⁹Se や ¹²⁶Sn などまだまだまったく測定されていない核種も珍しくない。これらの共鳴断面積を予測する試みとして、共鳴パラメータの統計的性質を使った手法を開発した。共鳴のエネルギー間隔や中性子幅はそれぞれ Wigner 分布や Porter-Thomas 分布に従うことが知られており、これらからそれぞれの物理量をサンプリングすることで共鳴断面積を導出した。また、熱中性子捕獲断面積についても、同様に系統性を考慮した手法を開発し、不安定核種の評価が JENDL-4.0 と比べて相対的に多かった原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル (JENDL/AD-2017) の評価に採用された。

2-2. 高速中性子エネルギー領域

断面積が連続的な領域においては、Hauser-Feshbach 統計モデルの計算で重要な高エネルギー励起レベルを記述する核準位密度モデルやガンマ線の遷移に関する強度を与えるガンマ線強度関数に対し、微視的理論からの知見を考慮することでモデルの改良を行っている。特に、核準位密度モデルについては、しきいエネルギーからの断面積の形状に大きな影響を与えるため、とりわけ重要である。JENDL/ImPACT-2018 の開発では、微視的な知見を経験的な核準位密度モデルに反映することで、断面積の予測精度を高めている。

講演では、JENDL-4.0 の公開後における評価研究の進展について、適用結果と併せて紹介する。

*Nobuyuki Iwamoto¹¹JAEA

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア

Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

(2) 核分裂収率における研究の最前線

(2) Current status of fission yield research

*千葉 敏

¹東京工業大学

1. 序論

核分裂収率は原子炉運転中は毒物としての核分裂生成物量、廃棄物においては放射能インベントリを決定し再処理や地層処分シナリオに大きな影響を与える。また r 過程における核分裂リサイクリングにより宇宙における元素合成でも重要な役割を果たす。核分裂現象はニホニウムを含む超重金属合成にとっては融合を阻害する要因となる。そのため核分裂機構を理解し正確な生き残り確率の予測が必要となるが、そのために核分裂収率が重要なヒントとなる。

2. 核分裂収率研究の現状

2-1. 核データとしての核分裂収率データ

原子炉計算用の精密な核分裂収率データの評価は基本的にはフィッティングにより行われている。代表的には ENDF のための Wahl の方法、JEFF のための Mills の方法がある。いずれも核分裂片分布を複数のガウス分布の重ね合わせで表し、即発中性子放出の影響を考慮して一次核分裂生成物分布（独立収率）を求めるが、その計算に必要な荷電偏極など重要ないくつかの物理量については粗い近似が用いられる。実際にはデータが多く存在するのはさらに β 崩壊を経た二次核分裂生成物分布（累積収率）であり、限られた累積収率データを基に核分裂過程を遡って上流側のデータを仮定し、即発中性子分布や β 崩壊を考慮して下流側のデータを求めることになるが、その結果がもともと採用した累積収率の実験データを 100%再現できるわけではないという問題がある。また、統計崩壊、アイソマー比の計算や 3 体核分裂については非常に近似的な扱いがされているし、共分散データもしっかりと整備されてきていたわけではない。

2-2. 理論的手法による核分裂データの予測

上記の現象論的な方法に対して、近年は複合核から始まり、断裂を経て核分裂片の生成、即発中性子放出まで、あるいはさらに β 崩壊までを理論的に考慮する手法が提案されてきている。この理論にも現象論、巨視的・微視的理論、微視的理論、それらの組み合わせなど様々なバージョンがあり、それぞれが特徴を生かせる現象に対して適用されている。微視的理論は枠組みとしては美しいが適用範囲が限られ、純粋な現象論はやはり多くの仮定を必要とする。これに対して東工大では巨視的・微視的理論により複合核から断裂までをカバーし、その結果得られる断裂点での情報からその後の統計崩壊による即発中性子放出、アイソマー生成、引き続き β 崩壊までを考慮できるモデルを構築中である。これら理論的な方法の利点は、核分裂収率のみならず、核分裂片の運動エネルギーや即発中性子多重度分布、即発中性子のエネルギースペクトル、遅発中性子収量など、互いに相関のある物理量の予測が可能で、それによって核分裂の整合的描写が進み、それに基づく核分裂収率パターン起源についての理解が深まることである。また我々は荷電偏極や 3 体核分裂の微視的理論による記述という挑戦も始めている。

3. 結論

本講演では時間の関係もあり核分裂収率に関する研究の最前線すべてを紹介することは不可能であるが、東工大で行っている Wahl の方法を現代的に改良した方法、核分裂収率の共分散行列整備状況、理論的方法の紹介、及びそれらがいかに相関を有し、どのようなデータを提供可能な状況であるかを紹介する。

*Satoshi Chiba¹¹Tokyo Institute of Technology

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア

Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

(3) 測定研究の進展と今後の狙い

(3) Progress and perspective of nuclear data measurement

*片渕 竜也¹¹東京工業大学

原子炉内での核分裂反応によりエネルギーが生み出される一方で副産物として核分裂生成物 (FP) 核種が生成される。原子炉内には膨大な数と種類の FP が蓄積されていくため、その中性子核データは原子炉の核計算に極めて重要である。また、使用済み核燃料中の長寿命核分裂生成物 (LLFP) は、放射性核廃棄物を処理・処分する上で問題となる。核廃棄物の減容及び環境負荷低減のため LLFP の核変換処理研究では高精度の中性子核データが求められている。

これまで JENDL をはじめとする評価済み核データライブラリは幾多の改訂を繰り返し、格納 FP 核種の中性子核反応データを拡充させてきた。核データライブラリの構築は、測定データと核反応理論計算が車の両輪となり進められてきた。しかし、FP 核種の多くは放射性であり測定が難しく、核反応理論計算のみに基づいて行われているものが多い。豊富な測定データの存在する安定核種に比べると当然のことながら放射性 FP 核データの信頼性は低い。特に核反応理論モデルは個々の共鳴エネルギーや共鳴幅などの予測はできない。そのため、共鳴領域での測定がない核種に関しては、当然のことながら共鳴パラメータは一切分からない。また、熱中性子捕獲断面積は第 1 共鳴の位置に大きく影響を受けることが多いため、核反応理論計算では予測することが難しい。FP 核データの信頼性向上には測定データが望まれている。

放射性 FP 核種の核データ測定の難しさは、ひとえにそれが放射性であるということに起因する。まず、放射性試料の調達・取扱いの難しさが挙げられる。短半減期のものはそもそも測定ができない。ある程度の長さの半減期を有していても測定に必要なマクロな量の放射性試料を用意することに困難が伴う。さらにその放射能から輸送や取扱いに法的な規制も受ける。また、試料調達に成功し実際の測定まで漕ぎ着けた後には別の難しさに直面する。それは放射性試料からのバックグラウンドと試料の定量評価である。放射性試料から崩壊ガンマ線が放出される場合にはこれが大きなバックグラウンドとなる。中性子ビーム実験で中性子捕獲断面積測定を行う際には崩壊ガンマ線バックグラウンドの中で捕獲反応から放出される即発ガンマ線を測定しなくてはならない。バックグラウンドの存在が測定の障害となることが頻繁に起こる。また、放射性試料の全量や同位体比、不純物定量は安定核種試料に比べるとはるかに難しく、これらが核データの精度低下の原因となっていることは多い。

近年、放射性 FP 核種の中性子核データを改善するためにいくつかの技術的進展に支えられた測定研究プロジェクトが実施されてきた。例えば、技術的進展の一つとしては、核破碎中性子源から得られる高強度のパルス中性子ビームを用いることで少量の放射性試料で測定が可能になった。また、放射性試料の定量評価についての研究も進められえている。以上の観点から、本講演では FP の中性子核データに関する測定研究の現状と今後について紹介する。

*Tatsuya Katabuchi¹¹Tokyo Institute of Technology

核データ部会セッション

核分裂生成物核種の核データ研究のフロンティア

Frontier of Nuclear Data Researches on Fission Product Nuclides

(4) 原子力エネルギーシステム応用の観点から

(4) Comments from users' side

*千葉 豪¹¹北海道大学

1. はじめに

本稿では、核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介する。

2. 原子力エネルギーシステム応用分野において重要な FP 核種

2-1. 核分裂連鎖反応体系の反応度に与える影響が大きい FP 核種

核分裂連鎖反応体系としては、運転中の原子炉に加えて使用済み燃料の貯蔵施設が挙げられるであろう。前者に関しては、核分裂反応の結果発生する FP 核種のうち、累積核分裂収率の大きさが有意であり、かつ中性子吸収が大きいものが挙げられる。核燃料の燃焼問題のための摂動理論[1]を用いた解析により、反応度に対する感度が大きい核種の定量化が可能であり[2]、その結果として、例えば UO₂ 燃料であれば、Xe-135、Rh-103、Nd-143、Cs-133、Eu-153、Pm-147、Sm-150、Tc-99、Xe-131、Sm-152、Nd-145、Ru-101 といったものが挙げられる。また、使用済み燃料に関しては、貯蔵容量の合理化のための考え方である燃焼度クレジット適用の観点から重要とされた Mo-95、Tc-99、Rh-103、Cs-133、Nd-143、-145、Sm-147、-149、-150、-152、Eu-153、Gd-155 といった核種が重要となる[3]。ここでは、運転中の原子炉の反応度に与える影響が大きいとされた核種のうち、Xe-135 などの短半減期のものが除外され、崩壊によって発生する Gd-155 などが追加されている。これらに加えて、可燃性毒物（及びその候補材料）として用いられる Gd、Eu といった FP 核種も重要なものとして挙げられるであろう。

2-2. 原子炉の動特性に与える影響が大きい FP 核種

遅発中性子の放出は原子炉の動特性に大きな影響を与える。原子炉の動特性においては、遅発中性子放出に関わる FP 核種を仮想的な 6 つ（もしくは 8 つ）の核種として扱うモデルが用いられてきたが、近年は個々の FP 核種の原子炉動特性に与える影響を定量評価する試みが行われている[4,5]。その結果、Br-87、-88、89、I-137 といった比較的重要性が認識されている核種に加えて、Ge-86 や Rb-94 といった FP 核種の重要性も明らかとされている。また、実際に原子炉を用いた実験で取得された動特性パラメータに対する核データの議論も行われつつある[6]。

2-3. 使用済み及び使用中核燃料中のインベントリの評価が重要となる FP 核種

使用済み核燃料中のインベントリ評価が重要となるものとして、まずはそのインベントリが燃料の燃焼度指標となりうる FP 核種が挙げられる。これらは、燃焼度に対する生成量が線形、もしくは二次関数的に変化し、かつ崩壊ガンマ線による検出が容易な核種が該当し、Cs-134、-137、Eu-154、Ru-106、Ce-144、Nd-148 などが挙げられる[7]。また、使用済み燃料の再処理においては、その発熱量が問題となる核種として Sr-90、Ru-106、Cs-134、-137、Ce-144 など、ガラス固化体の特性の観点から含有量が制限させる元素として Mo、ガラス熔融炉において電気短絡を発生される可能性があるため含有量が制限されている白金族元素（Ru、Rh、Pd）が重要な FP 核種として挙げられる[8]。さらに、放射性廃棄物の長期処分において重要となる超寿命 FP 核種として、Se-79（半減期 30 万年）、Zr-93（同 15 万年）、Tc-99（同 21 万年）、Pd-107（同 650 万年）、I-129（同 1570 万年）、Cs-135（同 230 万年）（、Sn-126（同 10 万年））などが挙げられる[9]。

使用中の核燃料における FP 核種に関しては、燃料設計における FP 放出モデルで重要となるガス状 FP 核

種 (Kr, Xe, Cs 等) が挙げられる。また、燃料漏洩時の監視のため、希ガス 7 核種 (Xe-133、-135、-135m、-138、Kr-85m、-87、-88m) の放出が監視されるとともに、漏洩が生じた燃料の種類 (ウラン燃料/MOX 燃料) や燃焼度を推定するために I や Cs の同位体の測定も行われており、そういった FP 核種が重要と言える。

2-4. 福島第一原子力発電所の廃炉作業において重要となる FP 核種

福島第一原子力発電所から取り出す燃料デブリについて、そこに含まれる核分裂性物質の定量化が重要であり、非破壊で実施可能な核種インベントリ推定方法がいくつか提案されている[10]。その中で、核分裂性核種と随伴し、かつそのインベントリが燃焼度に強く依存するような FP 核種が重要であり、その例として Eu-154 や Ce-144、Cs-134、-137 が挙げられる。また、再臨界監視技術として、Cm-242 や-244 の自発核分裂由来の FP ガスと U-235 や Pu-239 の中性子誘起核分裂由来の FP ガスの生成量の差異を利用する方法がある。この方法では、FP ガス (希ガス) の核分裂収率の違いを利用していることから、そういった核データが重要となる。

3. FP 核種の核データ検証のための積分データ

3-1. 照射後試験データ

使用済み燃料中に含まれる FP 核種のインベントリを定量化した照射後試験データ (Post Irradiation Examination data、PIE データ) は、FP 核種の生成に関わる核データの精度検証をする上で極めて有益である。これまでに、ALIANE、MALIBU、REBUS といった国際的な枠組みのプロジェクトで PIE データが蓄積されてきたが、ALIANE、REBUS などその一部は OECD/NEA が開発している照射後試験データベースの SFCOMPO-2.0[11]に収納され、活用可能となっている。また、福島第二原子力発電所で取得されたデータ [12,13]についても SFCOMPO-2.0 に収納されている (文献[12,13]は 1 号機のデータを対象としているが、SFCOMPO-2.0 では 2 号機のデータも含まれている)。なお、REBUS プロジェクトで取得された、照射燃料で構成される体系における炉物理パラメータの測定データも FP 核種の核データの検証に有益であるが、関係者の尽力によりその詳細が公開されており活用することが可能となっている[14]。

3-2. 臨界実験で取得された実効増倍率データ

ICSBEP や IRPhEP で収集・公開されたデータには、いくつか FP 核データに感度を有するものがあり、それらを有効に活用できる。また、これらに収録されている臨界実験データのうち、軽水炉核特性に深く関係し、かつ高品質な実験データを、JENDL 委員会・リアクター積分 WG が抽出し、軽水炉ベンチマークデータ集としてまとめており [15]、Gd や Rh を含む臨界実験体系のデータが収録されている。加えて、日本原子力研究所の TCA で取得された FP 核種を含む臨界体系の実験データについても利用可能と言える [16-18]。

3-3. サンプル反応度データ

FP 核種を含んだサンプルを原子炉に導入することで生じる反応度 (サンプル反応度) の測定データは、FP 核種の核データの直接的な検証に有効である。代表的なものとしては、仏 CEA と英 UKAEA による CERES プログラムが挙げられるであろう。CERES では、原子炉 MINERVE、DIMPLE を用いた測定が実施され、データの一部は IRPhEP に登録されている模様である [19]。また、オランダで実施された STEK 実験、ドイツで実施された SEG 実験でも FP 核種のサンプル反応度データが取得されており、一部のデータが利用可能な状態となっている [20]。SEG 実験については、最近、米 INL でも再解析が実施されている [21]。

4. おわりに

核分裂生成物核種の核データ研究に関連して、原子力エネルギーシステム応用の立場から、応用分野における重要な FP 核種を整理するとともに、核データを検証するために利用可能な積分データを紹介した。

参考文献

- [1] M.L. Williams, "Development of depletion perturbation theory for coupled neutron/nuclide fields," Nucl. Sci. Eng., 70, p.20-36 (1979).
- [2] G. Chiba, S. Okumura, "Uncertainty quantification of neutron multiplication factors of light water reactor fuels during depletion," J. Nucl. Sci. Technol., 55, p.1043-1053 (2018).
- [3] 燃料サイクル安全研究委員会編、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」、JAERI-Tech 2001-055、日本原子力研究所 (2001).

- [4] G. Chiba, et al., “Sensitivity and uncertainty analysis for reactor stable period induced by positive reactivity using one-point adjoint kinetics equation,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1150-1160 (2013).
- [5] F. Minato, “Sensitivity of delayed neutron to fission yields and beta-decay half-lives,” JAEA-Conf 2015-003, p.153-158, Japan Atomic Energy Agency (2016).
- [6] A. Zoia, Y. Nauchi, et al., “Monte Carlo analysis of the CROCUS benchmark on kinetics parameters calculation,” Ann. Nucl. Energy, 96, p.377-388 (2016).
- [7] 佐藤駿介、名内泰志、「使用済燃料の燃焼度評価技術の開発」、電力中央研究所研究報告 L16002 (2017).
- [8] Y Inagaki, et al., “LWR high burn-up operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management,” J. Nucl. Sci. Technol., 46, p.677-689 (2009).
- [9] 放射性廃棄物の分離変換研究専門委員会編、「分離変換技術総論」、日本原子力学会、(2016).
- [10] T. Nagatani, et al., “Characterization study of four candidate technologies for nuclear material quantification in fuel debris at Fukushima Daiichi nuclear power station,” Energy Procedia, 131, p.258-263 (2017).
- [11] F. Michel-Sendis, et al., “SFCOMPO-2.0: an OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data,” Ann. Nucl. Energy, 110, p.779-788 (2017).
- [12] T. Yamamoto, Y. Kanayama, “Lattice physics analysis of burnups and isotope inventories of U, Pu, and Nd of irradiated BWR 9x9-UO₂ fuel assemblies,” J. Nucl. Sci. Technol., 45, p.547-566 (2008).
- [13] M. Suzuki, et al., “Lattice physics analysis of measured isotopic compositions of irradiated BWR 9x9 UO₂ fuel,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, p.1161-1176 (2013).
- [14] 原子力安全基盤機構、「REBUS 計画の試験結果及び解析」、JNES-SS-0904, (2009).
- [15] JENDL 委員会リアクター積分 WG、「JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークデータに関するデータ集の整備－公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用－」、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
- [16] K. Sakurai, T. Yamamoto, “Benchmark model of critical experiment at TCA for integral evaluation of fission product nuclide cross sections,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.202 (1997).
- [17] T. Yamamoto, K. Sakurai, et al., “Measurements and analyses of reactivity effect of fission product nuclides in epithermal energy range,” J. Nucl. Sci. Technol., 34, p.1178 (1997).
- [18] 須崎武則、奥村啓介、他、「FP 元素等核データ検証実験及び解析」、2003 年春の年会 H37、アルカス SASEBO (2003).
- [19] A. Santamarina, et al., “Reactivity worth measurement of major fission products in MINERVE LWR lattice experiment,” Nucl. Sci. Eng., 178, p.562-581 (2014).
- [20] K. Dietze, “Integral test of JENDL-3.2 data by re-analysis of sample reactivity measurements at fast critical facilities,” JNC TN 94000 2001-043, Japan nuclear cycle development institute (2001).
- [21] A. Hummel, G. Palmiotti, Small sample reactivity measurements in the RRR/SEG facility: reanalysis using TRIPOLI-4, INL/EXT-16-39582 (2016).

謝辞

本予稿・発表資料を作成するにあたって数々の有益なご助言をいただいた原子燃料工業（株）の大岡靖典氏を始めとした JENDL 委員会・リアクター積分 WG の皆様に深く感謝致します。また、本予稿の内容の一部についてご確認いただいたことに対し、NEA データバンクの須山賢也氏、電力中央研究所の鈴木求氏に深く感謝致します。

*Go Chiba, ¹Hokkaido Univ.

[3I_PL] Report of the Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bildg. 2 3F No.30)

[3I_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City Univ.)

[3I_PL02] Goal and present status of CFD utilization on hydrogen behavior in NPP in Japan

*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3I_PL03] Present status of hydrogen behavior simulation code system development

*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3I_PL04] Present status of hydrogen behavior simulation code system development

*Atsuhiko Terda¹ (1. JAEA)

総合講演・報告 2「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告

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

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*村松 健¹、門脇 敏²¹東京都市大学、²長岡技術科学大学

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。特に原子力分野では、1979年のスリーマイル島原子力発電所2号炉の事故において格納容器内で水素燃焼が発生したことを踏まえて、アクシデントマネジメント策整備の一環としてアイスコンデンサ型格納容器を持つPWRを中心に水素対策が強化され、さらに2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故では、格納容器に大きな損傷のない場合であっても格納容器の外で水素の爆発が起き、その後の事故時対応に悪影響を及ぼした経験が原子力規制委員会の規制基準に反映され、BWRを含めて水素対策の強化が図られたところであるが、継続的な安全向上を図っていく観点から、シビアアクシデント時の水素の漏洩放出による格納容器内への拡散・混合、さらには爆発燃焼とその影響を評価し、水素濃度低減などの対策に反映していくことが重要な課題となっている。資源エネルギー庁ではその重要性に鑑みて、「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」の中で「水素安全対策高度化」事業を進めている。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ところである。

なお、この事業は平成24年度から27年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業(以後フェーズ1の事業と呼ぶ)の成果を踏まえて実施されている。フェーズ1の事業での調査・研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [1]、[2]としてまとめられている。

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とともに、原子力の水素安全に係わる知識普及のため、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、水素安全に係わる最新の情報を発信することを目的として、国内外の専門家を講師にした公開セミナーを開催している。図1に資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係を示す。

本企画セッションでは、特別専門委員会での平成30年度活動報告に引き続き、「水素安全対策高度化」事業で進めているCFDによる解析システム(水素挙動統合解析システム)の整備状況について以下の順で紹介する。

- (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整備—CFD解析システムの役割と活用・整備の進め方
- (3)水素挙動統合解析システム整備進捗状況—水素燃焼挙動の照合解析
- (4)水素挙動統合解析システム整備進捗状況—水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築

*Ken Muramatsu¹ and Satoshi Kadowaki²¹Tokyo City Univ., ²Nagaoka Univ. Tech.

2. 平成 30 年度の特別専門委員会の活動

2-1. 委員会メンバー

委員会は、電気事業者、メーカー、研究機関、大学、規制機関等においてシビアアクシデント又は水素安全対策に係わっている技術者・研究者を中心に構成している。平成 30 年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の委員名簿を表 1 に示す。

2-2. 委員会の開催実績

各年度 2 又は 3 回のペースで進めている。平成 30 年度の開催実績を表 2 に示す。なおフェーズ 1 の事業の委託に基づいてなされた本特別研究委員会の活動については、平成 27 年春の年会の企画セッション[3]として報告している。

委員会では水素安全対策高度化事業の予定や成果の紹介を受け議論すると共に、国内での新たな研究を選定して紹介を依頼し、検討した。

2-3 公開セミナーの開催

公開セミナーは過去 4 回（第 1 回 平成 25 年 9 月 19 日（木）、第 2 回 平成 26 年 12 月 12 日（金）、第 3 回 平成 28 年 1 月 29 日（金）、第 4 回 平成 29 年 11 月 30 日（木））開催した。第 5 回は平成 30 年 12 月 11 日（火）に科学技術館サイエンスホールにおいて、公開セミナー「原子力のための水素安全対策高度化」を開催した。本セミナーは、経済産業省資源エネルギー庁委託事業平成 30 年度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委託事業（水素安全対策高度化）の一環として、熱流動の観点から水素安全を俯瞰し、情報を発信することを目的とする。

第 5 回セミナーは、村松及び門脇が司会を務め、元熱流動部会長の谷本浩一氏による開会挨拶、村松によるプログラム紹介の後、以下に示す 6 つの講演が行われた。

午前の部では、Ilona Lindholm 氏（VTT フィンランド技術研究センター社）が「フィンランドにおける原子力発電所の安全性向上のための活動状況」と題し、同国の VVER、BWR、及び建設中の EPR に対する安全性向上対策やシビアアクシデントマネジメントの取り組みについて紹介するとともに、今後の研究課題について紹介した。研究課題としては、想定外をなくす（Elimination of surprise）という観点から、事故後の長期のマネジメント段階での PAR や水素関連計測の長期信頼性などが検討すべき課題として指摘された。

次に、Ahmed Bentaib 氏（フランス放射線防護原子力安全研究所 IRSN）及び Nabih Chaumeix 氏（燃焼・大気環境機構 ICARE）が「フランスにおける原子力水素安全研究の動向—全体概要と水素爆発燃焼研究」と題し、フランス及び EU 諸国における水素燃焼の実験や解析事例等を紹介した。研究成果に基づいて格納容器スプレーや格納容器ベントの運転手順の改善について提言をするとのことであった。

午後の部では、柴本泰照氏（日本原子力研究開発機構 JAEA）より、「安全研究センターにおける軽水炉水素リスクに関する格納容器熱水力研究」として、JAEA での CIGMA を用いた実験及び解析等に関する紹介があった。

Thomas Jordan 氏（カールスルーエ工学研究所 KIT）からは、「原子力水素安全に係わる解析システムの研究開発：ドイツの現状」というタイトルで、GASFLOW 及び COM3D コード、並びにそれらを用いた水素安全解析についての紹介がなされた。

寺田敦彦氏（JAEA）からは「資源エネルギー庁事業「水素安全対策高度化」で実施中の原子力水素安全のための CFD 解析システムの開発現状」として日本における水素燃焼及び拡散解析に関する課題認識や取り組みの紹介があった。

最後に、Ernst A. Reinecke 氏（ユーリッヒ総合研究機構 FZJ）から「過酷事故時における水素濃度低減対策の効果—再結合触媒器 PAR の研究開発と事故時の挙動シミュレーション」というタイトルで PAR に関する試験や解析結果が紹介された。試験結果を基に PAR への C や CO の付着の影響の物理モデルを組み込んだコードを開発しているとのことであった。

セミナーには大学、研究機関、電力事業者等から 68 名が参加し、活発な質疑応答が行われ、村松による本セミナーのサマリーを含む閉会挨拶で終了した。終了後に収集したアンケートでは、本セミナーにおい

て有益な情報が得られたという意見が大部分を占めた。

3. 終わりに

公開セミナーでの講演では、特に、EUがSAMに関する課題解決という明確な目的意識を持ちつつ、コード開発の関しては、KIT等における多数の実験装置を駆使して体系的に物理モデルの検証・改良を進め、総合コードシステムに反映するという、着実な進め方をしていることが印象的であった。一方、我が国の水素安全対策高度化事業は、1980年代以後先行的になされた日米におけるシビアアクシデント研究の成果を基に、現在進行中のEUとの国際協力を活用して最近の研究成果を入手しつつ、解析コードシステムの整備と実機の事故を想定したコード適用事例の開発を進めており、今後の水素安全対策高度化事業の成果が期待される。

なお、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。

参考文献

- [1] 小川徹他、「原子力における水素安全の課題と対策-原子力における水素安全対策高度化ハンドブックの作成」、解説、日本原子力学会誌、Vol.57, No.5 (2015)。
- [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] 村松健、「原子力における水素安全の課題と対策-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」、総合講演「水素安全対策高度化」特別専門委員会報告、日本原子力学会「2015 春の大会」予稿集、(2015)。

図1 資源エネルギー庁事業と特別専門委員会の関係

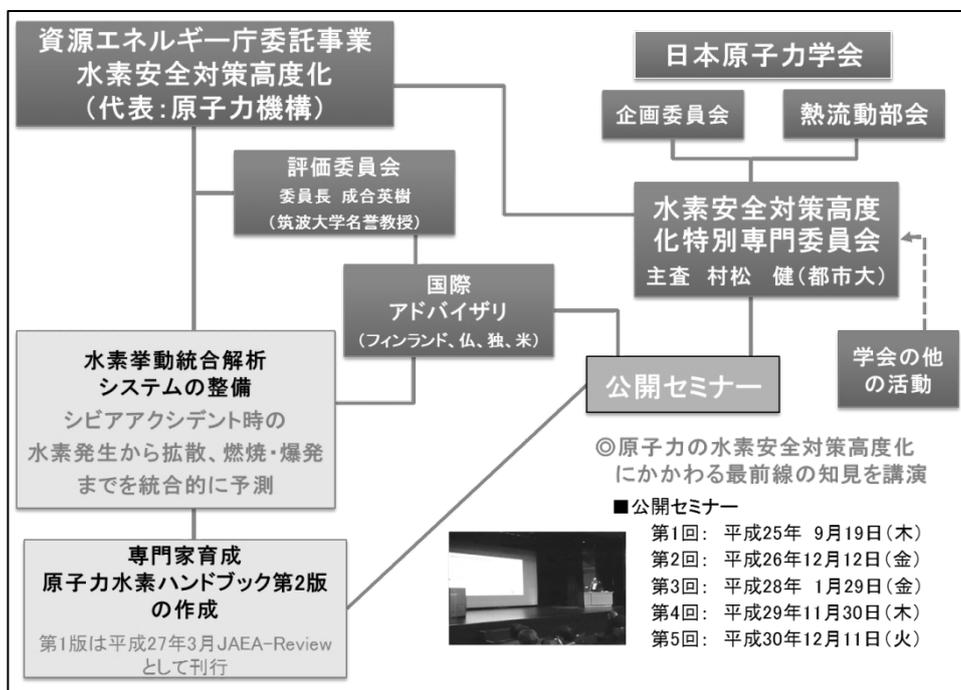


表1 平成30年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会委員名簿

主査	村松 健	東京都市大学
幹事	門脇 敏	長岡技術科学大学
委員	岩城 智香子	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	小川 徹	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)
委員	佐々木 泰裕	関西電力株式会社
委員	鈴木 雅克	日本原子力発電株式会社
委員	谷本 浩一	三菱重工業株式会社
委員	中田 耕太郎	株式会社東芝
委員	中村 秀夫	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
委員	奈良林 直	東京工業大学
委員	新山 健二	株式会社三菱総合研究所
委員	西村 健	原子力規制委員会 原子力規制庁
委員	藤井 正	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
委員	松井 一秋	一般財団法人エネルギー総合工学研究所

表2 平成30年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の主な議題

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第1回 2018年8月29日(水) 三菱総合研究所	<ul style="list-style-type: none"> ● 水素拡散・爆発解析事例紹介 Fluent をベースに三菱マテリアル社内で開発したモデル組み込んで解析を実施。解析結果の妥当性については、実験結果や文献値と比較して信頼性を確認。 ● 水素安全対策高度化事業の今年度計画 水素安全対策高度化事業の30年度活動内容を紹介。 	三菱マテリアル(株) (戴文斌他) JAEA (日野竜太郎)
第2回 2018年11月29日(木) 三菱総合研究所	<ul style="list-style-type: none"> ● 一般公開セミナーの準備状況説明 ● 「水素-空気混合気の爆燃危険指数」 水素-空気混合気の爆燃危険指数の適用方法を紹介。どのように拡散するかについて数値計算を行い、濃度分布から爆燃危険指数を見積もることができ、様々な場面で爆燃の危険性について定量化した評価が可能。ただし、着火点を考慮することが難しい。例えば壁面での静電気発生などもあるため、容器の一番上まで水素が上がってしまえば安全だという考えは危険。 ● 水素安全対策高度化事業の進捗報告：水素発生過酷事故に対する安全性の向上の取り組みについて 水素発生過酷事故時のシナリオと対比して、水素に係わる安全性向上に対する取り組みについて紹介。 	事務局 名古屋大学 (吉川典彦) 三菱重工業(株)(福田龍)
第3回 2019年2月15日(金) 三菱総合研究所	<ul style="list-style-type: none"> ● 一般公開セミナー開催報告(本予稿に後述) ● 水素安全対策高度化事業の成果報告 水素挙動統合解析システム整備及びその具体的な用途に関する検討状況を、本企画セッション(2019年春)での発表予定内容をベースにして紹介。 	三菱重工業(株)(福田龍)

総合講演・報告2「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
Advancing hydrogen safety for nuclear plants(2) 水素挙動統合解析システム整備
—CFD解析システムの役割と活用・整備の進め方—

Present status of hydrogen behavior simulation code system development

- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*福田 龍¹¹三菱重工

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の反省と教訓を踏まえ、過酷事故時の水素燃焼爆発による原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損のリスクを低減させるために、産業界では、地震・津波対策、原子炉損傷防止対策や水素緩和措置を含むプラント設備・機器等の強化、安全解析における設備等の強化の有効性の評価、現場での作業員の対応手順及びプラント状態の監視、及び各種の訓練など、多角的な取り組みが行われてきている。このなかで、水素の発生、拡散・混合、燃焼爆発とその伝播に係る解析については、システムコードや集中定数系コードによる解析が中心であった。PWRでは、原子炉格納容器が広大な容積を有しており、水素の濃度が希釈され低濃度に抑制できる一方で、BWRのような窒素による燃焼に対する不活性化は施されていないため、原子炉格納容器内で局所的に大量の水素が滞留しないこと及び原子炉格納容器内での水素の燃焼が生じた場合の燃焼の伝播や圧力上昇に対する評価が重要となる。

2. CFDによる水素挙動解析のメリットと役割

・格納容器内の水素燃焼挙動解析

これまでの集中定数系コード等による解析では、格納容器全体を解析すべく大きなノード分割に基づき、水素発生量や断熱条件などの保守的な条件で、多様な過酷事故シナリオに対応して、水素の濃度分布や静的な格納容器内の圧力上昇の評価が行われてきている。ここで、水素燃焼が激しくなり、いわゆる火炎加速が生じて火炎面の急激な熱膨張により発生しうる衝撃波等の強い圧力波による動的な荷重の発生の可能性については、過去の保守的な燃焼実験データベースに基づき水素爆轟への遷移（DDT）が発生しないことを、格納容器内の水素濃度によって評価している。

一方、より詳細な空間メッシュによる数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析では、近年の計算機技術の進歩と相まって、PWRの格納容器のような大きな体系に対しても、燃焼と圧力変動の挙動に影響する局所の空間形状や子細な水素濃度分布を考慮した、水素の燃焼爆発評価が現実的な計算時間と計算コストの範囲で可能となりつつある。さらにCFDでは、DDTに代表される火炎加速による動的荷重の発生の有無や程度を、燃焼解析と圧力波の伝播解析により、評価することも可能である。動的荷重については、さらに、衝撃波を生じものの爆轟には至らない強い爆燃に留まる場合や、爆轟が生じても形状効果等で爆轟が継続しない場合には、ともに燃焼の最前線である火炎面が衝撃波から遅れ、衝撃波の距離による減衰とともに格納容器や内部の構造物への衝撃が軽減されるが、CFDではこの効果の評価も可能である。CFDによるこのような燃焼と圧力の伝播に係る評価は、水素安全に対するこれまでの集中定数系による苛酷事故対策の有効性評価の信頼性を高める役割を担うものと期待される。

Ryo Fukuda¹¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

・原子炉建屋内の水素の拡散混合挙動解析

また、格納容器とは異なり、耐圧設計の施されていない原子炉建屋内では、万一、格納容器から漏えいした水素の燃焼爆発が生じれば、火炎加速による動的荷重の発生によらず、燃焼に伴う静的な圧力上昇により、福島第一原子力発電所の事故のような構造破壊に至る可能性が考えられる。このため、原子炉建屋内については、水素の拡散・混合に係る詳細な挙動を CFD 解析によって行い、関連する設備の作動と相まって、水素が局所的に蓄積せず可燃性濃度に至らないことの評価の信頼性を高めていくことが、PWR に限らず重要である。

3. 国内の水素安全対策の考え方に即した CFD 解析の用途と重点開発項目

CFD 解析システムは保守的かつ簡易的な従来の解析を補完する役割として有効活用していくことが期待されるが、その開発においては、国内の水素安全対策の考え方を踏まえながら、具体的な評価の活用例を想定しながら進めてきている。

・水素放出後短時間の水素安全対策

国内の既存の PWR では、原子炉容器破損後の原子炉キャビティ内に本設の格納容器スプレイによる水張りを行った後、落下する溶融炉心の冷却によりキャビティのコンクリートとの反応の促進を防止することが、格納容器破損防止に係る基本的な考えである。この考え方は水素安全対策とも関連しており、格納容器内に放出される水素は、スプレイの作動による水蒸気の凝縮で可燃性雰囲気であり、水素の発生が考えられる区画を中心に設置されたイグナイタで、発生の都度、順次燃焼処理される。CFD では、水素発生箇所付近の水素の顕著な濃度分布の下で着火・燃焼した際の圧力上昇等の挙動を詳細に評価することが可能である。このためには、拡散解析結果を受け継いだ燃焼解析への受け渡しの計算体系の構築が重要となる。

・水素放出後中長時間での水素安全対策

格納容器スプレイの不作動を仮定したケースでは、格納容器内は水蒸気の凝縮が促進されず、水素が放出されても、非燃性の雰囲気のもと、水蒸気と水素の蓄積により格納容器内の圧力が上昇するため、格納容器の破損防止のため、小容量の代替スプレイ等による適切な水蒸気凝縮による圧力増加の抑制と水素の非燃性雰囲気の維持が、代表的な対策となる。ここでは、水蒸気の凝縮による格納容器内の非燃性雰囲気と圧力を詳細に評価することが CFD の補完的役割となる。このためには、スプレイに伴う水蒸気凝縮及び水素の混合挙動のモデルの導入が重要となる。また水素の非燃性雰囲気が維持される環境では、静的な触媒反応による水素再結合装置 (PAR) が、イグナイタと比べ緩やかに格納容器内の水素量を軽減していく。以上の水素発生後の比較的長時間の対策については、格納容器内の水素の濃度と圧力を測定・監視しながら、安全に必要な措置がとられるべく過酷事故時の管理手順が策定されている。この手順の信頼性の向上と活用の幅を広げるために、多様な条件での集中定数系解析とともに、CFD の詳細解析を補完して活用することは有用となると考えられる。

さらに過度の水蒸気凝縮により可燃性雰囲気となり、蓄積された多量の水素が着火した場合の燃焼挙動については、NUPEC 燃焼試験での知見が得られている。一方で解析に関しては、安全裕度の定量化に至るだけの知見は十分でなく、過酷事故時の運転手順に具体的に追加・反映できるまでには至っていない。このことより、集中定数系解析とともに、CFD による補完的な詳細解析により、大量の水素の燃焼によるリスク又は安全余裕の適切な評価と管理手順活用の拡大にも寄与できるものと期待される。このためには水蒸気を含んだ水素の燃焼モデルの導入が重要となる。

・火炎加速が生じにくいことの説明性の向上

これまでの DDT に代表される火炎加速が認められた燃焼試験は、当量比 1 に近い高水素濃度（水素空気系で 30% 水素濃度）や火炎の伝播が 1 方向に加速されやすい管やダクト形状の条件に集中しており、格納容器内では、水素濃度や水蒸気含有の雰囲気や各区画形状などから、火炎加速及びそれに基づく強い圧力

波の発生・継続は生じにくいと考えられる。このことを、燃焼解析で直接評価するためには CFD による解析が必要となる。このためには、格納容器内で特に火炎の伝播が比較的一定方向に集中しやすい狭い間隙部などの部位に対して、過度の保守性を排除しかつ適切な保守性を有する条件、具体的には適度な水蒸気を含みながら保守的な水素濃度の予混合均一条件で燃焼解析を複数実施することが有効と考えられる。

以上のような具体的な CFD 解析の活用事例を念頭に、重要となるモデルや解析技術を中心に、解析システムの構築を進めている。

4. CFD 解析システムの開発手順と現状

前項で重要と考えられるモデルや解析技術は、要素試験、大型体系及び複雑体系の順番に関連する実験の照合解析を通じて、妥当性の確認と予測性の向上に努めてきている。近年は、大型体系として RUT 燃焼試験や複雑体系として NUPEC の燃焼試験や拡散混合試験の照合解析を進め、実機 CFD 解析システムへのモデル等の導入の最終段階に近づいている。

ここで、燃焼試験の照合においては、火炎の伝播速度に着目して、加速が生じない遅い爆燃、燃焼ガスの音速レベルまで加速が生じる早い爆燃及び超音速に至る爆轟への遷移の3段階に応じて、段階的に燃焼モデルの整備を進めてきている。拡散・混合試験の照合においては、意図的に非凝縮性ガスの局所滞留である成層化が生じるケースと循環流が形成され非凝縮性ガスの濃度が均一に向かうケースの両方に対して実施し、乱流モデル、凝縮モデルやスプレイによる効果のモデル化等を進めてきている。

以上を踏まえ、試解析として実機格納容器を対象とした拡散混合解析及び予混合均一濃度条件での水素の燃焼解析も実施している。これらについては、シリーズ後掲で報告する。

5. おわりに

本 CFD 解析システムの構築は、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] 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.

総合講演・報告2「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
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) 水素挙動統合解析システム整備 進捗状況 —水素燃焼挙動の照合解析—

Present status of hydrogen behavior simulation code system development

- CFD analysis relating to combustion behavior -

*松本 昌昭¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRIは、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するための数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備とそれによる水素燃焼挙動の照合解析を通じた爆発燃焼モデルの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果によるCFDコードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素燃焼挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM、特にその中の DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用した。実験データに基づく検証解析を通して、OpenFOAM に実装したモデルの成立範囲の確認を行った。検証に用いる試験ケースの選定には、爆燃や火炎加速に加え、DDT が発生して爆轟に至るケースを対象とするとともに、小規模な試験から大規模な試験までを網羅するように選定した。具体的には、爆燃を対象として THAI 試験（中規模試験）・NTS 試験（大規模試験）・NUPEC 試験（大規模試験）、火炎加速を対象として ENACCEF 試験、爆轟及び DDT を対象として RUT 試験を選定した。

爆轟及び DDT の検証解析結果の一例として、RUT 試験の試験装置の概要と解析結果を示す。図1は RUT 試験装置の構成であり、図2は初期水素濃度が 14% 条件での火炎速度と火炎面位置の関係を示したものであり、解析結果と文献値[1]について、それぞれ解適合格子（Adaptive Mesh Refinement: AMR）法を使用した場合と使用していない場合を比較したものである。試験では図1の canyon 部において爆轟を起こしたが、初期解析結果（図2の青線）では爆轟が再現できなかった。そこで ddtFoam に解適合格子法を実装して、文献値（図2のピンク線）と同様に canyon 部における爆轟を再現することができた（図2の黒線）。

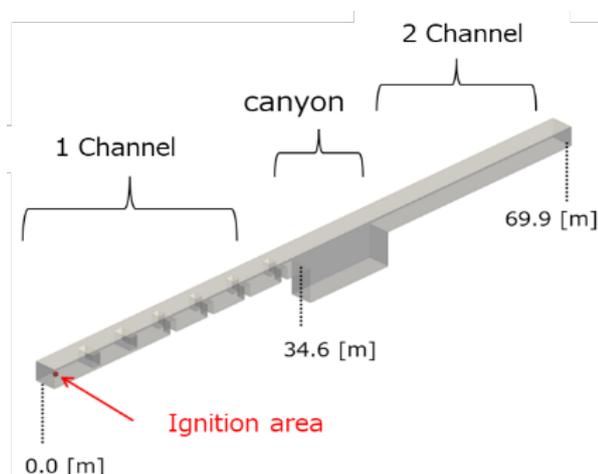


図1 RUT 試験構成

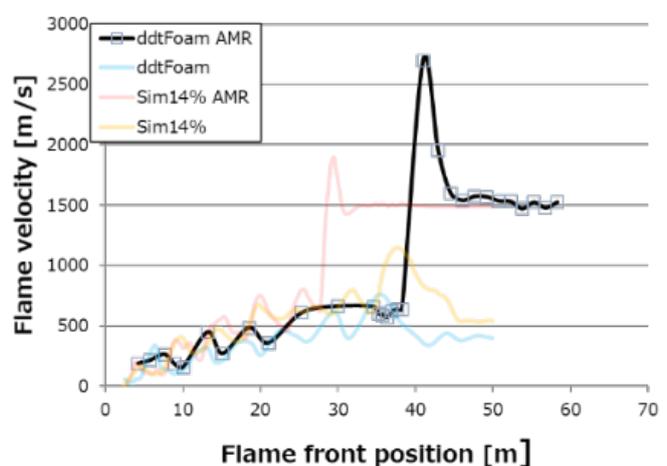


図2 RUT 試験解析結果

また図3は点火から0.266~0.269秒後における圧力コンターと反応進行度が0.5の等値面（図3の緑面）の解析結果について、canyon部周辺の様子を示した図である。図3より点火後0.268秒後において（図3の左下図）、圧力が上昇しており、確かにcanyon部において爆轟が再現されていることが確認できる。

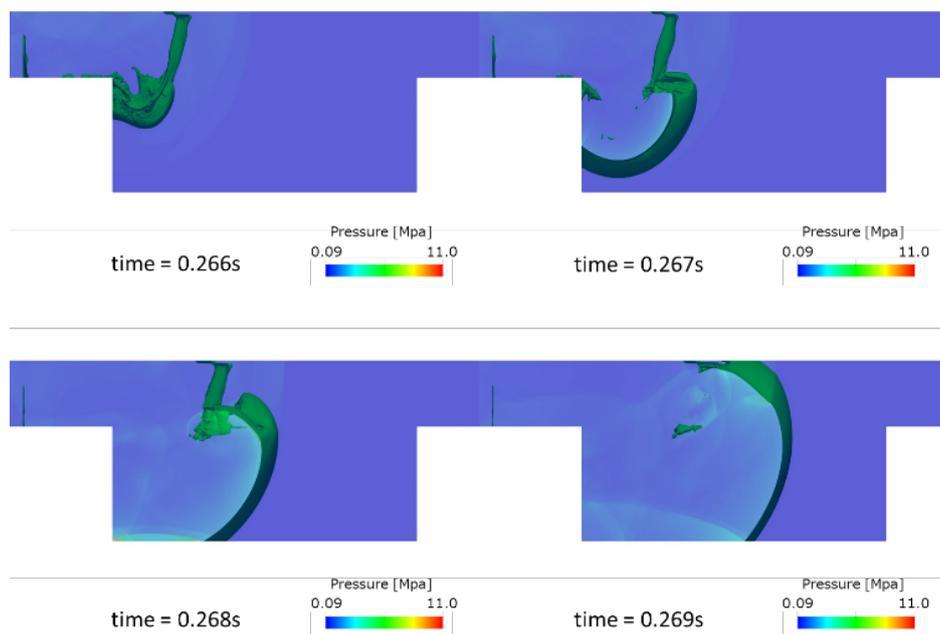


図3 試験容器内における圧力コンターと反応進行度等値面（反応進行度が0.5）の解析結果

3. おわりに

5つの燃焼試験（THAI, NTS, NUPEC, ENACCEF, RUT）についての検証解析を通じて、様々な火炎速度及び小規模から大規模までの様々なスケールでのOpenFOAMコードの適用性の評価を行うことができた。また検証解析を通じて、解析精度向上のためのコードの改善を行ってきた。今後は実機CVスケールへの適用を目指して、より大型かつ複雑形状における検証解析を実施していく。

本報告は、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。

参考文献

- [1] Josef Hasslberger, Lorenz R. Boeck, Thomas Sattelmayer. "Numerical simulation of deflagration-to-detonation transition in large confined volumes" Journal of Loss Prevention in the Process Industries volume 36 (July 2015) Pages 371-379

*Masaaki Matsumoto¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

総合講演・報告2「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
Advancing hydrogen safety for nuclear plants(4) 水素挙動統合解析システム整備 進捗状況
—水素拡散混合挙動の照合解析、統合システムの構築—

Present status of hydrogen behavior simulation code system development

- CFD analysis relating to dispersion behavior and Establishment as Integral code system-

*寺田 敦彦¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成24年度2期（フェーズ1 [1]：平成24年度～平成27年度、フェーズ2：平成28年度～）にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ/ポストプロセッサを組み込むことで、一般の実用に堪える解析システムを整備するとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素防災計画に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。

2. システムの構成

プラント設計におけるシミュレーションを用いた安全性評価においては、理論的および実験的な研究が活発に行われ、現象の解明とともにコンピュータ技術の目覚ましい進歩もあり、数値流体解析（CFD）手法を用いた数値解析による爆発現象を再現するモデルやこれを導入したシミュレーションコードが開発され、より実用的な現象解析および災害影響評価が可能になってきている。特に、原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC等）が活用されるとともに、OECD/NEAプロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFDコードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。

これらの状況を踏まえ、特にCFD技術の活用に注目して、シビアアクシデントコードの仕様や課題等を調査し、広く産業界で活用されている汎用コードをベースにシビアアクシデント特有の現象（例えば、水蒸気凝縮雰囲気中での水素の混合・拡散等）について適合性の高いモデルを組み込むことで、実用レベルのシステム構築を早期に進めるとともに、実験データや機構論的背景に基づいた、詳細な相変化や燃焼等の複雑な現象についてのモデル技術の高度化、事故進展挙動への展開、大規模計算への適用性、原子力分野以外の利用ユーザ層の獲得等を考慮して、オープンソースコードによる基盤技術の開発を進めてきた。以上の方針から、事故進展シナリオに基づいて発生した水素が漏洩拡散し、燃焼爆発が生じた場合の建屋・機器に対する影響評価を予測する水素挙動解析システムの基本構成を図1に纏めた。開発は、フェーズ1にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し、現在のフェーズ2では、PWR原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を段階的に進めている。

*Atsuhiko Terada¹¹JAEA.

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて3つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できる。特に、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用い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ている。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[2]、STAR-CCM+[3]、FrontFlowRed[4]、OpenFOAM[5]、FDS[6]、爆燃解析コード AutoReaGas[7]、FLACS[8]、FrontFlowFOCUS[9] 及び衝撃解析コード AUTODYN[10]、DYNA3D[11]、ImpetusAfea[12]等である。現在の第2期では、特に、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT、OpenFOAM、衝撃解析コード AUTODYN を用いて、開発を進めている。これらのコードは、使用実績や検証事例、豊富な機能と高度な拡張性を有しており、欧州等の研究機関との連携も可能であるとともに、事業者や製造者、研究者含め利用者が多いことから選定した。コード間のインターフェースは、一時的なファイルの受け渡しをベースとしており、上記コード以外の利用ユーザにも、柔軟に対応可能な汎用的な仕様である。

3. 現在の取り組み

システムを構成する各コードには、蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルと熱化学物性データを実装し、既存の実験データとの照合解析を行って、メッシュ密度や境界条件等のユーザ独自の設定効果の影響とともに、モデルの適合性を事例とともにマニュアル等に整理する計画である。現在の工学的な主要な取り組みは、火炎伝播加速現象に係る評価技術と格納容器規模へのアプリケーション機能の適用性確認であるが、背景となるフェーズから整備を進めてきた基盤技術の拡充として、水蒸気凝縮雰囲気中での密度差浮力による混合拡散への影響、不活性ガス（水蒸気、二酸化炭素）雰囲気中での燃焼速度データの整理、構造連成機能の整備を実施している。本報告では、と基盤技術の拡充に係る概要を以下に示す。

(1) 水蒸気凝縮雰囲気中での含む密度差浮力による水素混合拡散への影響

事故漏洩シナリオに基づき、水素ガスが所定の場所から漏洩するとした移流拡散解析を実施する場合、水素ガスの漏洩状況（位置、容積、方向等）や大量の水蒸気が蒸発・凝縮する周囲環境等によって、発生が懸念される成層化の生成消失過程等のプロセスを正確に予測する必要がある。その際、密閉空間中の冷却壁面や空間雰囲気中での水蒸気の凝縮や密度差に起因する浮力乱流のモデル化が重要となる。そこで、既存の研究事例をもとに壁面や空間中での凝縮量やスプレー等の外的作用の影響により生じる凝縮量等を算出する伝熱物質移動モデル[13]を、従来活用されている RANS モデルと組み合わせ用いている。その一例として、格納容器規模の大規模解析への CFD モデル適用検討の前段として行っている NUPEC 混合拡散試験[14]の照合解析事例を紹介する。さらに、代数応力モデル[15]を用いて、レイノルズ応力の非等方性や、乱流物質流束とレイノルズ応力との関係性等の観点から、定式化に向けた整理の取り組みも進めている。

(2) 不活性ガス（水蒸気）雰囲気中での燃焼速度データの整理

シビアアクシデント時の格納容器内は、大量の水蒸気が蒸発・凝縮される雰囲気であることから、漏洩した水素の燃焼挙動を正確に予測する際には、比較的薄い濃度側から広範囲の濃度分布と水蒸気の影響を考慮する必要がある。そこで、燃焼特性の基礎データとなる層流燃焼速度を整理するとともに、火炎伝播初期の球状火炎に生じる不安定性の効果を実験的に明らかにして定式化して、燃焼モデルとして整理している。比較のために不活性ガス種として、二酸化炭素についても同様な整理を行っている[16]。

(3) 構造連成

水素拡散解析から得られた水素ガス濃度分布から推定される爆轟時に生じるエネルギーや爆風伝播解析で得られた爆風圧を荷重条件として、構造物への作用評価を行うインターフェースを整備している。汎用商用コードを取り扱う場合、コードの公開制限から衝撃解析の圧力応答にみられる一方向連成解析が主に限定されるが、FrontFlowFOCUS-DYNA3D や FLACS-ImpetusAfea といったコード間で双方向弱連成機能が実現できることを確認した[17]。現在、FLUENT-OpenFOAM-AUTODYN コード間のデータ受け渡しによる

連成解析機能の整備を進めている。

4. おわりに

本報では、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る水素挙動をシミュレーション評価するシステムの概要を紹介した。また、コード開発の一環として取り組んでいる、水蒸気凝縮を含む密度差浮力による水素混合拡散への影響、不活性ガスによる燃焼速度への影響、及び構造連成機能等の要素技術開発の一例を示した。今後、実用的なシステム構築の観点から、実験結果による検証を行いつつ、シビアアクシデント時の複雑な水素挙動の解析に向けた基盤技術の拡充を進めていく計画である。

本報告は、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。

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] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、<http://www.ansys.com/>
- [3] Siemens 社、STAR-CCM+、<https://mdx.plm.automation.siemens.com/star-ccm-plus>
- [4] NufD 社、NufD/FrontFlowRed、<http://www.nufd.jp/> またはアドバンスソフト社、Advance/FrontFlowRed、<http://www.ad-tech.co.jp/>
- [5] ESI 他、OpenFOAM、<http://www.openfoam.com/>
- [6] NIST、FDS、http://www.nist.gov/el/fire_research/fds_smokeview.cfm
- [7] 例えば、A.C.van den berg,et.al.,”AutoReaGas-A CFD-TOOL FOR GAS EXPLOSION HAZARD ANALYSIS”,
<https://hal-ineris.ccsd.cnrs.fr/ineris-00971910>
- [8] GexCon 社、FLACS Ver9、<http://www.gexcon.co.uk/>
- [9] アドバンスソフト社、Advance/FrontFlowFocus、<http://www.ad-tech.co.jp/>
- [10] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、<http://www.ansys.com/>
- [11] Kennedy,T. DYNA3D,W-7405-ENG-48,<https://www.osti.gov/biblio/5359111-dyna3d>
- [12] IMPETUS-Afea 社、IMPETUS Afea Solver、<https://www.impetus-afea.com/>
- [13] 寺田敦彦他、“水素挙動解析システムの構築に向けた取組み”、日本原子力学会 2015 年秋の大会.
- [14] 原子力発電機構、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
- [15] H. Sugiyama, "Numerical Analysis of Turbulent Flows by Means of Algebraic Reynolds Stress and Turbulent Heat Flux Models", Proc. 6th ICCHMT.
- [16] Influence of CO2 Addition on the Cellular Structure of H2-O2 Premixed Flame, The 9th JSME-KSME Thermal and Fluids Engineering Conference, 2017
- [17] 寺田敦彦他、“水素挙動解析システムの構築に向けた取組み”、2015 日本流体力学学会年会

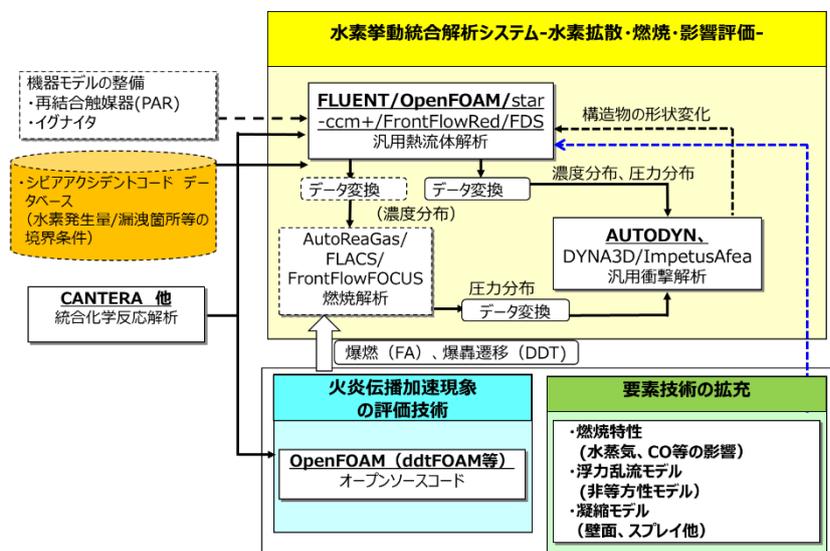


図1 水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3L_PL] New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bldg. 2 3F No.36)

[3L_PL01] Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*Shuichi Kaneko¹ (1. NRA)

[3L_PL02] To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*Hiroko Kondo¹ (1. LLC Matrix K, Univ. of Tokyo)

[3L_PL03] Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*Norio Atsumi¹, *Tomoyuki Yokoo¹ (1. FEPC)

[3L_PL04] Discussion

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性

New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新たな検査制度の実運用への取り組み

Challenges to Implement New Nuclear Oversight Program

*金子 修一¹¹原子力規制庁**1. はじめに**

2017年4月に成立した改正原子炉等規制法に基づき、原子力施設に係る新たな検査制度が平成32年4月に施行される予定となっている。原子力規制庁では、これまで、関係事業者等との議論を重ねつつ、その運用に向けた準備を進めているが、昨年10月からは、各原子力施設において新たな制度の試運用を実施するなど、本格施行に向けた現場での取り組みも具体化してきている。この4月からは試運用は第二段階に入り、より総合的な運用準備に取りかかる計画であり、ここまでの取り組みにより明らかになっている課題や今後の取り組み方針などについて概観する。

2. 新たな検査制度の実運用に向けたこれまでの取り組み**2-1. 検査実務**

新たな検査制度は、米国NRC(Nuclear Regulation Commission)が運用するROP(Reactor Oversight Process)をひな形としているが、その基本には、①安全確保の実績の重視(パフォーマンス・ベース: Performance-based)と②リスク情報の活用(リスク・インフォームド: Risk-informed)の二つの考え方がある。ともすると形式的な規定への適合性の確認になりがちであった従来の検査手法を変え、検査で確認する事項の視点をパフォーマンス・ベースに、検査の重点や対象の選定の基準をリスク・インフォームドにと、いわゆるもの見方・考え方を変更することは容易なものではない。検査の実施には検査ガイドを整備し、これに即して検査活動を行うこととなるが、この検査ガイドの整備を順次進めてきており、また、これを用いた検査実務の実践は昨年10月からの試運用において「練習」を開始したところである。検査前の情報収集、フリーアクセスの実践、現場での行動ルール、事業者とのコミュニケーションの仕方など、様々な面での変化や戸惑いなどが見られており、今後の試運用の実施や検査ガイドの記載の見直しなどに反映すべく、対応方針の整理・検討を行っている。

2-2. 安全重要度の評価

検査実施により見いだされた気付き事項や指摘事項に対しては、その安全上の重要性の程度を評価するプロセスが用意されている。これまでの試運用においては、検査官の気付き事項が、より重要度の高い指摘事項として取り上げるべきものかどうかなどを仕分けする「スクリーニング」を対象として重要度の評価の一部を運用してきた。スクリーニングの質を揃え、安定的かつ妥当なレベルでこれを運用できるようにするためには、スクリーニングの考え方や事例などを示したスクリーニング・ガイドの整備とともに、これを活用したスクリーニング経験と実績の蓄積・共有が必要であり、これらの充実に取り組んでいるところである。

また、第二段階の試運用からはスクリーニング以降のさらに本格的な安全重要度の評価を行うこととなるため、この手順や考え方などを整理したガイド類の文書も整備してきており、試運用に向けて実用できるものにすることが必要である。

2-3. 人材育成

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の過酷事故の発生とこれへの対応の反省の大きな事項として、規制機関の職員の専門的能力の不足が指摘されている。新たな検査制度を運用するに当たっても、原子力施設そのものに係る知見はもちろんのこと、事業者の安全確保活動、安全規制により要求されている事項などについて、幅広く、かつ、高い専門性が求められる。原子力規制庁においては、新たに検査官等の資格認定制

度を設けるとともに、業務に必要な知識・能力の体系化とこれを習得するための研修・実習プログラムの提供の準備を進めてきた。昨年春からは、若手職員が実務能力の習得に専念できるような職務環境の運用を試行開始するとともに、今年からは順次、検査官に対する資格認定を開始することとしている。

3. 今後の取り組みと課題

4月からの第二段階の試運用では、これまでの単発的な検査ガイドの試運用にとどまらず、すべての検査ガイドを対象として、四半期ごとに計画的・体系的に試運用を行う、また、チーム検査を先行的に実施することとして選定した原子力発電所において実施するなど、検査実務の幅と深さを広げていくこととしている。また、検査官の気付き事項の重要度評価は、より安全重要度の高いものに対する原子力規制庁本庁における評価プロセスを実施し、さらにその結果をその後の検査活動にフィードバックする試運用を行うなど、検査制度のプロセス全体にわたって、試運用を展開する計画としている。

現場での検査実務の計画作成、これを実践するための情報収集と整理、検査の指摘事項に係る報告の作成など、各現場レベルでこれまでの経験を踏まえつつ、さらに幅を広げて実施する事項も多く挙げられ、また、試運用の経験を検査ガイド等の文書に反映させて、制度の運用の姿をより确实・明確なものとしていく努力なども必要であり、経験からの反映事項と新たな取り組みを開始していくことが同時に展開されていくこととなる。

本年10月からは、さらに段階を進め、本格的な運用と同等の活動を行う試運用に移行していく計画としているが、原子力発電所以外の核燃料施設における運用実務の確立や核物質防護に係る制度運用の整備など、検討・調整すべき課題は多く残されている。継続的な人材育成と試運用による習熟とが相まって、2020年4月には法律の本格施行の水準に達するよう注力していくことが必要である。

4. おわりに

原子力規制庁は、事業者とともに、新たな検査制度が実効的な仕組みとして施行されるよう取り組みを進めていくが、その経験から得られる反映事項も多く見られた。したがって、こうした規制機関・事業者双方の取り組みについて、第三者的な目から観察し、考察を加え、よりよい制度運用につながる指摘・提案などを行うことも、原子力安全部会の役割の一部として担って頂けるようであれば、そのような活動にも期待したい。

*Shuichi Kaneko¹

¹Nuclear Regulation Authority, Japan

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性

New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

検査制度改革の成功に必要なこと

To Ensure that the Japanese Reactor Oversight Process Will Increase Nuclear Safety

*近藤 寛子^{1,2}¹東京大学, ²マトリクス K,**1. はじめに**

本稿は、新しい検査制度（日本版 ROP; Reactor Oversight Process）の設計および運用の成功要因を明らかにすることを目的に、ROP 開発国である米国での制度改革、日本で進められる制度改革の概観を考察するものである。制度の成功とは、(1)制度設計者・責任者が定義した目的の実現、という定義と、(2)制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと、というより広義のとらえ方に分類することができる。本稿では前者の「制度設計者・責任者が定義した目的の実現」という観点から、日本版 ROP が「より高い安全水準の実現」「事業者による自主的、継続的な安全性の向上の実現」の制度¹⁾になるための条件について論じる。

2. 米国 ROP 開発は産民参画のもと開始した

米国 ROP は、NRC（米国原子力規制委員会）によって、2000 年 4 月から運用開始された制度であるが、開発開始時期は 1998 年初秋と、わずか 2 年足らずで開発された制度である。ROP の本質をみる手掛かりとなる文書の一つに、Inspection Manual Chapter 0308 という検査制度の開発、運用の経緯をまとめた文書がある。それをひも解くと、ROP の開発に大きな影響を及ぼした出来事がみえてくる。

1998 年秋、ROP の開発開始にあたり、方針検討の会議(workshop)が、4 日間にわたり開催された。NRC 職員（本部、各地域等）、事業者、第三者等が参集し、公衆の健康と安全を確保するための方法としてリスク情報を活用し、安全パフォーマンスをみる制度（ROP）を開発しようと検討が行われたのである。NRC 職員は現行の検査制度における問題点を明らかにした上で、どのようなパフォーマンス評価を目指すかを明言し、NRC の改革チーム(IRAP)による活動を紹介した。パフォーマンス評価制度を刷新しようと、多岐にわたる課題が分科会形式で検討された。NRC の制度改革計画では、同会議の結果を受け、ROP 開発を本格化するスケジュールが敷かれており、NRC は、同会議にて、課題への対応方針を固めなくてはならない状況にあった。それゆえ、開催にあたって、NRC は NEI(原子力エネルギー協会)、第三者等の関与のもと、入念な準備を進めた（同分科会のファシリテーターを務めた NRC 職員に対する筆者の聞き取り調査より）。

3. 官産民が検討した 4 つの主要課題

前述を背景とする同会議の主要アジェンダは「ポリシー全般の課題」「リスクインサイトの活用」「PI (Performance Indicator)の活用と検査結果とのインテグレーション」「監視における強制措置の役割」であった²⁾。「ポリシー全般の課題」に関しては、「閾値の考え方」「検査の適時性」「NRC の独立性」「アセスメントにおける検査の気づきの扱い」が検討された。例えば、「閾値の考え方」については、NRC の介入が減らされた状況で、事業者が安全に運営できる閾値を、zero defect tolerance からどのレベルに設定するか、といった議論が行われた。NRC はパフォーマンスの弱점에極めて低い閾値を設定しており、そのことが実際にどのような状況を引き起こしているかが紹介された。安全重要度の極めて低い(little or no safety significance)品質やヒューマンパフォーマンス上のエラーについても、事業者の手順書が NRC によりレビューが行われることで、事業者の取組 (program) に対し大がかりな結論が加えられる、という現状までもが背景情報として議

論のテーブルに載せられたのである。

「閾値の考え方」点が主要課題として設定された背景には、同会議に先立つ NRC 主催の公聴会におけるある提案がある。ROP の原型となる NEI による提案「新しい規制の監視プロセス」において、規制の閾値、安全の閾値について考えるべきことが提示されていた。同提案は、NRC を監督する上院議会の公聴会資料として提出されており、つまり「閾値の考え方」を議論することは ROP の開発の重要な柱であるだけでなく、ROP 開発を形式的なものに終わらせない NRC の姿勢を示すものであったと思われる³⁾。

会議での議論は「閾値の考え方」にとどまらず、ROP の根幹をなす事柄について検討が進められた。例えば、「リスクインサイトの活用」に関しては、目指すべき活用の度合いやインサイトの取り入れ方（プロセス・基準）等について。「PI の活用と検査結果とのインテグレーション」に関しては、いかに客観性ある手続きを経て、透明性があり理解の得られるインテグレーションを行うかについて。「監視における強制措置の役割」に関しては、事業者の是正措置(corrective action)を促す NRC の実効的なアクションについてなどが議論された。

4. 制度哲学の共通言語化により制度を発展させる

会議での検討を通じ、ROP の開発方針が固められ、ROP の開発、試運用、本運用が急ピッチで進められていくが、その過程においても、先の 4 つの主要課題が検討し続けられている。例えば、ROP の設計仕様が書かれた NRC 発行の SECY99-007 では、リスク情報を活用した閾値の体系を確立することが言及されている。検討を重ね、改善しようと取り組むことは、制度の当事者・関係者の間における ROP の共通言語化を促すことになった。ROP によって実現しようとしていること、その手段として取り入れたこと、手段を掛け合わせる際の留意点、検査活動や評価プロセスへの展開時の留意点など、ROP の根幹をなす事柄に対する理解が進められたのである。

米国原子力安全行政の監視者であり米国 ROP 研究の第一人者である「憂慮する科学者同盟 (Union of Concerned Scientists)」の元原子力安全プロジェクトディレクターである D. Lochbaum 氏は、「効果的な監督プログラムとは、可能な限り早期にパフォーマンスの減退を検出し、望ましいパフォーマンス範囲での時間を最大化できるよう、迅速な是正を誘導するものである」と述べる（同氏に対する筆者の聞き取り調査より）。同氏によれば、運用開始後の ROP について改良点を考えるにあたり、以下の 9 つの点に着目し、NRC、産業界、第三者が解を検討することが有用だという⁴⁾。

1. ROP の基本検査でカバーすべき 이슈、プログラム、機器は何であり、されていないものは何か。そしてカバーすべきでないのに、カバーされているのは何か。
2. 基本検査がより効率的で実効的になるためにどうすべきか。
3. 基本検査でどのようなリダンダンシーが存在するか。例えば、現在の基本検査の手順は、重複検査を回避する手順となっているか。
4. NRC が最も重要なパフォーマンス 이슈にフォーカスできるようになる方法は何か。事業者のオペレーションやパフォーマンスの領域で、新たに NRC がフォーカスすべきものは何か。逆に NRC のフォーカスを減らすべき領域は何か。
5. 原子力安全へ明確にリンクした気付きを出すような基本検査にするために、何を見直すべきか。
6. どうすれば基本検査に OE をよりうまくインテグレートできるか。
7. 系統、構造物、機器の高経年劣化や不具合を十分評価できるよう、基本検査を見直すとしたら、それは何か。
8. 現在の環境（外的事象の不確実性、延長運転、アップレートの効果、新たな企業形態・財務状況など）を背景に現在の基本検査を見直すとしたら、それは何か。

9. チームでの検査頻度を見直すべきとしたらそれは何か。

上記は、検討の一例であるが、NRC の検査に関わる職員、事業者という制度の当事者のみならず、研究者を含めた幅広い関係者が、それぞれの立場から ROP の改良点を考え、共有(common ground)し、検討しては、制度に反映させる取り組み続けるプロセスこそが、ROP の特徴的な強みだと考えられよう。

5. 制度の変化と進化

2018年初頭、NRC は Transformation Initiative チームを発足し、昨今の新たな原子力技術へ対応しようと規制の枠組みを見直す取組を開始したのである。ROP についても、リスク情報を活用した規制(achieving modern risk informed regulation)の実現等を目指した検討(enhancement)が行われている⁵⁾。NRC の検討に対し、NEI は、リスク情報を活用したより実効的で効率的な検査に関する27の提案を行った。また第三者である D.Lochbaum 氏は、Transformation の成功のために、ROP の実績、Transformation 上の課題を踏まえ、認識と現実とのギャップをマネジメントするための助言を提示している。米国において、開始から19年が経とうとする今なお、ROP をよりよい制度にしようと、当事者・関係者は検討し続けている。

6. まとめ ー関係者の協働を通じ、日本版 ROP を「開かれた制度」にー

新制度の開始、旧制度から新制度への移行が進められるとき、当事者はもとより関係者の間で不安と戸惑いが生じる。新しい制度をうまく開始できるか、自ら対応できるかどうかに対する不安、新しい制度が目的を実現するかどうかなど、数々の不安が当事者・関係者の間で起こる。米国の ROP 開発がそうであったように、日本版 ROP も、人が設計・運用するものである以上、その過程で様々な試行錯誤を重ねながら、課題を克服していくことになるだろう。

本稿では、日本版 ROP の開始において、こうした不安を乗り越え、目指す姿の実現に近づく方法として、検討すべき4つの点と、関係者が共通言語化に取り組むことに言及した。共通言語化については、日本版 ROP の検討において、進められていることがある。2016年より開始した原子力規制庁の「検査制度の見直しに関する検討チーム」会合は動画中継といった公開型で行われており、傍聴が可能であり、日本版 ROP の検討状況を知ることが可能である。同庁の取組は形式的な情報公開にとどまらず、試運用開始にあたり、原子力規制庁は各サイトで所員に向けた説明会を実施している。同庁職員は、原子力安全に係る国内外の会合にて、日本版 ROP の説明や対話活動を実践している。日本においても、徐々にではあるが、日本版 ROP の共通言語化が進みつつある。実は、この取り組みは冒頭で述べた(2)「制度の社会的な意義、すなわち社会の構成員が制度に対し期待することの実現へと近づくこと」にとって重要な要素ではないか。当事者・関係者内外での対話、議論を活発化させていくことが、複雑に絡み合う諸問題への解決の一步となる。日本版 ROP を真に開かれた制度にしていこうと自ら実践することこそ、原子力安全に係る者一人ひとりが取り組む役割でないだろうか。

参考文献

- 1) 原子力規制庁、「検査制度の見直しの方向性について(案)」2016年
- 2) NRC, 「パフォーマンスアセスメントプロセスの改善に関する会合用資料」1998年
- 3) 米国上院議会第105ヒアリング議事録 添付資料 1998年
- 4) D. Lochbaum, 「NRC 基本検査プログラム」2013年
- 5) NRC, SECY 18-0060 「リスク情報を活用した規制の実現」, 2018年

*Hiroko Kondo^{1,2}

¹The Univ. of Tokyo, ² Matrix K

原子力安全部会セッション

新検査制度と原子力発電所の安全性

New Inspection Program and Safety of Nuclear Power Plants

新検査制度導入と原子力発電所の安全性を高めるための事業者の取り組み

Efforts to introduce new inspection program and increase the safety of nuclear power plants

*渥美法雄¹, 横尾智之¹

¹電気事業連合会

原子力発電所の安全性を高めることを目的に、規制者・被規制者双方が限られた資源を有効に活用していくためには、リスクを十分に認識し、リスクをどのように取り扱うかが重要な課題である。

今般の検査制度改正の契機となった「事業者の一義的責任の徹底、効率的でパフォーマンスベースでリスク・インフォームドの規制とすべき」との IAEA 総合規制評価サービス (IRRS) 指摘のメッセージは、制度改正の雛形とされた米国の検査制度「リアクター・オーバサイト・プロセス(ROP)」の中心概念であり、新検査制度もこの概念に基づき制度設計が進められている。

一方、事業者が発電所の安全性を向上していくためには、リスク情報を活用し、プラントの設備や運用において強化すべき点を特定し、有効な対策を取っていく取り組みが必要となる。そのための枠組みとして、事業者はリスク情報を活用した意思決定（以下「RIDM」という）プロセスを発電所のマネジメントに導入することとした。2018年2月に事業者はRIDMを実現するための取り組み方針・アクションプラン等をRIDM戦略プランとして取り纏め、現在、「改善措置プログラム（CAP:Corrective Action Program）」、「コンフィギュレーション管理（CM:Configuration Management）」、自主的に定めた性能指標（PI: Performance Indicator）の活用を含めた「パフォーマンス監視・評価」、PRAモデルの整備・活用を含めた「リスク評価」といったRIDMの構成要素の基盤固めに取り組んでいるところである。

2020年4月の原子力規制検査の本格導入を踏まえ、事業者としてはこれらの活動の充実を加速させると共に、事業者活動の継続的な安全性向上に取り組んでいく。

今後、規制（新たな検査制度）と自主規制（事業者の取り組み）が上手くかみ合い、スパイラルアップしながら原子力発電所の安全性が維持・向上していくことを期待する。

* Norio Atsumi¹ and Tomoyuki Yokoo¹

¹ The Federation of Electric Power Companies.

(Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[3L_PL04] Discussion

「効率的でパフォーマンスベースのより規範的でない、リスク情報を活用した原子力安全と放射性安全の規制を行えるよう」検査制度に改善・簡素化すべきであるというIAEA IRRS報告書の指摘を受け、新しい検査制度を2020年4月から実運用するための準備が進められている。本企画セッションでは、この新検査制度が本格運用されるにあたり、検査制度やその前提となる事業者のパフォーマンス改善活動が、継続的に安全性を向上させるプロセスと噛み合った形で進むために必要な基本的な考え方とその実践について、3件の講演と討論を行うことで明らかにする。

Planning Lecture | Board and Committee | The AESJ Ethics Committee

[3M_PL] Continuing Quality Injustice Problem and Ethics

Challenges to learn as a nuclear industry

Chair:Kyoko Ohba(JAEA)

Fri. Mar 22, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bldg. 2 3F No.37)

[3M_PL01] Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

[3M_PL02] Culture and Ideal Response of Organizations

*Toshihiro Okuyama¹ (1. ASC)

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～

Continuing Quality Injustice Problem and Ethics
～Challenges to learn as a nuclear industry～

(1) 最近の品質不正問題に関わる考察と倫理

～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～

(1) Consideration and Ethics on Recent Quality Illegal Problems

～Issues for Next Revision of Ethics Code of AESJ～

*神谷 昌伸¹¹日本原電

1. はじめに

筆者は日本原子力学会（以下「原子力学会」という）倫理委員会の委員・幹事を拝命している立場であるが、本稿のうち意見や考えに該当する部分は、筆者個人のものである。

原子力学会倫理規程は、2001年の制定以降、これまで6回改定されてきている。これは、「規範は時代とともに変化するものである」との考えの下、「常に社会環境の変化も考慮した規程を維持する」ことを倫理委員会の重要な責務と認識していることに基づいている。そのため、原子力学会倫理委員会の重要な任務の一つは、「原子力学会倫理規程（前文・憲章・行動の手引）の改定案の作成」である。

表1に、倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等を示す。倫理規程は、その時々発生あるいは発

表1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯と主な原子力事故等

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

*Masanobu Kamiya¹¹JAPC

覚し、社会に大きな影響を与えた原子力事故等について、事故等が生じた背景や原因を考察し、その教訓から汲み取るべき事項を倫理規程の前文・憲章・行動の手引に反映するように努めてきている。倫理規程制定・改定の経緯は学会 HP¹⁾に詳しく掲載されている。

最新の倫理規程は 2018 年 1 月に改定²⁾されたものだが、この改定案の検討を倫理委員会でほぼ終えていた 2017 年秋以降、自動車メーカーによる不適切な完成検査や素材メーカーによる品質データ不正問題等が次々と発覚している。

倫理規程の改定は、表 1 のような事故や品質不正問題のみを背景として行うものではない。しかし、2017 年秋以降に発覚している品質不正問題は、ものづくりで世界をリードしてきた我が国の基盤を揺るがし、かつ、技術者倫理にも関わる共通的な問題が背景にあると考えられる。このため、起き続けている品質不正問題の背景を考察し、次の倫理規程改定の検討において汲み取るべき事項を検討することは重要であると考え、倫理委員会において議論を継続している。

2. 品質不正問題に関わる考察と倫理規程との関係

2-1. キーワード

各社から公表されている原因や再発防止に係る報告書や報道されている内容に基づき議論を進めている。

個々の品質不正問題について詳述する余裕はないが、共通的に以下のようなキーワードが挙げられ、問題の背景を伺い知ることができる。なお、2017 年末に発生した新幹線の重大インシデントも事例として取り上げている。

<自動車>

社内認定の資格、長年常態化、不正公表後も不正が継続、成長のひずみ、閉鎖的な組織、他部門への付度、現場任せの教育、教育が不十分、要員不足、規範意識の鈍麻、検査軽視の風潮、現場管理の不在、不十分な設備、不合理な検査規格、経営・管理側と現場の乖離、自浄能力の欠如、内部管理体制の不備

<素材メーカー>

トクサイ、長年組織ぐるみ、現場の裁量、品質に対する過剰な自信、改ざんを行いやすい環境、納期優先、過度な製造現場依存、不十分な品質保証体制、品質に対する意識の希薄、検査部門に対するプレッシャー、部門間コミュニケーションの欠如、経営・管理側と現場の乖離、リスク管理不足、内部統制・ガバナンスの欠如、契約の軽視、人的投資や設備投資の抑制、現場の繁忙感、硬直的な人事制度

<新幹線>

乗務員らの気付き（異音、異臭など）、聞き逃し、思い込み、乗務側（運転、保守）と指令所側との意思疎通、過度な信頼、運行停止の判断の困難さ、会社間を跨る運行システム

2-2. 品質不正問題と関係する「行動の手引」の抽出

キーワードも踏まえ、品質不正問題と主に関係すると考えられる原子力学会倫理規程の「行動の手引」を表 2 に示す。この「行動の手引」を“守って”“行動”していれば、品質不正を防止できるのだろうか。

表 2 品質不正問題と関係すると考えられる日本原子力学会倫理規程「行動の手引」

- | |
|---|
| <p>1. (行動原理)</p> <p>1-3 (リーダーシップの発揮) 会員は、一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし、積極的な態度及び行動を示すことにより、それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。</p> <p>1-4 (技術者の行動による信頼) 会員は、技術の安全性を高めるだけでなく、技術を扱う者の行動によって社会から信頼が得られるように心掛ける。</p> <p>2. (公衆優先原則・持続性原則)</p> <p>2-6 (経済性優先への戒め) 会員は、原子力施設の設計・建設・運転・保守等の管理にあたり、経済性を安全性に優先させない。</p> <p>2-7 (効率優先への戒め) 会員は、原子力施設において、安全性の十分な確認を行うことなく設備や作業の効率化を行わない。</p> |
|---|

3. (真実性原則)

3-3 (自らの判断に基づく行動) 会員は、与えられた情報を無批判に受け入れることなく、誤った集団思考に陥ることのないように、常に正確な情報の取得に務め、関連する専門能力により自ら判断し、行動する。

4. (誠実性原則・正直性原則)

4-1 (誠実な行動) 会員は、誠実に業務を実施する。また、他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は、事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。

4-3 (ルール遵守と形骸化の防止) 会員は法令・規則(以下ルール)を誠実に遵守する。その一方で、常にルールの妥当性確認や改定に努め、各種ルールの規定と実態との乖離によって起こるルールの形骸化を防止する。

4-4 (社会との調和) 会員は、常に社会からの声に幅広く耳を傾け、双方向のコミュニケーションを心がけて社会との調和に努める。

4-5 (社会からの付託) 会員は、原子力技術を扱う集団・技術者として、一般社会から一種の付託を受けており、特別の責任・倫理観が求められていることを常に念頭に行動する。

4-6 (会員の安心への戒め) 会員は、安全の状態を過信し、自らがそのことで安心してはならない。公衆の信頼は、原子力技術を扱う者がその危険性を十分に認識し、緊張感を保って行動すること、他の意見・批判をよく聴くこと等、不断の努力によって得られるものと認識する。

4-7 (情報の公開) 会員は、原子力の安全にかかる情報について、積極的な公開に努める。特に公衆の安全上必要不可欠な情報については、所属する組織にその情報を速やかに公開するように働きかけ、公衆の安全確保を優先させる。

4-8 (隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い) 会員は、情報の隠蔽は社会との良好な関係を破壊することを認識し、適切かつ積極的に公開するように努める。ただし、核不拡散や核物質防護等、公衆の安全・利益のために公開することが不適切と判断されるものについては、公開できない理由を説明できるようにする。

4-9 (説明責任) 会員は、専門活動の目的・方法・成果等について、常に相手の立場に立ち、専門家ではない者にも分かりやすく、かつタイムリーに説明する責任がある。

5. (専門性原則)

5-2 (専門能力) 会員は、求められる専門能力や倫理的行動に必要な能力が、社会とともに変化することを自覚し、常に社会の要請に応える能力を備えるよう努める。

5-3 (新知識の取得) 会員は、日々進歩する学術や技術のほか、関係する法令・規則を学び、専門能力を磨く。古い知識や慣習などをもって専門家として行動することは慎む。

5-4 (正確な知識、安全知識・技術の習得と伝達) 会員は、原子力専門分野に関わる活動においては、法令・規則の遵守はもちろん、安全の確保に必要な専門知識・技術の向上に努める。さらに、常に正確な知識の獲得と伝達に努める。

5-5 (経験からの学習と共有・継承) 会員は、経験から教訓を学び取る。特に事故や故障については、失敗事例のみならず良好事例にも着目・研究し、再発防止や類似事態の発生防止に努めるとともに、情報を共有・継承する。

5-6 (関係者の専門能力向上と環境整備) 会員は、自己研鑽のみならず、専門能力を有すべき周囲の者、特に監督下にある者に研鑽の機会を与えることで、能力向上のための環境整備に努める。

6. (有能性原則)

6-2 (自己能力の把握) 会員は、遂行しようとしている業務が自らの能力不足のために安全を損なう恐れがないか、常に謙虚に自問する。

6-3 (俯瞰的な視点を有する人材の育成) 会員は、所属する組織において、専門的知識だけでなく、俯瞰的な視点を有する人材を育成する観点からも環境を整備し、維持に努める。

7. (組織文化の醸成)

7-1 (組織の中の個人のとるべき行動の基本原則) 会員は、所属する組織において、倫理及び安全に関わる問題を自由に話し合い、行動できる組織文化の醸成に努める。不十分なときは組織・体制も含め組織文化(風土、雰囲気)を変革するよう努める。

7-2 (組織内における課題解決) 会員は、それぞれの責任と権限に応じてその役割の重さを自覚し、安全性向上に最大限の努力を払う。安全性の損なわれた状態を自らの権限で改善できない場合には、権限を有する者を含む利害関係者へ働きかけ、改善されるよう努める。

7-3 (組織内における環境整備の重要性と継続的改善) 組織運営に責任を有する会員は、本倫理規程の意義と重要性を認識し、組織に所属する個人(会員および非会員)が本倫理規程に基づいて行動することができるように伝え、その環境を整える。また、組織内の活動状況を絶えず注視するとともに、本倫理規程に基づく活動を阻害する要因を積極的に排除するなど、環境の継続的な改善・向上に努める。

7-4 (組織内における申し出に対する適切な運用) 組織の運営に責任を有する会員は、会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し、組織として適切に対応するために、申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮、申し出内容に対する迅速な調査、情報公開等の適切な手順を定めて、運用する。

7-5 (労働環境等の確保) 組織の運営に責任を有する会員は、安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。

2-3. 事例と「行動の手引」の考察

品質不正問題の具体的事例に照らして、現在の倫理規程「行動の手引」に見直す点はないか、考察を進めている。考察例を表3に示す。

表3 品質不正問題と関係する「行動の手引」に対する考察例

D社における問題の背景・原因	関係する「行動の手引」(例)	「行動の手引」に対する考察(案)
(1) 工程能力を超える仕様で受注・量産化していたこと	1-3 (リーダーシップの発揮) 会員は、一人ひとりが自身の責任や役割を明確にし、積極的な態度及び行動を示すことにより、それぞれの階層でリーダーシップを発揮する。	・「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
(2) 顧客仕様を満たす製品を製造する工程能力が低下していたこと...負のスパイラル	3-3 (自らの判断に基づく行動) 会員は、与えられた情報を無批判に受け入れることなく、誤った集団思考に陥ることのないように、常に正確な情報の取得に務め、関連する専門能力により自ら判断し、行動する。	・「情報」に「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。
(3) 品質保証体制に不備があったこと	4-1 (誠実な行動) 会員は、誠実に業務を実施する。また、他の団体または個人に不利益をもたらす恐れのある場合は、事前に雇用者あるいは依頼者に説明をおこなう。	・相対方として、「顧客」や「ステークホルダー」などのより近親性のある表現も加える必要はないか。 ・安全や品質に係る問題では、「顧客」に対して対等に向き合う姿勢の重要性を謳ってはどうか。
(4) 検査人員・検査設備の不足	7-4 (組織内における申し出に対する適切な運用) 組織の運営に責任を有する会員は、会員からの原子力安全等に関わる申し出に対し、組織として適切に対応するために、申し出をした者が不利益を被ることのないような配慮、申し出内容に対する迅速な調査、情報公開等の適切な手順を定めて、運用する。	・内部通報の仕組みを整えておくことの重要性も陽に謳った方がよいのではないか。
(5) 納期プレッシャーや他部門から検査部門に対するプレッシャー	7-5 (労働環境等の確保) 組織の運営に責任を有する会員は、安全確保のために活動の基盤となる労働環境等を含めた環境整備に努める。	・安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を陽に謳う必要はないか。
(6) 品質に対する意識の希薄化		

2-4. 「組織文化」への着目

(1) 長年にわたって不正が継続、引き継がれてきた現場があったとの事例もある。社風、すなわち組織文化として固着していて、2-1の「キーワード」で記載したような背景・原因がある。

そのような職場に新たに配属された技術者(新入社員と仮定してもよい)は、不正に気づいていたとしても、声を上げることはできなかつたのだろう。そして、組織文化の一員となっていく。

組織文化を変える、良くするにはどうしたらよいか。原子力学会倫理規程では、「憲章7(組織文化の醸成)」として「会員は、所属する組織の個人が本倫理規程を尊重して行動できる組織文化の醸成に取り組む。」と掲げ、表2にある7-1~7-5の「行動の手引」としているが、品質不正問題を踏まえて、組織文化に関わる「行動の手引」として、より良くする点はどこか。

倫理委員会では、倫理研究会等の活動において安全文化や組織文化をテーマとして取り上げ、都度自分事として考えることも含めて、議論を継続している。

(2) 2017年12月11日に発生した新幹線の重大インシデントは、設計・製造段階における問題による台車枠の亀裂発生という原因とともに、乗務員等が異常を感じたにもかかわらず、早い段階で運行を止めることができなかつたのは何故なのか、という原因を究明することの重要性が指摘されている^[3]。

この原因には、運行に関わった「関係者の思考や行動に様々なヒューマンファクターが介在」^[3]しており、原子力施設の安全な運転を考える上でも示唆に富む内容を含んでいると考え、

- ・安全文化醸成へのトップの積極的関与
- ・現場実態に基づく安全マネジメントのレベルアップ
- ・人間・組織の理解に基づく安全品質の追求

- ・事業者間での安全品質情報の共有
- ・反省・教訓の組織全体への浸透と定着
- ・継続的な組織改革と更なる安全性向上

等の観点から議論を進めている。

組織として“安全最優先”を掲げていることと、組織全体として“安全最優先”を実践・定着させているかは、当然異なることである。ここを一致させていく取組み、劣化しないように改善していく取組みの重要性は、共通のテーマである。

3. 継続的な議論・検討

不正問題に対しては、とにかく“あれをしてはダメ”“こういうときはこうしなければならない”のような対策になるのが常套であり、それは極めて重要なことである。

しかし、もっと“元気”で“明るい”話にできないだろうか。

倫理委員会では、東日本大震災後に発刊したケースブック^[4]のように、良好事例に学んでいくことの重要性にも訴求しながら活動を進めている。原子力に関わる技術者が、“元気になる”“ポジティブに仕事をする”ことによって、原子力利用の安全が確保され、向上し、社会に役立つ技術としてあり続けられるにはどうしたらよいか。

そのような観点で、倫理規程（前文・憲章・行動の手引）からどのようなメッセージを伝えることができるか。

今回の品質不正問題からの教訓も汲み取り、あらためて“倫理”や倫理規程について自分事として考え、悩み、議論し、意見を共有していくことは、原子力利用の安全性向上に繋がる活動であると考えている。企画セッション総合討論も踏まえて、次の倫理規程改定に向けて、引き続き検討を進めていく。

参考文献

- [1] 日本原子力学会倫理委員会，倫理規程制定、改定の経緯，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_21_/
- [2] 日本原子力学会倫理規程，http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/
- [3] 新幹線重大インシデントに係る有識者会議，新幹線異常感知時の運転継続事象への再発防止対策に関する検討結果について～新幹線の更なる安全性向上に向けて～，
https://www.westjr.co.jp/press/article/items/180327_00_yuushikishakaigi_2.pdf
- [4] 日本原子力学会倫理委員会編，東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理，2016年3月，
<http://www.aesj.net/publishi-1512>

倫理委員会セッション

起き続ける品質不正問題と倫理
～原子力界として学ぶべき課題～Continuing Quality Misconduct Problems and Ethics
～Issues to learn as Japanese nuclear industry～(2) 組織の文化とあるべき対応
～1F 事故を経て原子力界は進歩したのか～
(2) Culture and Ideal Response of Organizations
～Has the nuclear industry progressed
through the Fukushima Daiichi Nuclear Accident?～*奥山 俊宏¹¹朝日新聞社

1. はじめに

組織の奥底で見過ごされたり隠されたりしてきた問題について、組織としてそれを探知し、組織経営上の課題として見だし、それに対して適時・適切に対策を施し、先手を打って是正していくことは、あらゆる組織にとって重要な課題である。メーカーにとっての品質不正だけでなく、金融機関や企業にとっての不正リスクについても、また、原子力事業者やその規制システムにとっての事故リスクについても、このような活動は必須であるべきだろう。東京電力社内や規制システム内部でこのような活動が十分に行われなかったことに、福島第一原子力発電所（1F）事故の原因の一端がある、ということもできる。

組織やシステムの内部でこのような活動が円滑に行われるように仕組みを設け、そうした仕組みを形骸化させることなく実質的に機能させ、また、このような活動を下支えする組織文化を培うことは、その組織が持続的に存在するために必要であるばかりでなく、その構成員にとってそれは社会から期待・要請される行動であり、倫理上の責務でもある。そのような、あるべき対応と文化を組織に根付かせるための手がかりになりそうだと筆者が考える事項を以下に列挙したい。

2. 組織内外のコミュニケーション不全と原子力安全

日本の原子力事業者の多くで、組織内外の情報伝達や情報共有に目詰まりが起きており、それが、不正やリスクなど問題を探知・評価するにあたって、大きな障壁となっている。これの是正が日本の原子力界にとって喫緊の課題となっている。

2-1. 内部告発、内部通報への対応

原子力業界は、他の業界に比べて内部告発が多い、といわれる。「原子力の業界では内部告発に立ち上がる人が跡を絶たない」。原子力発電所の運転の差し止めなどを求める訴訟を長年手がけてきた海渡雄一弁護士は2012年5月11日に日本弁護士連合会が主催したシンポジウムでそう指摘した。「事故の前にもそういう人はいっぱいいた。それが政策決定に役立てられていれば、福島事故がこれだけひどくはならなかったのでは」

原子力業界内部から報道機関や市民団体など組織外部への内部告発が多いのは、業界内部で現場の問題意識を的確に生かすことができていない現状と裏腹の関係にある、と見ることができる。つまり、日本の原子力業界は内部通報を生かしておらず、その結果、外部に内部告発がなされている、といえる。

日本の原子力規制委員会、その前身の原子力安全・保安院は、原子力の法令上、安全上の問題について、

*Toshihiro Okuyama¹

¹The Asahi Shimbun Company.

現場の労働者から内部告発（申告）を受け付ける窓口を設け、2002年以降、個別案件について、対応終了後にその概要を公表してきている。その件数は右表の通りであり、2018年11月までの16年で52件しかない。特に、原子力規制委員会が2012年に発足して以降、この件数は激減し、規制委発足後の6年で5件を受理し、3件を公表しただけである（1件は取り下げられた）。米政府の原子力規制委員会（米NRC）が運転員の飲酒や警備員の過労を含む多様な通報を年に数百件も受け付け、そのうちの相当数については是正措置をとっているのと比べると、日本の少なさは際立つ。日本の他の政府機関を見ても、たとえば金融庁が年に百数十件の通報を受け付けているのに比べると、原子力規制委員会への通報は大幅に少ない。このような状況は、日本の原子力業界に問題が少ないことの表れではなく、申告制度が機能していないことの表れであるのとらえるのが妥当である。

筆者の経験によれば、内部告発など関係者からの情報提供を端緒とする報道機関の取材への原子力事業者の防御的・消極的な対応にも、できれば問題指摘を避けて遠ざけ、耳を塞いで聞かずに済ませたい、という態度がうかがえる。

このような態度や実情を併せ考えると、日本の原子力界は、原子力安全に内外の声を生かそうとする意識が希薄であり、組織内部あるいは規制システム内部の「問題を発見・是正する仕組み」が空洞化しているのではないかと心配せざるを得ない。

申告案件公表件数
(原子力安全・保安院、
原子力規制委員会の合
算)

年度	件数
2002	7
2003	8
2004	10
2005	5
2006	3
2007	2
2008	2
2009	3
2010	4
2011	4
2012	1
2013	1
2014	0
2015	1
2016	1
2017	0
2018	0

2-2. 現場の声の共有と活用

この懸念は、法令違反や不正の探知だけでなく、事故対応における状況認識、あるいは、事故予防におけるリスク認識についても、当てはまる。

1F1号機では2011年3月11日夕、津波が来襲して全電源を喪失して以降、非常用復水器を含む一切の冷却装置が作動を停止した。その中央制御室で主機操作員と当直副主任はそのとき、非常用復水器が作動していないと明瞭に認識した。しかし、同じ室内にいた当直長にその認識は伝わらなかった。

その夜、当直長は、確定的な認識ではなかったものの、非常用復水器の不作動を疑った。しかし、その疑念は免震重要棟の対策本部に伝わらなかった。その結果、1F所長も、東京の本店も、政府も、非常用復水器が作動中であると誤認し、この誤認が事故対処の「遅延の連鎖」を招き、東電にウソつきの汚名を着せた^[1]。

現場の認識が対応に生かされなかったことによる弊害は、事故前の津波対策についても指摘されている。

1F事故の刑事責任を問う東京地裁の法廷における検察官役の指定弁護士の主張によれば、東京電力の原子力設備管理部の土木調査グループの社員らは2008年以降、津波対策の工事が不可避であると経営層に繰り返し報告した、という。しかし、その進言は受け入れられず、何らの措置も講じられなかった、とされる^[2]。

2-3. 「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」

日本の原子力界の組織内外のコミュニケーションに重大な欠陥があり、それが1F事故の背景にあるとの指摘は、私だけでなく、有識者によっても繰り返し提起されている。

1F事故に関する国会事故調の英語版報告書（2012年7月5日）で黒川清委員長は「残念ながらこれはいわば『日本製』の災害だったと認めざるを得ない。その根本の原因は日本文化の根深い因習にある」と指摘し、その内容として「私たちの条件反射的な従順さ」「権威を疑うことへのためらい」「あらかじめ決めたことへの信心ともいえるほどの固執」「私たちの集団主義」を挙げている。

政府の原子力委員会は、従来の原子力利用長期計画に代えて2017年7月20日にとりまとめた「原子力利用に関する基本的考え方」に「原子力関連機関に継続して内在している本質的な課題」と題する章を設け、その中で「我が国では、組織内で部分最適に陥り、情報共有の内容や範囲について全体での最適化が図られない結果として必要な情報が適切に共有されない状況」が生じていると指摘し、「組織内外を問わず、根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化を創り出す必要」を唱えた。岡芳明委員長は「日本人は異論を述べるのが苦手である。異論を無視し、短期視野の見かけの効率重視では、中長期的には失敗する」「東電福島原発事故の痛烈な教訓として、異論を仕事として根拠に基づき述べあうことが特に必要である」と述べている。

3. どのような態度で取り組むべきか

組織の内部に潜在する不正や問題に的確に対処するには、目先のルールに器用に形式的に従ってよしとするのではなく、思慮を深くして、ルールの背景にある大原則に実質的に沿い、また、未知の不正や問題を特定・評価し、そのリスクに応じた対策を実施する必要がある。他業界での対応の例を2つ紹介したい。

3-1. プリンシプルベース・アプローチ (Principle-based Approach)

たとえば、上場企業は、東京証券取引所と金融庁の定める「コーポレートガバナンス・コード」で以下のような事項を含む31の原則（このほかに5つの基本原則、42の補充原則）を推奨されている。

「従業員等が、不利益を被る危険を懸念することなく、違法または不適切な行為に関する情報や真摯な疑念を伝えることができるよう、また、伝えられた情報や疑念が客観的に検証され適切に活用されるよう、内部通報に係る適切な体制整備を行うべきである。取締役会はその運用状況を監督すべきである」

有価証券上場規程によれば、これの履行は義務ではない。その趣旨・精神が尊重され、かつ、対外的に理由の説明がなされるのならば、実施しなくても、それがかまわない。「従うか、さもなければ、説明するか (Comply or Explain)」を求める規制手法である。原理・原則に実質的に忠実であることが重視される。

「一見、抽象的で大掴みな原則 (プリンシプル) について、関係者がその趣旨・精神を確認し、互いに共有した上で、各自、自らの活動が、形式的な文言・記載ではなく、その趣旨・精神に照らして真に適切か否かを判断する¹⁾」。このように「コンプライ・オア・エクスプレイン」の手法の意義は説明されている。

国際原子力機関 (IAEA) の総合規制評価サービス (IRRS) が2016年に日本政府に対して「より規範的でない規制 (less prescriptive regulation)」を勧告したのはまさに、日本の原子力安全への取り組みが過度の形式主義に陥っていて、実質重視の「プリンシプルベース・アプローチ」が希薄であることへの反応なのだろう。

3-2. リスクベース・アプローチ (Risk-based Approach)

たとえば、金融機関は2016年以降、テロリストや犯罪者によって金融システムが資金洗浄やテロ資金供与に悪用されることのないようにするため、自らの取引について調査・分析し、その危険性の程度を把握することを法令 (犯罪による収益の移転防止に関する法律やその施行規則) で義務づけられている。具体的には、自らが直面するリスクを適時・適切に「特定」し (出発点)、それを「評価」し (土台)、リスクに見合った「低減措置」を図る (実効性) という3段階の手法 (リスクベース・アプローチ) を用いて、メリハリの利いた機動的かつ実効的な対応をしなければならない²⁾、とされている。

金融庁のガイドラインによれば、その対応は「変化に応じ (中略) 不断に高度化を図っていく必要がある」。また、組織内部の各部門の機能を①自律的なリスク管理にあたるべき第1線の営業部門、②それを独立した立場から牽制する第2の防衛線の管理部門、③第1線と第2線が適切に機能しているかを定期的に検証する第3の防衛線たる内部監査部門——というように「三つの防衛線 (three lines of defense)」の概念の下で整理することが推奨されている³⁾。原子力安全における深層防護と相似する枠組みであるが、リスク管理にあたる組織の構造のあり方にそれを採り入れているところは参考になるのではないかと思われる。

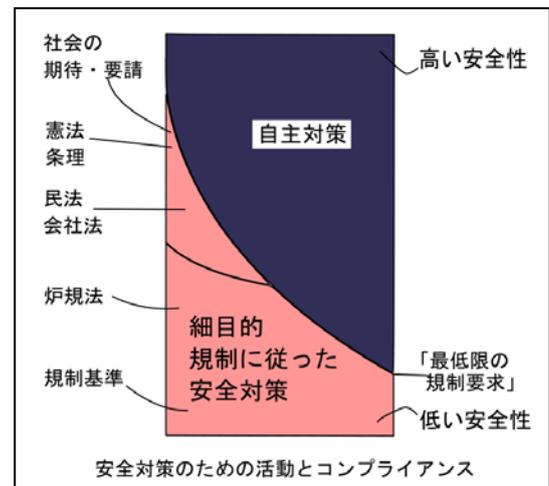
3-3. 規制か自主かを超えて

現在、日本の原子力安全の規制のあり方について「過酷事故対策をガチガチな規制で縛っていいのか。継続改善を阻害し、柔軟性を失わせることになるのではないか？」との疑問が提起されている。「事業者の自主対策をできるだけ尊重すべき」との意見である。

一方で、「規制や検査のない自主対策に本当に実効性があるのか」「自主対策に任せると、やはり、たるんでしまう」という疑問がある。現に、1F事故前の過酷事故対策は事業者の自主的な保安措置に位置づけられ、規制当局の検査もなく、その結果、実効性を欠く結果となった。

規制は必要最小限を要求し、自主対策はそれに事業者が任意に上乗せするものであり、その境目を明確にするべきだという議論もある。そうでなければ、自主的な活動だったつもりでの対策について、規制上の義務の履行とみなされ、当局検査で余計な注文をつけられる恐れをぬぐえず、やる気をそがれるのだという。

筆者は、規制は、合理的に実現可能な最良の対策（best practices）と最大の安全を事業者に要求するべきであり、規制要求と自主対策の境目に明瞭な線を引くことはできない、と考える。原子力発電所は、規制基準に基づく狭義の規制に従うだけでなく、たとえば、地元自治体と結んだ協定に基づく義務を負い、社会の期待・要請に由来するコンプライアンス上の牽制を受け、憲法や民法など一般法との適合性について裁判所による司法審査にも服している。これらはまとめて広義の「規制」ととらえられる。これらのうち規範的な規制（より細目主義的な規制）が「最低限の規制要求」だとみなされるが、それだけでは足りず、それを超えて、より高い安全性を求める領域でも、事業者は、一般法やコンプライアンス上の規制に服し、当局検査でもそこに目配りがなされるべきだと筆者は考える。ただし、そこでは、より規範的ではないプリンシプルベースの規制であるべきなのだろう。つまり、安全性の程度がより高くなるにつれ、その規制は、より規範的ではなく、実質が重視されるようになり、その結果、事業者の自主性がより重んじられ、安全対策の柔軟性がより広がっていくことになるのだろう。



たとえば、2001年9月11日の同時多発テロを受けて米NRCが事業者に義務づけた安全対策B5bや、福島原発事故を受けて米NRCが事業者に義務づけて米原子力業界がとりまとめた安全対策FLEXは、こうした「より規範的ではない規制」の要求に基づく安全対策だといえる。NRCは大筋の規制要求を示し、これを受けて原子力業界が創意工夫で手法を考案し、NRCの承認を得る、という手順で規範が形成された。各事業者はそれによって対策を実施し、その状況についてNRCの検査を受けており、そこには一定の緊張感がある。

B5bが日本の原子力発電所で実施されなかったことは、1F事故拡大の原因の一つだが、日本の原子力界はその教訓からさらにもっと多くを学び、FLEXも採り入れる必要があると筆者は主張したい。

4. おわりに

日本の原子力関係者は、他の業界におけるリスク管理を参照し、見習う姿勢がもっとあってもよいのではないか。たとえば、金融システム維持、資金洗浄・テロ対策、企業統治規制、医療機器、医薬品の安全規制などで、国際的な潮流の荒波のなか、参考になるような仕組みが整備されつつある。

不正やリスク、それへの対処は、そのときどきの時代によって変化し続けている。原子力関係者は、最良の安全を目指して不断の努力を重ねていくことを社会から期待され、要請されている。内部告発をより良く生かし、感度よく、不正やリスクを探知することも求められている。原子力業界におけるそうした取り組みは、他の業界の専門家から模範として参照されるような最先端のそれであるべきだ。ある時代に原子力分野が最先端にあったとしても、それは一時のことに過ぎないと考えるべきで、現状に安住することなく最良を希求し続けることが原子力に携わる人たちの倫理の実践でもあるのだろう。

参考文献

- [1] 奥山俊宏、福島第一原発1号機冷却停止、現場は最初から把握、伝わらず、法と経済のジャーナル、2016年3月11日、<https://judiciary.asahi.com/articles/2016030600003.html>
- [2] 石田省三郎ら、論告、2018年12月26日、<https://shien-dan.org/20181226-overview/>
- [3] 五十嵐チカ、金融機関の資金洗浄・テロ対策のFATF審査がいよいよこの春から日本に、法と経済のジャーナル、2019年1月30日、<https://judiciary.asahi.com/outlook/2019011700001.html>
- [4] 金融庁、マネー・ローンダリング及びテロ資金供与対策に関するガイドライン、2018年2月6日、https://www.fsa.go.jp/common/law/amlcft/amlcft_guidelines.pdf
- [5] 金融庁、コーポレートガバナンス・コード原案～会社の持続的な成長と中長期的な企業価値の向上のために～、2015年3月5日、<https://www.fsa.go.jp/news/26/sonota/20150305-1/04.pdf#page=7>