

Mon. Mar 16, 2020**Room A**

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1A_PL] Development Status of Accident Tolerant Fuel

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Bldg. L 1F L-4)

[1A_PL01] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)*Kan Sakamoto¹ (1. NFD)**[1A_PL02] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)***Masao Owaki¹ (1. Toshiba ESS)**[1A_PL03] Development of Accident Tolerant Fuel for PWR***Seiichi Watanabe¹ (1. MNF)**[1A_PL04] General discussion****Room B**

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[1B_PL] Activities for Reconstruction in Tohoku

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bldg. L 1F L-3)

[1B_PL01] Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation*Yoshihito Ozawa¹ (1. Fukushima Univ.)**[1B_PL02] JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation***Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)**[1B_PL03] Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University***Yutaka Watanabe¹ (1. Tohoku Univ.)**Room E**

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1E_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Takashi Matsuda (JNFL)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Lecture Bldg. M 1F M-1)

[1E_PL01] Introduction of Research Committee*Tatusya Suzuki¹ (1. NUT)**[1E_PL02] Requirement for New Reprocessing 1***Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)**[1E_PL03] Requirement for New Reprocessing 2***Takashi Shimada¹ (1. MHI)**[1E_PL04] Panel Discussion****Room G**

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors [Fukushima support project]

[1G_PL] Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

Chair: Shinichi Nakayama (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bldg. M 2F M-21)

[1G_PL01] Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima*Moono Shin¹ (1. Fukushima Univ.)**[1G_PL02] Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety -***Ryota Koyama¹ (1. Fukushima Univ.)**[1G_PL03] Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster***Kiyoshi Tachibana¹ (1. Fukushima pref. gov.)**[1G_PL04] Discussion***All Presenters¹, *Shigeaki Okajima², *Michitaka Sasoh³ (2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS)**Room H**

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1H_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair: Takaya Ito (MFBR)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bldg. M 2F M-22)

[1H_PL01] Overview of safety enhancement technologies*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)**[1H_PL02] Recriticality-elimination technology***Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)**[1H_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology***Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[1H_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology

*Tsuyoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1I_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bldg. M 2F M-23)

[1I_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information

Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[1I_PL02] Overview of R&D status on Criticality

Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*Makoto Nakano¹ (1. IRID, MHI)

[1I_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety

*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bldg. S 2F S-21)

[1K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentaro Funaki¹ (1. METI)

[1K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[1K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[1K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering

Division

[1L_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair:NAKAJIMA Noriyoshi(NIFS)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bldg. S 2F S-22)

[1L_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[1L_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[1L_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Kouichi Kikuchi¹ (1. MHI)

[1L_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[1L_PL05] General discussion

Room N

Planning Lecture | Over view Report | The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers V

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bldg. S 3F S-32)

[1N_PL01] Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*Tomonori Yamada¹ (1. JAEA)

[1N_PL02] Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*Yuji Sano¹ (1. NINS)

Room O

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

[1O_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bldg. S 3F S-34)

[1O_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[1O_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-
Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (J1. AEA)

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters¹

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1A_PL] Development Status of Accident Tolerant Fuel

Challenges and Prospects

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Lecture Bldg. L 1F L-4)

[1A_PL01] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

*Kan Sakamoto¹ (1. NFD)

[1A_PL02] Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)

*Masao Owaki¹ (1. Toshiba ESS)

[1A_PL03] Development of Accident Tolerant Fuel for PWR

*Seiichi Watanabe¹ (1. MNF)

[1A_PL04] General discussion

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望

Development Status of Accident Tolerant Fuel: Challenges and Prospects

(1) BWR 用燃料開発その 1

(1) Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

*坂本 寛¹¹日本核燃料開発株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故を教訓に、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料(Accident Tolerant Fuel: ATF)の研究開発が進められる中、我が国においても、2015 年度から 2018 年度までの 4 年間、経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備事業）が実施され、実用化に向けた研究開発が行われた。本発表では、事業で得られた成果のうち、BWR 用燃料被覆管として開発した改良ステンレス鋼被覆管開発（FeCrAl-ODS フェライト合金：以降、FeCrAl-ODS と略す）に関する開発状況をまとめ、実用化に向けた今後の課題と展望を述べる。

2. 開発状況

2-1. 開発目標および体制

開発目標は既存被覆管材料（ジルコニウム合金）を FeCrAl-ODS に置き換えることによって、事故時安全性を飛躍的に向上させ、かつ通常運転時の安全性・効率性を向上させることである。事故時安全性向上が急務であることから既存炉へ短中期的に導入することを目指すこととし、既存技術・知見を最大限活用しつつ、産官学が密に連携しながら開発を加速する体制とした。具体的には、長年の FBR 開発で蓄積されてきた FeCr-ODS 鋼の基礎研究成果（照射特性を含む）、製造・検査技術を最大限踏襲するとともに、文部科学省原子力システム事業で実施された FeCrAl-ODS 研究の成果⁽¹⁾を利用し、産業界からは燃料メーカーであるグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（GNF-J）、研究機関である日本核燃料開発（NFD）、プラントメーカーである日立 GE ニュークリア・エナジー、公的研究機関として日本原子力研究開発機構（JAEA）、大学として北海道大学、京都大学、早稲田大学がチームを組む体制とした。

2-2. 開発基本概念

事故時安全性（事故耐性）の向上：事故には設計事象 LOCA のような比較的溫度上昇が抑えられた事象から福島第一原子力発電所事故を代表とする過酷事故時のように燃料が溶融する溫度まで溫度上昇する事象までが含まれるが、概ね溫度上昇とともに事故が深刻化するため、この溫度上昇を抑制することが最重要となる。また、福島第一原子力発電所事故で問題となったように、事故時に発生する水素は水素爆発を引き起こす場合もあり、水素発生量の抑制は溫度上昇の抑制とともに重要である。FeCrAl-ODS を含む FeCrAl 合金は高温水蒸気雰囲気において、自己再生型のアルミナ被膜が形成されることで高温水蒸気酸化を既存被覆管材料と比較して大幅に低減できることが知られていることから、この FeCrAl 合金の特徴を利用して高温水蒸気酸化反応を抑制することで、酸化の反応熱と酸化に伴う水素発生を大幅に低減する基本概念とした。

通常運転時の安全性・効率性：通常運転時の安全性の向上として、安全裕度の向上と燃料漏洩リスクの低減が挙げられるが、安全性の向上はプラント運転の自由度を向上させ、燃料漏洩にともなう運転抑制・停止などのリスク低減にも直結しているため、効率性にもつながる。なお、ジルコニウムと比較して、鉄、クロムを主要元素として含んでいる FeCrAl 合金は熱中性子吸収断面積が大きく、反応度が低下してしまうため（反応度ペナルティ）、経済性に影響する取出燃焼度や運転サイクル期間を既存燃料と同等に維持するためには何らかの方法で上記の反応度ペナルティを解消する必要がある。そのため、開発基本概念としては、FeCrAl-ODS による熱中性子吸収を被覆管薄肉化により低減するなどして反応度ペナルティを解消しつつ、FeCrAl-ODS がジルコニウム合金と比較して優れている特徴（例えば、水素吸収にともなう水素脆化が起こらない、

活性な核分裂生成物による応力腐食割れが起こりにくい)を生かして通常運転時の安全性・効率性を向上させることとした。

2-3. 開発計画

開発計画を立案するにあたって、まず技術成熟度 (Technical Readiness Level: TRL) および TRL 評価を補助するものとして属性ガイド (Attribute Guide: AG) を作成し、事業開始時における TRL 評価を行った⁽²⁾。TRL は開発技術の成熟度を 9 段階で評価する指標であり、TRL 1-3 が原理実証段階、TRL 4-6 が工学実証段階、TRL 7-9 が実用開発段階となる。事業開始時の TRL 評価では、燃料設計 (通常・過渡)、製造・品質管理 (工学規模製造)、核設計・炉心特性・熱水力特性、安全性評価 (DBA、BDBA、SA)、規格・基準、貯蔵・輸送、再処理・処分の 7 つの検討分野を対象として、概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあり、要素技術の提案と調査、フィージビリティの証明が必要であると評価した。そのため、事業の開発計画として短期間にプロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータが確立できる TRL 4 に到達することとした。

2-4. これまでの成果

実施項目は主に、解析による導入の影響評価と解析評価に必要な物性データの取得に分けられるが、具体的な開発では、まずは利用可能な公開データで代用して影響評価を行い、それら解析評価に必要な物性データを事業で取得して順次入れ替えていくことで解析評価精度を向上させた。以下では、導入による影響評価と物性データの取得に分けてこれまでの成果を紹介する。

【導入による影響評価】影響評価では炉心解析および燃料ふるまい解析により反応度ペナルティを解消する燃料設計を U-235 濃縮度が 5 wt. %未満の条件で探索し、見出した燃料設計を仮定した体系において安全解析を行い事故時安全性に対する導入効果をシビアアクシデント (SA) 解析コードを用いて評価した。解析には、炉心解析コードとして TGBLA/LOGOS、燃料ふるまい解析コードとして PRIME、FEMAXI、SA 解析コードとして MELCOR、MAAP を用いた。炉心解析および燃料ふるまい解析の結果、既存被覆管材と比較して被覆管肉厚を約半分とすることで反応度ペナルティを解消し、従来燃料と同等のふるまい評価結果を得た。評価の一例として、ABWR 炉心に 9×9A 型燃料を使用した場合の炉心解析と燃料ふるまい解析結果の一部をそれぞれ図 1、図 2 に示している。なお、これらの解析は、被覆管材、ウォーターロッド (WR)、燃料チャンネルボックス (FCB) のジルコニウム合金を FeCrAl-ODS に変更して、FeCrAl-ODS 被覆管肉厚をジルカロイ合金被覆管肉厚 (約 0.7 mm) の半分程度である 0.3 mm とし、WR や FCB の肉厚も約半分 (図 1 の Full ODS、図 2 の ODS) としている。なお、WR、FCB を現行ジルコニウム合金材、あるいは SiC/SiC とする場合には、反応度ペナルティが低減されるため、被覆管肉厚を 0.35 mm とした (図 1 の ODS-SiC) 場合にも同程度の炉心成立性が得られている。これら図に示されるように、酸化物分散強化 (ODS) による高強度化により、薄肉化が可能となり、反応度ペナルティを解消できていることが分かる。

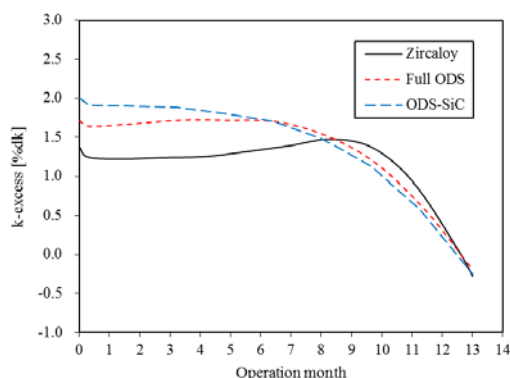


図 1 炉心解析結果の例 (余剰反応度)⁽⁴⁾

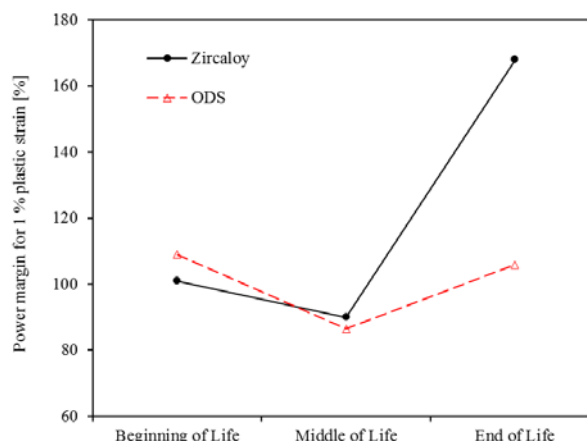


図 2 燃料ふるまい解析結果の例⁽³⁾ (1%塑性変形に対する出力余裕)

ABWR 炉心に上記の 9×9A 型燃料 (Full ODS ケース) の燃料設計を仮定して SA 解析を行った結果の一例を図 3 に示している。なお、解析では ATF の導入とアクシデントマネジメント (AM) の組み合わせによる効果についても評価しており、図 3 には ATF と AM の組み合わせを解析した結果を示している。1000 K 程度までは既存燃料(図中 Zry)と FeCrAl-ODS を用いた燃料(図中の ODS)や SiC/SiC を用いた燃料(図中の SiC)では温度上昇に大きな差は見られないが、これはいずれの燃料も高温水蒸気酸化反応による発熱の寄与が小さく、崩壊熱による温度上昇が支配的なためである。より高温では既存燃料と ATF (FeCrAl-ODS、SiC/SiC) で温度上昇の傾向が大きく異なり、既存燃料ではジルコニウム合金の高温水蒸気酸化反応により温度上昇が加速するのに対して、ATF ではそのような加速が起こっていない。また、79 h に低圧給水が始まっても既存燃料では温度上昇が止まらず 3000 K を超えてしまうのに対し、ATF では 1500 K 程度で温度上昇が止まり、その後、無事に冷却されている。また、発生する水素量も既存燃料と ATF では大きく異なり、FeCrAl-ODS の場合には 1/10 未満にまで水素発生が抑制され、FeCrAl-ODS の導入により事故時の温度上昇と水素発生量が大幅に低減されることが定量的に評価されている。

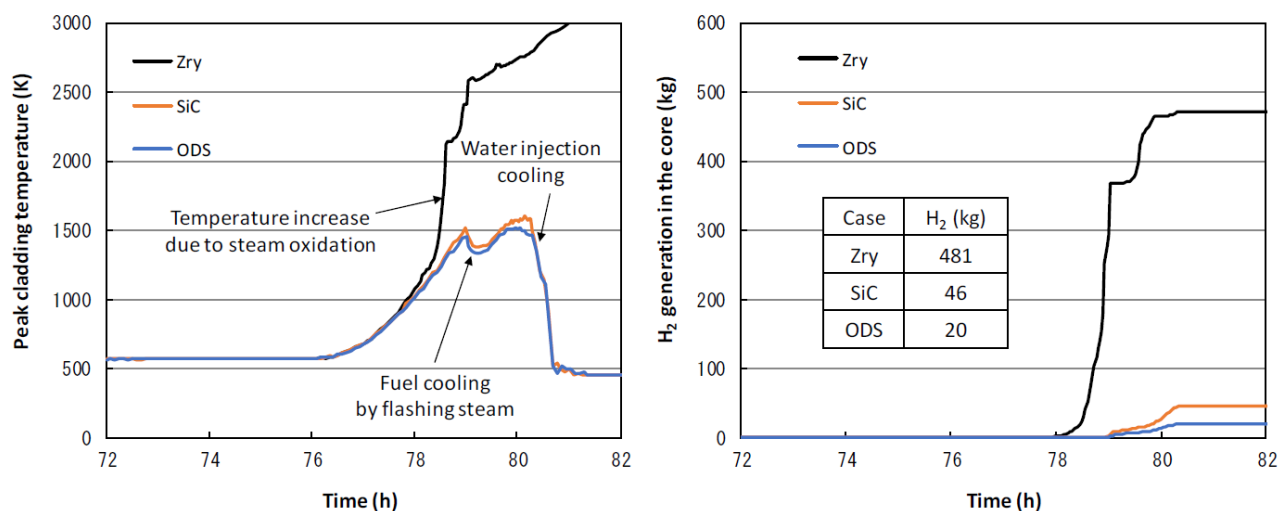


図 3 SA 解析コードによる解析結果例⁽⁴⁾

(AM ありの全交流喪失ケース(RCIC が 72 h 後に停止、79 h 後に減圧し 90 m³/h の低圧給水))

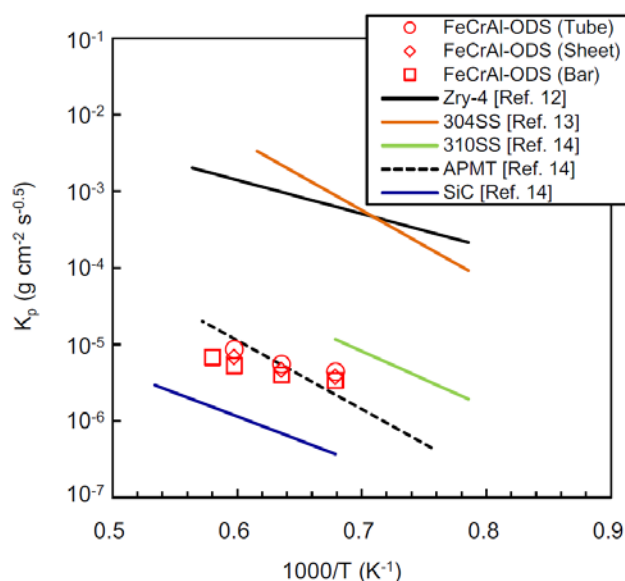
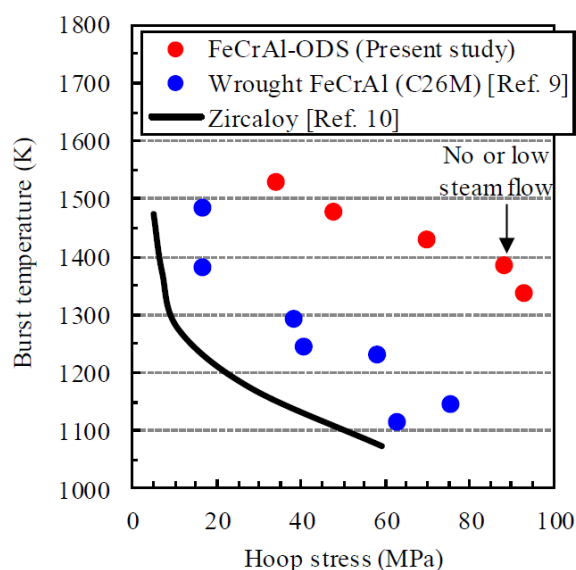
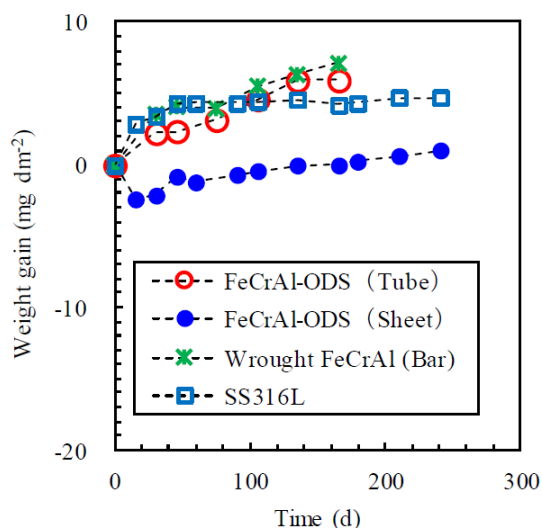
【物性データの取得】物性データの取得では、各種形状の試験材の試作とそれら試験材を用いた物性データ測定を行った。なお、物性データ測定には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) の High Flux Isotope Reactor (HFIR) における引張試験片の中性子照射試験も含まれている。なお、試作した試験材の化学組成は端栓材を除いて、原子力システム事業における合金開発結果⁽¹⁾を踏まえて、軽水炉条件で最適と考えた Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y₂O₃とした。

FeCrAl-ODS の試作では FeCr-ODS と同様に、合金粉末の製作、メカニカルアロイング、熱間押出により押出棒を作製し、その後、押出棒材から冷間圧延と焼鈍を繰り返すことで板材や被覆管材を得た。被覆管の試作では、設計の自由度を確保するために、異なる肉厚、外径を持つ 1 m 超の被覆管材を高い寸法精度で製作できることを確認した。具体的には、肉厚 0.35 mm の 9×9 燃料被覆管 (外径約 11 mm)、肉厚 0.30、0.35、0.40 mm の 10×10 燃料被覆管 (外径約 10 mm) の試作に成功している。

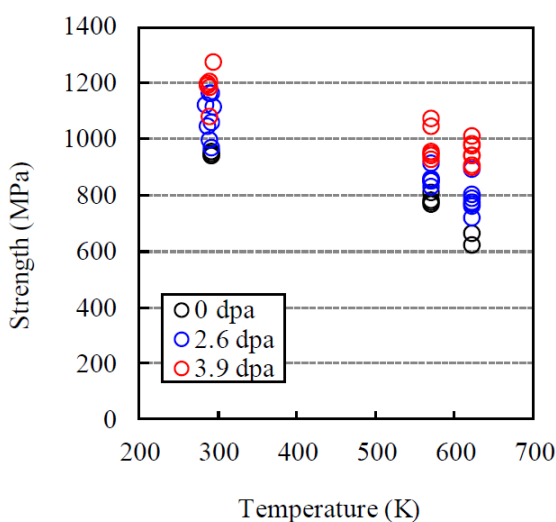
試作した試験材を用いて解析評価に必要な各種物性データを取得したが、具体的には事故時解析評価に必要な物性データとして高温水蒸気酸化特性、熱的特性 (融点、熱膨張係数)、LOCA 特性、SA 時の燃料ペレットとの反応特性を、通常運転時の解析評価に必要な物性データとして、高温高压水による腐食特性、機械的特性、摩耗特性、PCI/SCC 耐性、トリチウム透過特性を取得した。

事故時解析評価に必要な物性データの取得例として高温水蒸気酸化試験結果と LOCA バースト試験結果を図 4、図 5 に、通常運転時の解析評価に必要な物性データの取得例として腐食試験結果と HFIR 照射材の引張試験結果を図 6、図 7 に示している。なお、LOCA バースト試験結果、HFIR 照射試験は ATF に関する日米

CNWG に基づいた日米協力で実施した。図 4 に示されるように FeCrAl-ODS の高温水蒸気酸化反応定数 K_p は既存材料と比較して 1/100 程度にまで低減できており、図 3 で示した事故耐性の向上を裏付けている。また、図 5 に示されるように、高温水蒸気酸化に対する高い耐性に加えて ODS による高温強度の上昇により、バースト温度が大幅に上昇する結果が得られており、LOCA 時の FP 放リスクを低減できることを示している。なお、別途実施したリング試験片を用いた LOCA 模擬試験では、1300 °C において 24 h 水蒸気酸化後に水クエンチしても脆化しないことが確認されており、既存被覆管材では極度に脆化する条件においても健全性を維持できることが確認されている⁽⁶⁾。図 6 に示される腐食試験結果からは、長期間にわたって安定した腐食特性を維持（減肉厚さは 1 μm 未満）していて、耐食性に問題がないことが示されている。また、図 7 に示されるように既存被覆管材料と比較して強度が大幅に増加しており、また、これまで得られている 3.9 dpa までの照射量範囲で 1 %以上の破断伸びが確認されていることから、反応度ペナルティの解消に必要となる薄肉化が可能となる裏付けが得られている。

図 4 高温水蒸気酸化試験結果⁽⁵⁾図 5 LOCA バースト試験結果⁽⁶⁾図 6 腐食試験結果⁽⁶⁾

(563 K, 8 ppmDO, 循環式オートクレーブ)

図 7 HFIR 照射材の引張試験結果⁽⁶⁾

(573 K においてキャプセル内で中性子照射)

3. 今後の課題と展望

事業開始時の TRL 評価では概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあったが、2018 年度までの開発の結果、TRL 3 と工学実証段階の一手手前まで TRL を向上させることができています。しかしながら、目標としていた TRL 4

を達成するためには、燃料設計、製造・品質管理の観点から、まずは以下の課題を克服していく必要がある。

燃料設計：プロトタイプ燃料設計に必要となるデータは揃いつつあるが、照射特性に関するデータが不足している。具体的には、燃料寿命末期までの中性子損傷（15 dpa 程度）を受けた材料の機械特性データ、照射クリープデータ、照射腐食特性データ等が挙げられる。また、物性データの取得だけでなく、燃料設計に必須となる燃料ふるまい解析コードの検証データも皆無であり、検証データも必要である。

製造・品質管理：原理的な問題はないと思われるが、現在までにフルスケール（4 m 超）の被覆管の試作経験がなく、フルスケール化に潜在的な課題が残っていることが否定できない。また、これまでの試験では実用化で必要となる欠陥検査や寸法測定等の非破壊検査を行っておらず、それら技術の適用性確認が必要である。また、燃料ペレットを装荷して端栓封入する接合技術・検査技術の検証が終わっておらず、模擬燃料棒等の試作による実証が必要な状況にある。

これら課題を踏まえ、今後は特に照射特性に関するデータ取得と製造・品質管理に関する技術向上に集中的に取り組む、それら取組の総合的な検証となる試験炉における模擬燃料棒照射試験による燃料ふるまい解析コードの検証データの取得を行う予定である。また、導入の影響評価の精度を向上させるとともに、導入の効果を定量的に評価することで、ユーザーの検討に必要となる情報を提供する取組にも着手していく予定である。

謝辞 本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の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（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。また、FeCrAl-ODS 開発に共に取り組んだ JAEA、GNF-J、日立 GE ニュークリア・エナジー、北海道大学、京都大学、早稲田大学の関係者の皆さんに感謝する。

参考文献

- (1) S. Ukai et al., "Development of FeCrAl-ODS steel claddings for accident tolerant fuel of light water reactors", Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017) Paper ID: 17599
- (2) S. Yamashita et al., "Technical basis of accident tolerant fuel updated under a Japanese R&D project", Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
- (3) S. Takano et al., "Analytical study of the applicability of FeCrAl-ODS cladding for BWR", Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
- (4) T. Ikegawa et al., "Performance evaluation of accident tolerant fuel claddings during severe accidents of BWRs", Proceedings of TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0131
- (5) K. Sakamoto et al., "Progress on Japanese development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs", Proc. TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0011
- (6) K. Sakamoto et al., "Recent progress in development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs in Japan", Proc. Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, pp. 197 - 205

*Kan Sakamoto¹

¹Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望

Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

BWR 用燃料開発その 2

Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (2)

*大脇 理夫¹, 井上 史章¹, 石橋 良², 近藤 貴夫²¹東芝エネルギーシステムズ, ²日立 GE

1. はじめに

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、SiC 複合材料を適用した BWR 用被覆管、チャンネルボックスの開発を進めている。

2. 開発状況

開発にあたり、まず国内外の最新動向調査および開発状況の整理を行い、これに基づき技術成熟度 (TRL)、課題抽出マップの作成を行った上で各種技術の開発・評価を行っている。以下にこれまでの主な成果を示す。

2-1. 燃料ふるまい解析

燃料ふるまい解析では、被覆管径方向スエリングや多層化モデルに対応した”FEMAXI-7-SiC 版”を用いて通常時の燃料棒挙動解析を実施した。現行の Zry 被覆管を用いた 9×9 燃料の仕様を基準として評価を行った結果、SiC 被覆管を用いた場合、被覆管径方向のスエリングにより、ペレット被覆管ギャップ幅が拡大し、ペレット温度および被覆管応力が増加傾向となる。成立性を向上させるためにはペレット被覆管ギャップ幅の低減やプレナム体積の増加が有効である。また、設計条件や物性値に幅を持たせた条件で多数の解析を行うことにより燃料ふるまいへの影響を評価し、各入力・出力パラメータ同士の相関関係や影響度の大きさ等を確認した¹⁾²⁾³⁾。

2-2. 材料特性評価

設計に資する機械的特性として、室温での SiC 複合材料管の軸および周方向引張強度データを取得した。

腐食特性評価では、SiC 複合材に CVD コートした材料について BWR 環境を模擬した腐食試験 (288 °C、圧力 7 MPa 以上、実機の炉心燃料領域の過酸化水素を考慮した溶存酸素濃度 8 ppm) を実施した。その結果、腐食速度は最大で減肉速度換算にして数 μm /年であり、BWR 環境において減肉を考慮した構造強度の観点で適用可能であることが示唆されたが、さらなる耐食性向上が望まれる²⁾⁴⁾。NWC-BWR 環境を模擬した高温水浸漬試験 (288 °C) による SiC の高温水腐食に及ぼす溶存酸素濃度 (DO) の影響を評価した結果、DO の上昇とともに Si 溶出を伴う腐食が増加すること、これを防止する手法の一つとして Ti 系の耐食被覆が有効であることが示唆された。この耐食被覆を短管および接合部に施工できることも確認した³⁾⁵⁾⁶⁾⁷⁾。

2-3. 熱水力特性評価

熱水力特性試験として 2×2 ロッドバンドルを対象として、水-空気系非加熱条件の被覆管圧損試験を実施し、摩擦係数の一般的な経験式による液相圧損と二相摩擦乗数を用いることで二相圧損を予測できることを確認した。また、SiC 材の濡れ性改善による限界液膜厚さの変化量を仮定し、最も液膜体積率が低いサブチャンネルを対象として限界出力の変化を評価した結果、濡れ性改善による限界出力の上昇は数%程度であることが推定された³⁾。

2-4. 安全性評価

過渡解析として被覆管表面での沸騰遷移が生じるような仮想的な条件で TRACTTM解析を行い、同事象時における燃料棒解析を実施した。特にギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、過渡時における機械的挙動は Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した⁸⁾。

LOCA 解析として PLR 配管の大破断および小破断解析を TRACTTMで実施し、”FEMAXI”で燃料棒挙動解析

を実施した。LOCA 解析においても過渡同様に、ギャップ熱伝達の差に伴う初期における応力等の条件は異なるが、Zry 被覆管と SiC 被覆管に大きな違いがないことを確認した⁸⁾。

RIA 時における Zry 被覆管燃料と SiC 被覆管燃料の機械的挙動特性評価を実施した。その結果、RIA 時における急激なペレット熱膨張による応力増加を Zry 被覆管燃料では吸収できないが、あらかじめギャップ幅に余裕を持たせた SiC 被覆管ではペレット - 被覆管の接触が回避され、機械的強度が確保されることを確認した。

”MAAP”等の過酷事故 (SA) コードを用いた感度解析を実施した結果、SiC を適用することにより、従来の Zry と比べて水素発生量が大きく低減し、減圧、注水といったアクシデントマネジメントにおける余裕が拡大する可能性が示唆された⁹⁾。

3. 今後の課題と展望

2.項に記載した各種評価を受けた主な課題として以下が挙げられる。

- ・ BWR 水質環境での腐食特性データの取得および耐食性を改善する製造プロセスの構築
- ・ 照射環境での耐食性、機械特性データの取得および設計へのフィードバック
- ・ SiC 適用の説得性向上および安全性評価の高精度化のため、SA 時にさらされる高温環境での挙動に関するデータの拡充
- ・ 将来の規格・標準化のためのデータ整備に資する SiC 複合材料の試験方法の確立

SiC 被覆管、チャンネルボックスの軽水炉への適用に向けては照射試験データの取得が必須であり、早期の照射試験の実施が望まれる。

※ 本発表に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

4. 参考文献

- 1) H. Matsumiya, K. Yoshioka, S. Sakurai, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Fuel Behavior Analysis of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC-Composite Cladding, Proc. ICAPP2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 17162 (2017).
- 2) K. Kakiuchi, M. Akimoto, S. Suyama, M. Ukai, H. Heki, A. Kawaguchi, T. Takagi, Y. Sato, Y. Taniguchi, T. Goto, Y. Kagawa, ATF material development of SiC with Enhanced Safety LWR core, Proc. 42nd International Conference & Expo on Advanced Ceramics (ICACC 2018), Daytona Beach, Florida, USA, January 21-26, ICACC-S13-019-2018 (2018).
- 3) 大脇 理夫, 井上 史章, 佐藤 寿樹, 石橋 良, 近藤 貴夫, 山下 真一郎, 川西 智弘, 深堀 智生, 「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3) (3) BWR 用 SiC」, 日本原子力学会 2019 年秋の年会, 富山大学 2E03 (2019).
- 4) S. Suyama, M. Ukai, M. Akimoto, T. Nishimura, S. Tajima, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC Cladding, Ceramics 2019, 2(4), 602-611 (2019).
- 5) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and F. Nagase, Improving The Corrosion Resistance of Silicon Carbide for Fuel in BWR Environments by Using A Metal Coating, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-177 (2017).
- 6) R. Ishibashi, S. Tanabe, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Improvement of Corrosion Resistant Coating for Silicon-carbide Fuel Cladding in Oxygenated High Temperature Water, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0072 (2018).
- 7) R. Ishibashi, M. Kida, M. Shibata, T. Kondo, S. Yamashita, and T. Fukahori, Joining Technology with Corrosion-Resistant Coating for Silicon-Carbide Fuel Cladding, Proc. Top Fuel 2019, Seattle, USA, September 22-26, 235-29441 (2019).
- 8) H. Sato, Y. Takeuchi, K. Kakiuchi, S. Yamashita, F. Nagase, Safety Evaluation of Accident Tolerant Fuel with SiC/SiC

Cladding, Proc. WRFPM 2017, Jeju Island, Korean Nuclear Society, A-238 (2017).

- 9) T. Ikegawa, K. Sakamoto, T. Kondo, and S. Yamashita, Performance Evaluation of Accident Tolerant Fuel Claddings during Severe Accidents of BWRs, Proc. Top Fuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30- October 4, A-0131 (2018).

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 27～30 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事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。
また、同事業の推進にあたりご協力いただいた JAEA 関係者に感謝する。

* Masao Owaki¹, Fumiaki Inoue¹, Ryo Ishibashi², Takao Kondo²

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., ²Hitachi GE

核燃料部会セッション

事故耐性燃料の開発状況～課題と展望

Development Status of Accident Tolerant Fuel : Challenges and Prospects

PWR 用燃料開発

Development of Accident Tolerant Fuel for PWR

*渡部 清一¹, 村上 望²¹三菱原子燃料, ²三菱重工業

1. はじめに

加圧水型軽水炉（PWR）では、冷却材喪失事故（LOCA）時に非常用冷却設備が何らかの要因で設計通りに作動しない場合でも、炉心溶融や水素爆発等のシビアアクシデント（SA）に進展しないように様々な安全対策が施されている。一方で、更なる安全性向上策として、原子燃料自体の温度上昇や水素発生を抑制するといった、固有の安全機能を付加した事故耐性燃料の開発が期待される。

現在、PWR 燃料被覆管材料として適用しているジルコニウム（Zr）合金は、事故時の高温条件で水蒸気と著しく反応して発熱すると共に水素を発生し、これらが炉心溶融や水素爆発の一要因となりうる。このため、事故耐性燃料にまず求められるのは、高温水蒸気との酸化反応が小さい被覆管である。

炭化ケイ素（SiC）は、融点（昇華点）が高く、高温条件で水蒸気との酸化反応が殆どなくかつ機械的強度が低下しない特性を有しており、事故耐性燃料被覆管の候補材の一つとされている。一方、SiC はセラミクスであり、Zr 合金とは全く特性が異なるため、燃料被覆管材料としての適用性を確認する必要がある。そこで、我々は SiC を PWR 燃料被覆管材料として適用するうえで重要となる、燃料・炉心設計への影響及び事故時安全性への影響を確認するべく、SiC 被覆管の試作及び各種炉外試験、並びに燃料ふるまい等の解析評価を実施した。ここでは、それらの成果を発表する。

2. 開発状況

2-1. SiC 被覆管の仕様及び試作結果^[1]

(1) 仕様

本研究で試作した SiC 被覆管は、管状に編んだ SiC ファイバーに SiC を化学蒸着させた SiC-SiC 複合材（以下、単に SiC と呼ぶ）である。SiC の機械特性は、SiC ファイバーの構造（編み方）に依存するため、本研究では編み方を変えた複数の SiC 被覆管を試作し、機械特性との相関を調べた。外径及び肉厚は、三菱製 17×17 型 PWR 燃料被覆管と同じ（外径：約 9.5mm、肉厚：約 0.6 mm）に設定した。なお、試作は米国 General Atomics 社に委託している。

(2) 試作結果

試作した SiC 被覆管及び模擬燃料棒の写真を図 1 に示す。外径及び肉厚は、概ね仕様通りの管を製造することができた。また、模擬燃料棒とは、照射試験用に試作した燃料ペレットを装填していない燃料棒であり、ヘリウムガスを加圧充填し、両端を SiC 製の端栓で密封したものである。この模擬燃料棒は、試作後にリーク試験を実施し、気密性を確認している。



図 1 SiC 被覆管及び模擬燃料棒

2-2. 燃料・炉心設計への影響評価

(1) 炉外試験による材料特性データの取得^[2]

燃料設計への影響を評価するうえで重要な材料特性を調べるため、炉外試験を実施した。試験結果の例として、軸方向引張試験による応力-歪線図を図 2 に示す。図中の Type D, E, F は SiC ファイバーの編み方が異なるサンプルであり、軸方向強度の最適化を図った Type F が最も高強度であることを示している。この他に、熱膨張率測定、熱伝導率測定、一次冷却水質での腐食試験、周方向強度試験（EDC 試験）を実施した。

(2) 燃料機械設計への影響^[3]

上述した炉外試験の結果、並びに文献で報告されている照射特性データ等に基づいて、SiC 被覆管の材料特性のモデル化を行い、解析コード(JAEAが開発したFEMAXI-ATF)により、燃料ふるまい解析を行った。

解析の結果、SiC 被覆管は照射材の熱伝導率が低いため、燃料ペレットの熱膨張が大きくなり、被覆管が破損するという結果になった。

これを解決する方策として、燃料集合体（燃料棒）の改良設計を検討した。表 1 には、改良設計の一つとして検討した、19×19 型燃料集合体の設計仕様を示す。この改良設計では、燃料集合体 1 体あたりのウラン装荷量が現行燃料と同じになるようにしている。

表 1 に示した改良設計燃料棒の、運転中の燃料被覆管に生じる応力を解析した結果を図 3 に示す。この改良設計では、燃料棒を細径化することで、燃料棒 1 本あたりの発熱量を低減したこと、並びに SiC 被覆管を薄肉化することで熱抵抗を低減したことにより、燃料ペレットの温度（熱膨張）が抑制されている。その結果、燃料ペレットと SiC 被覆管が接触しないことにより、SiC 被覆管には高い応力が発生しないという結果になっている。

(3) 炉心特性への影響^{[3][4]}

上述の改良設計の場合でも、現行燃料に比べて燃料ペレットの温度が高いため、反応度停止余裕に及ぼす影響を評価する必要がある。そこで、MHI の炉心解析コードシステム（GalaxyCosmo-S）により炉心計算を実施した。

炉心計算の結果、改良設計の場合でも、反応度停止余裕が制限値を満足しない場合があることが確認された。これを解決する方策として、制御棒の増設や、中空ペレットを導入することで、制限値を満足することが炉心計算により確認された。

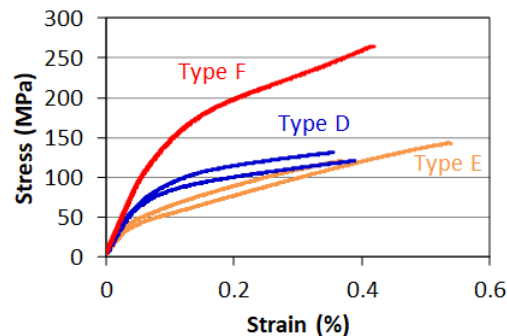


図 2 軸方向引張試験による応力-歪線図
(Type D, E, F は SiC ファイバーの構造が異なる)

表 1 本研究で検討した改良設計の一例

	現行燃料 (17×17型)	改良設計 (19×19型)
燃料棒格子配列	17行17列	19行19列
燃料集合体断面寸法	214 mm×214 mm	←
制御棒案内シンプル本数	24本	32本
燃料棒本数	264本	328本
被覆管外径	9.5 mm	8.52 mm
被覆管肉厚	0.57 mm	0.50 mm
燃料ペレット外径*	8.19 mm	7.35 mm
燃料棒平均線出力	17.9 kW/m	14.4 kW/m

*本ケースでは、中空ペレットを想定している。

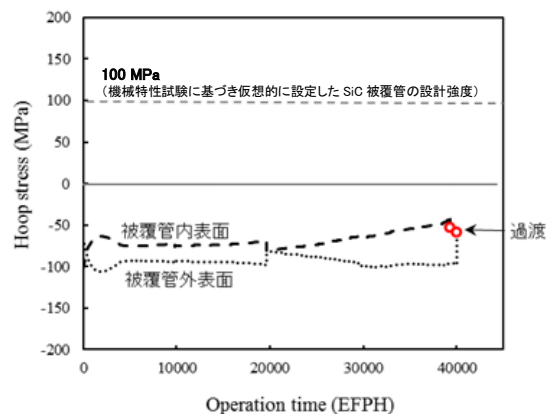


図 3 改良設計燃料棒（表 1 に示したもの）
の被覆管応力解析結果

2-3. 事故時安全性への影響評価

(1) LOCA 時特性^[5]

LOCA 時の特性を調べるため、SiC 被覆管に LOCA を模擬した負荷（加圧、温度上昇、高温水蒸気曝露、急冷熱衝撃）を与える LOCA 試験を実施した。

LOCA 試験の結果の一例として、1,200℃×1,000 秒保持後に急冷した SiC 被覆管及び Zr 合金被覆管の外観写真を図 4 に示す。同条件は Zr 合金の酸化量約 40% ECR に相当し、現行 LOCA 基準（ECCS 性能評価指針）の上限値 15% ECR よりも遥かに厳しい条件である。同図に示すように、SiC 被覆管は LOCA 条件下でも変形（膨れ）、破裂、酸化が生じず、急冷後の熱衝撃でも破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

また、図 5 は様々な保持条件（温度・時間）の後に急冷した場合の結果（破断/非破断）を示している。同図に示すように、SiC 被覆管は、LOCA 基準の上限温度（1,200℃）を超える 1,600℃まで加熱・保持した場合でも、急冷後に破断せず、冷却可能形状を維持することが確認された。

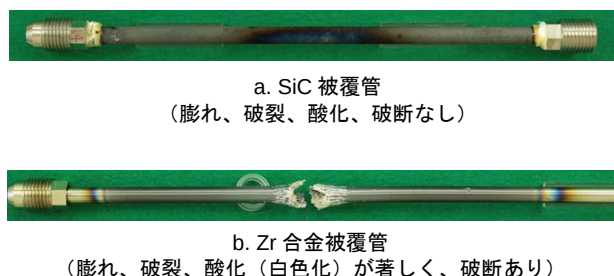


図 4 LOCA 試験後の被覆管の外観写真
(1,200℃×1,000 秒保持後に急冷)

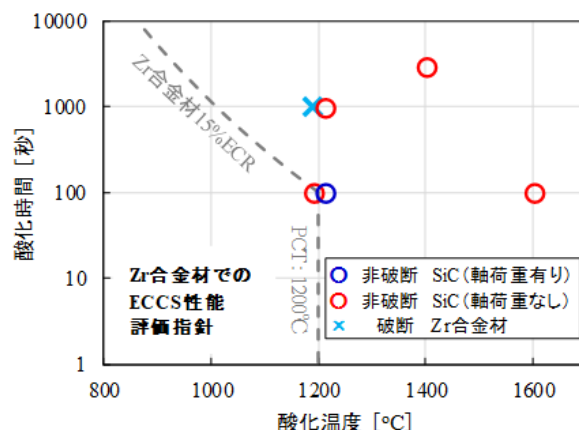


図 5 LOCA 試験結果のまとめ
(各保持条件と、急冷後の破断の有無)

(2) シビアアクシデントの抑制効果^[1]

LOCA が発生し、かつ非常用冷却設備が設計通りに機能しなかった場合の炉心温度及び水素発生量を、SiC 被覆管の場合と Zr 合金被覆管それぞれの場合について解析評価した。解析は、様々なタイプの LOCA 事象や非常用冷却設備の不具合（事故シナリオ）について実施した。

解析結果（炉心温度評価）の一例を図 6 に示す。同図は、LOCA 後に非常用冷却設備が作動しない事故のうち、比較的発生確率が高い事象の例（事故シナリオは図中に記載）である。この例では、Zr 合金被覆管は最終的に炉心溶融に至るのに対し、SiC 被覆管は炉心溶融を回避することができている。

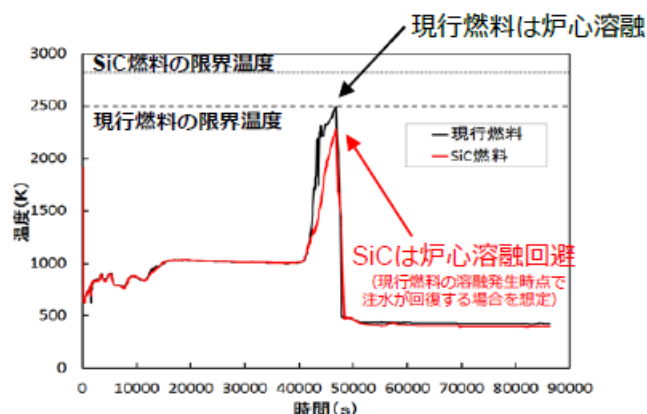
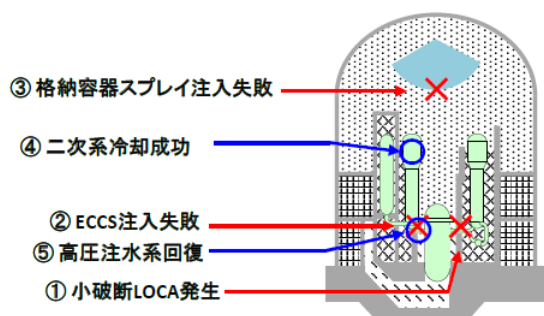


図 6 事故進展解析の一例（左：想定した事故シナリオ、右：炉心温度の推移）

3. 今後の課題と展望¹⁾

本研究の成果を踏まえると、SiC 被覆管を導入した場合、LOCA 時の冷却性向上やシビアアクシデントへの移行が抑制されると期待される。一方で、SiC 被覆管は照射後の熱伝導率が低いいため、被覆管の応力が厳しく、設計の改良が求められる。但し、設計改良を行うには、現時点では SiC 被覆管の材料特性及び照射特性データが大幅に不足しており、当面はデータの拡充が課題といえる。また、設計改良の方向性としては、燃料ペレット温度低減の観点から、SiC 被覆管の細径化と薄肉化が必要になると考えられるため、SiC 被覆管には更なる製造技術の高度化が求められる。

また、上記以外にも、SiC 被覆管を導入する場合に考えられる課題として、一次冷却材中へのケイ素 (Si) の溶出による影響、輸送及び貯蔵時の燃料健全性、再処理への影響などが挙げられる。これらは、現時点において解決不可能な課題 (showstopper) ではないと考えられるが、課題の把握と解決には時間を要すると考えられるため、適切に計画していく必要がある。

以上の通り、SiC 被覆管は有望な事故耐性を有する一方、実用化に向けては乗り越えるべき課題が多いことも明らかである。従って、当社は SiC 被覆管を長期的な開発課題と位置づけ、当面は基盤技術の整備に向けた研究開発を進めていく。

謝辞

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁による原子力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（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた基盤技術整備）の成果である。当該事業の推進にあたり、ご協力頂いた JAEA 関係者の皆様に感謝する。

参考文献

- [1] 渡部 清一、他 日本原子力学会 2019 年秋の大会 富山大学 2E04
- [2] 佐藤 大樹、他 日本原子力学会 2019 年秋の大会 富山大学 2E06
- [3] 山路 和也、他 日本原子力学会 2017 年秋の大会 北海道大学 2I12
- [4] 村上 望、他 日本原子力学会 2018 年秋の大会 岡山大学 2D05
- [5] 小宮山大輔、他 日本原子力学会 2019 年秋の大会 富山大学 2E08

*Seiichi Watanabe¹ and Nozomu Murakami²

¹Mitsubishi Nuclear Fuel Co Ltd., ²Mitsubishi Heavy Industries Ltd.,

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[1A_PL04] General discussion

福島第一原子力発電所事故を教訓に、多くの国々において事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel:ATF)の研究開発が進められ、我が国においても、2015年度より経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業が開始されている。

本セッションは2部構成とし、第1部では、ATF開発の今後の課題と展望を主眼に、国プロ事業の成果概要をメーカー各社が講演し、開発状況と課題の共有を図る。第2部の総合討論では、第1部の講演内容に対する関係機関（資源エネルギー庁、JAEA、電力）のコメントを得て、それらを踏まえ、国内ATF開発の主要関係機関が一堂に会して議論を行い、今後のATF開発への有益な示唆が共有されることを図る。

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[1B_PL] Activities for Reconstruction in Tohoku

The 10th South Tohoku Nuclear Symposium

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bldg. L 1F L-3)

[1B_PL01] Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development and Industrial Creation by Innovation

*Yoshihito Ozawa¹ (1. Fukushima Univ.)

[1B_PL02] JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[1B_PL03] Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University

*Yutaka Watanabe¹ (1. Tohoku Univ.)

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第10回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

（1）福島イノベーション・コースト構想と地域の活性化について
～新たな価値の創造を目指して～

(1) Revitalization of Fukushima and Promotion for Research, Technology Development
and Industrial Creation by Innovation - Aiming to create new value -

*小沢 喜仁¹

¹福島大学

1. はじめに

東日本大震災及び福島第一原子力発電所事故から9年が過ぎようとする今、地域の復興は新たな付加価値の創出による産業の活性化、地域発のイノベーションの推進が大きな鍵となっている。人口減少・流出のなかでも積極的な担い手確保や人材育成を図りながら、このような取り組みを積極的に進める必要がある。

「福島イノベーション・コースト構想」は、原発事故の被害を受けた福島県双葉8町村及び周辺地域を加えた15市町村を対象とする浜通り地域等の産業や雇用を回復するため、地域の新たな産業基盤の構築を目指すものである。廃炉を進めながら、廃炉基盤研究、環境放射能研究、ロボット開発・実証拠点や国際産学連携拠点を整備して、多様な分野を対象とするロボティクス、水素や電池をはじめとする再生可能エネルギー、高度化が期待される農林水産等の分野においてプロジェクトの具体化を進め、産業集積、人材育成や研究者の定着、住民帰還の促進と交流人口の拡大等に取り組んでいくとしている。

構想が目指す姿の先は、福島県浜通り地域のみを対象とする新たな産業の創出にとどまらない。企業や研究機関等との連携を促進するため浜通り地域における産業情報をオープン化し、市場ニーズを適切に捉えた“ニーズ・オリエンテッドな発想”で挑戦的な技術開発と企業自らの変革を促進して、未来を拓く特徴ある成果をもたらすことが期待されている。福島市や郡山市をはじめとする周辺地域ばかりでなく、我が国にとどまらず外国からも、研究機関、高等教育機関、開発ベンチャー企業や異業種企業、さらには金融・報道機関等を含めた有機的連携こそが、構想実現の原動力になると考えている。

2. ふくしまの地域的・歴史的課題について

福島に限らず地方都市は、特に東京から離れれば離れるほど様々な形で地域的・歴史的な課題を抱えており、そのような中で発生した今回の震災と原子力事故の背景と特徴として、以下の6つが挙げられる（福島大学名誉教授・鈴木 浩氏の分類による）。

まず第1に、人口減少・高齢社会が先行する地域を襲った大災害であるということ。浜通り地域においては、特にそれが進んでいる状況にあった。第2に、地域の基幹産業である第一次産業に様々な形で壊滅的な影響を与えたということ。福島県における第一次産業は、第二次産業に比べ10分の1程度の生産額ではあるが、住民の生活に非常に密接に係わっていることから大きな影響を与えている。第3に、グローバル化や金融経済へシフトする中で衰退する地方都市の現状がある。その一方、第4として、基礎自治体のマンパワー不足がある。特に、避難が必要とされた地域においては住民がいなくなる状況になり、復興から創生に向かう主体としての基礎自治体における政策形成能力や合意形成の重要性が問われている。さらに、第5に、放射能汚染による広域的かつ長期的な避難が生じ、第6として、災害と避難の広域性・長期性・複合性という面もあり、非常に複雑になっている。

「福島」という名前をもつ地域としては、福島県、福島市、それに福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所などが挙げられる。福島県は1万3,780平方キロメートル、福島第一原子力発電所の敷地は3.5平方キロメートルと、これだけの面積の差がありながら、福島県は「福島」という名前のもとで様々なダメージ

を受けることとなった。特に農業に対するダメージは大きく、全ての県産米に対して年 80 億円をかけた放射能検査が行われ安全性を主張しているが、感性的に受けとめる方が多く、県産農作物の市場価格に大きな影響を与えた。理性的な理解と感性的な理解との間のギャップを考慮したコミュニケーションが必要となっている。農業も工業同様、密接なサプライチェーンマネジメントが行われている。農業の場合は、それがローカルに行われているというところが非常に重要である。食の安全性とともに、ひとつひとつの連鎖が信頼関係をもとに成り立っていることに対する影響を考える必要がある。

3. 地域への帰還に係る課題について

地震発生によって緊急的に避難し、生活・生業への支援があり、復旧・復興へ進むという流れは、レジリエンスの考えからすると当然のことである。ステージが進むことで、地域社会や地域経済という観点からも支援が必要な状況は減少していくはずではあるが、今回は原子力発電所事故が同時に起きたことで、事故の収束や除染、そして賠償問題、生活・生業の再建、健康管理という問題が発生し、長期化しているという状況にある。現在、帰還困難区域は右の図のように縮小しており、それぞれの町には居住を可能にするを目指す「特定復興再生拠点区域」を定め（図中の黄色い丸印）取り組むことができるようになっている（参照：ふくしま復興の歩み）。

2019 年 12 月現在、約 4 万 1 千人（県内避難者約 1 万人、県外避難者約 3 万 1 千人）が避難している。

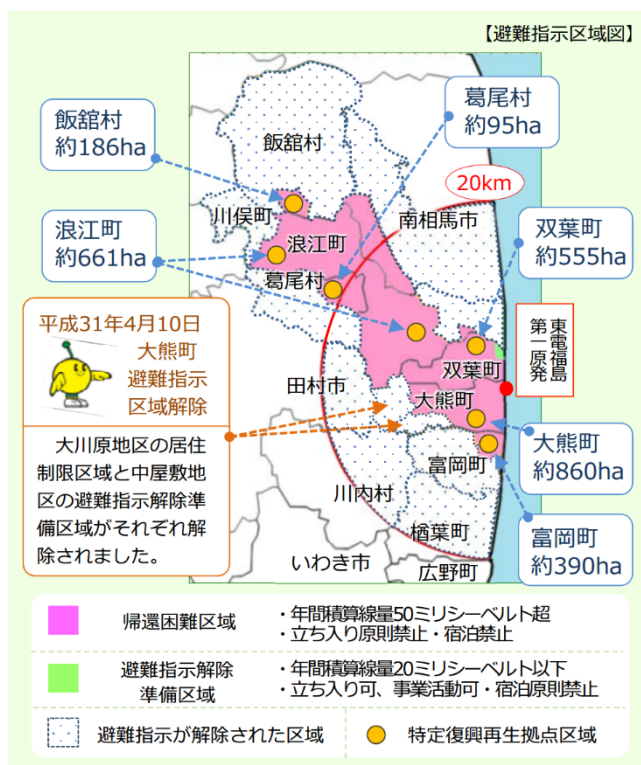
「まだ 4 万人も避難している」と感じられるかもしれないが、福島県の人口は約 184 万人であり、約 180 万人が現在も福島県に住んでいる。自治体によって差はあるが、着実な復旧・復興、経済的な生活の再生も進んでいる。

一方、避難の長期化によって、様々な「コミュニティ・イン・コミュニティの問題」が発生している。当初は、避難者が所属していた基礎自治体との接続を保ちつつ避難先で社会を形成することによる問題（第 1 ステージ）があったが、自治体の帰還が進む中で、帰還住民に加え廃炉作業や支援などに係わる人々の移住・交流が増えることによる新たな問題（第 2 ステージ）が生じている。

現在、一部住民は帰還し、一部住民は帰還をあきらめるという状況にある。「早く戻りたい」という住民は男女比で見ると男性が多く、年代で見ると年配の方が多い。そして、帰還した住民は職をもたない方が多い。高齢であることも理由のひとつではあると思うが、個の気持ちに寄り添った、きめ細かい配慮が求められている。いまだに居住に制限がある地域もあるが、徐々に戻る住民が増えてきているということ、福島県ばかりでなく、この地域を支えようと国内外の多くの方々が懸命にがんばっているということ、ご理解いただければありがたい。これまで、地域の復興は、人々の熱意で一生懸命進めてきたところがあるが、一昨年頃より福島県知事はじめ「一旦立ち止まり、合理的な理解のもとでこれから先に進もう」という発言が合い言葉のように出てきている。

4. 福島大学の取組みについて

福島大学では、事故後の放射線に関する取組みをもとに、2013 年に環境放射能研究所（IER）を設立した。これまでに「河川・湖沼」、「海洋」、「生態系」、「計測・分析」、「存在形態」及び「モデリング」の 6 つのプロジェクトを立ち上げ、研究を進める一方、チェルノブイリ災害後の環境修復支援技術の確立(JST STREPS 事



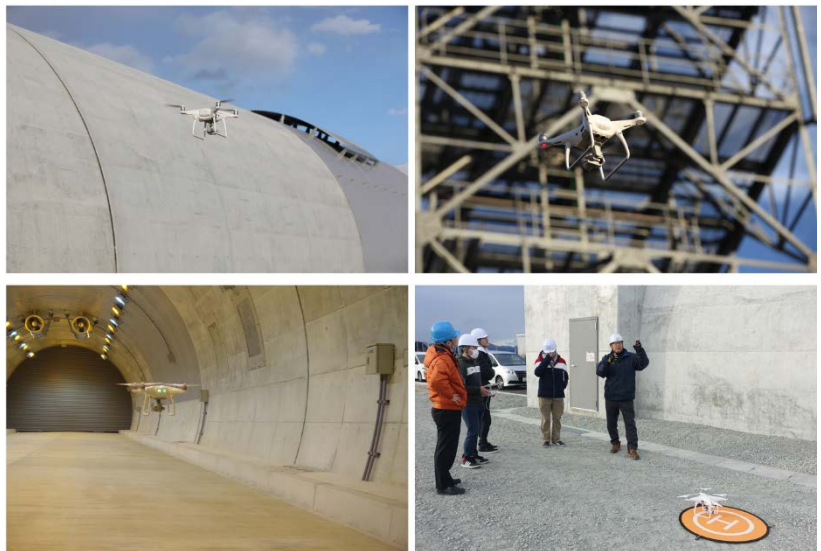
業)など、諸外国における過去の核開発や原子力発電所の事故等の影響による環境放射能の正確な把握にも取り組み、国内外の大学・研究機関との連携を構築してきた。平成 31 年度からの 共同利用・共同研究拠点「拠点名：放射能環境動態・影響評価ネットワーク共同研究拠点」として文部科学省に認定され、日本における共同利用研究施設として世界的権威ある研究所を目指している。福島県に限らず、日本は非常に水が豊かな国である。水を中心とした放射性物質の遺漏や生態に与える影響、特に水系や魚類などへの影響についても精密に分析し知見を広く公表するとともに、事故を起こした原子炉からの汚染水についても、廃炉作業を加速させる新しい放射性ストロンチウム Sr-90 の迅速分析法の技術開発など、高度な研究成果と密接な連携をもとに分析し、モニタリングを行っている。

福島第一原子力発電所の廃炉は非常に大きなプロジェクトであり、福島大学はじめ日本の多くの大学や外国の大学や研究機関が、日本原子力研究開発機構(JAEA)、国際廃炉研究開発機構(IRID)、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)等との協働により廃炉基盤研究に取り組んでいる。格納容器内の燃料デブリ取り出し方法の検討として、原子炉内部調査用ロボットの開発が行われており、巻取可能サンプリングアーム用低融点合金を用いた関節ロボット機構の提案などが行われている。福島県は豊かな自然をもとにした農業生産が高い県であり、人材育成の大きな課題がある。2019 年 4 月、福島大学は学生定員 100 名の食と農の安全にかかわる食農学類を発足させた。新たなニーズへの対応から地域にある知の拠点としても変革が求められている状況にあり、様々な産業の新しいフェーズにおける取組みの中への大学の参加が不可欠である。

5. 復興からイノベーションによる地方創生への課題について

「福島イノベーション・コースト構想」には、政府主導の取組みと、福島県が自治体として進める取組みの二つの取組みの分類がある。

政府主導の取組みとしては、「廃炉基盤技術開発」「国際的産学連携ハブの創出」「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」「アーカイブ機能の創設」「スマートエコパークの設置」がある。「廃炉基盤技術開発」については東京電力を中心に様々な機関が取り組んでいるが、「国際的産学連携ハブの創出」ということも大きなテーマのひとつである。「ロボット研究技術共同実証拠点の創設」については、物流やインフラ点検、大規模災害などに対応する陸・海・空のロボット一大研究開発拠点である「福島ロボットテストフィールド」を南相馬市に整備し、ロボット産業の集積を図っている（左の写真は、ドローンによる設備点検の実証授業の様子を示している）。アーカイブ機能として「東日本大震災・原子力災害伝承館」（双葉町）や「復興記念公園」構想によって、「3.11 震災伝承ロード」の取り組みにも呼応しながら、今回の災害の実態や復興への取組みを教訓として伝え共有することも計画されている。スマート・エコパークの設置として、浜通りを中心とした環境・リサイクル関連産業の集積も進められている。



福島県が主体となっていく取組みには、「再生可能エネルギー開発」「イノベーションによる営農再開」「医療産業の高度化」などがある。「再生可能エネルギー開発」については、ひとつの大きなビジョンがある。福島第一および福島第二原子力発電所は、東京電力による関東に向けた発電設備であった。これ以外にも多くの発電設備が福島県にはあり、電力を供給するという使命を今後も果たすことが求められている。現在の猪苗代湖南岸の郡山布引高原風力発電所の風力発電設備 33 基に加え、阿武隈山系や浜通りなど約 200 基を超える風車の建設が予定されており、大きな産業集積が期待されている。再生可能エネルギーは天候等に影響される不安定な電源とされる欠点を補うべく、蓄電池の技術開発、貯蔵・貯留としての水素技術開発、さらに

は新たな配電網整備やスマートグリッドなど系統接続や地域における消費の検討が行われている。「イノベーションによる営農再開」については、農業は福島県の大きななりわいのひとつであり、人々のマルチビジネスとして生活にも関わる事業であり、飯舘村牛、8年ぶりの復活のニュースはこれまでの成果の実証である。

産業発展の実現に向けたビジョンとして「福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真」を復興庁・経済産業省・福島県の3者でまとめた。浜通り地域等の自立的・持続的な産業発展には、

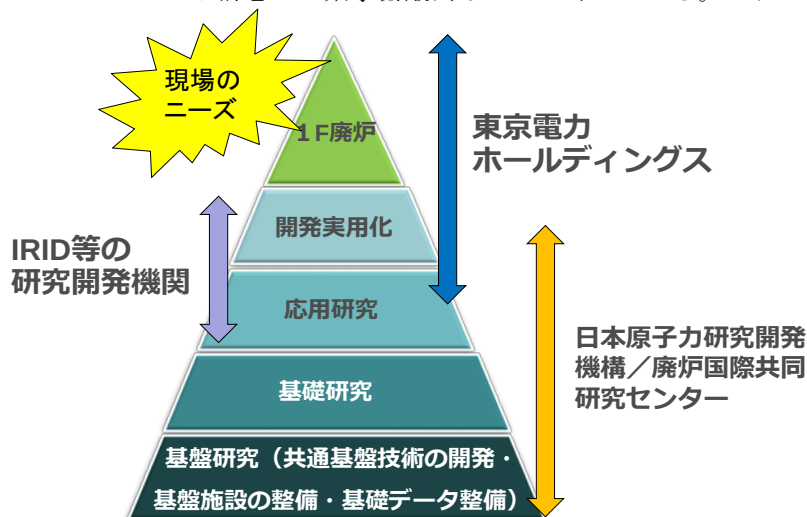
- ・地元企業の経営力・技術力向上、新たな事業展開
- ・新たな企業・人材や研究・実証の呼び込みの両輪が重要

とされた。これを踏まえて、「あらゆるチャレンジが可能な地域」、「地域の企業が主役」、「構想を支える人材育成」の3つを施策の柱として、浜通り地域等が先導的な地域となることを目指しながら、重点分野には「医療関連」、「航空宇宙」を追加し、重点的な産業集積を進めることとなっている。

こういった非常に大きな機会をいただいておりますが、地域経済の歩みは遅い。様々な組織が支援活動を行っているが、参画しようとする地元中小企業数はまだ多いとは言えない状況である。現在、産学連携マッチングプランナーの活動により、地域の優秀な企業を発掘いただき、少しずつ成功事例につながっている。受注型ビジネスモデルの中小企業が多いなか、医療産業の高度化に関連する事業にチャレンジする様々な中小企業が現れ、開発型に変わってきており、大きな成果と言える。

新たな地域産業の構築に向けてチャレンジしてもらう企業に対する様々な仕掛けを、官と学、そして東京電力をはじめとする協力企業やイノベーション・コースト構想の企業家協議会などでつくっている。これからは、優秀な中小企業にニーズを伝える仕組み、または連携の中に多くの企業を巻き込んでいただく仕組みを構築することが重要と考えている。

福島県には、15大学1高専に3つの職業訓練系短大という他の地域にはない「学」が集積している。地域の中で企業が育つにあたっての役割として、これらが連携して産業人材を育成するとともに、中高生を中心に将来を担う地域の子どものための人材育成を強く進めていく必要がある。



6. イノベーション・コースト構想のさらなる推進に向けて一まとめ

イノベーション・コースト構想関連予算には、インフラ整備等事業を除き、令和2年度168億円が用意されている。大きなプロジェクトの性格から、「受け身型・受注型にならざるを得ないのではないか」「浜通りが特異な場所になるのではないか」という危惧が寄せられており、地域住民の参加に基づく地域おこしや地域開発も同時に進めていく必要がある。

それぞれの企業は非常に高いシーズを持っていると思うが、現在は廃炉やロボット産業、再生可能エネルギーの新たなフェーズや分野に関するニーズが生じている。様々な情報を共有し、交流させて、それぞれの企業の開発につなげていく必要がある。企業自らがニーズオリエンテッドな発想で変革していく努力も求められるだろう。新技術導入に際しては効率ではなく、付加価値の向上の視点が重要である。受注型から付加価値を求めた開発型へ向かうための支援も、技術開発能力だけでなく、ビジネスとして成立するのかという視点も非常に大きな要件である。中小企業は現在の生業を維持・持続することに大きな努力をしているが、その枠から踏み出すためにも、プロデューサーやマッチングプランナーの関与がこの先も求められる。

浜通り地域には既に高速道路として常磐道が東京から仙台まで通っており、一部不通区間があったJR常磐線も3月14日に全通する。新幹線で郡山まで来れば、磐越道で浜通りへ繋がり、様々なアクセス方法がある。この地域にみんなで集い、ともに働き、育てるという意識で、県内外の異業種企業やベンチャー企業に

ニーズを求めて集まっていただき、金融機関にも投資の面で一步踏み込んだ考えを示していただきたい。

各企業の連携を促進していくため、浜通り地域における産業の特徴などの情報をオープンにし、市場動向を踏まえた自己変革や自己投資に取り組むきっかけを地元企業に提供することが重要である。特に技術開発を必要としている分野について、ニーズを発信していただければと思う。

メディアが取り上げる「福島」はネガティブな内容が多いが、ぜひプラス思考でとらえていただきたい。「ふくしま」は非常に大きな県であり、自然の多様性、その恵み、その産業や文化を持続させるべく、それぞれが頑張っている。自ら足を運び、自らの目で見ていただくことがとても重要だと考えている。みなさんの理解が進めば、未来志向のプロジェクトに関わる経費の使い方ができるようになる。理性的な理解と感性的な理解の間のギャップを埋めるコミュニケーションの努力をぜひお願いしたい。

復興に関する福島県民の気持ちはこれまで少々沈んでいるが、180 万人が県内で生活しており、次のステップに進みたいと願っている。浜通りの復興には、「この地域に住みたい」「地域のアイデンティティを大事にしたい」という人の存在が基本となる。こういった人々を真ん中にして、それぞれの社会がさらに大きな形で発展していく未来が、様々な困難を乗り越えた先にあってほしい。

いま、福島の花見山では満開の花が咲き誇っている。最初に咲く花は一輪かもしれないが、ひとつひとつの花が大きな彩りとなり、また実りとなるよう、心から願っている。

*Yoshihito Ozawa¹

¹Fukushima Univ.

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第10回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

(2) 1F 廃炉・環境回復にかかる JAEA の R&D**(2) JAEA Activities for 1F Decommissioning and Environment Remediation*** 深堀 智生¹¹原子力機構**1. はじめに**

2011年3月11日の東日本大震災発生に続く東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所(1F)事故以降、原子力機構は、災害対策基本法の指定公共機関として、放射線測定、専門家の派遣など様々な形で対応するとともに、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関として、東京電力福島第一原子力発電所の事故の対処に係る研究開発を行ってきた。本講演では、事故直後の初動から組織及び拠点を整備し、取り組んできた研究・開発活動の概要を紹介し、近年の研究成果のトピックスを報告する。

2. 原子力機構の福島関連研究開発体制

原子力機構では、震災直後に福島支援本部を設置し、2014年4月に福島研究開発部門として改組した。原子力機構には研究開発分野別に6部門があり、福島研究開発については最初に位置付け、福島における廃炉・環境回復にかかわる研究・開発を高優先度分野として実施している。

原子力機構で実施している研究開発は、大きく「1F 廃炉」と「環境回復」にかかわるものに分けられる。1F 廃炉に関する研究は、基本的に「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(廃炉・汚染水対策関係関係等会議にて2011年12月に決定、最新版は2019年12月27日の第5回改訂版)に基づいている。具体的な研究課題は、「炉内状況把握」、「デブリ取出し・性状把握」、「遠隔技術開発」及び「放射性廃棄物性状把握・処理・処分」である。環境回復に関しては、初期の除染等に係る研究開発から、「環境動態」や「環境モニタリング」に係る技術開発に移行してきた。

上記の研究開発のため、機構内の他拠点の協力の下、福島県内の廃炉国際共同研究センター(CLADS)、櫛葉遠隔技術開発センター(NARREC)、大熊分析・研究センター、福島環境安全センターの4センター(5拠点)を中心に研究・開発を進めている。

3. 研究成果のトピックス

CLADS では、1F の安全かつ確実な廃止措置を実施するため、国内外の英知を結集した研究開発を実施するとともに、未来を担う人材育成のため国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流できるネットワークを形成している。最近のトピックスとして、事故進展シナリオ解析、遠隔操作技術開発について紹介する。

NARREC では、1F の廃止措置に必要な格納容器内部調査のためのロボット等、格納容器下部漏えい箇所の止水技術の開発・実証の場を提供している。なお、本センターは1Fの廃止措置に限らず様々な用途での利用が可能である。これについては、ロボット等の開発・実証の場の提供について報告する。

大熊分析・研究センターでは、1Fの廃止措置に必要な燃料デブリや放射性廃棄物の分析や技術開発を行うための施設を整備中である。1Fにおけるがれき等の分析及びその技術開発のための第1棟は建設中で、2020年度中に竣工の予定である。燃料デブリ分析のための第2棟は詳細設計中である。

福島環境安全センターでは、環境回復に向け、環境中の放射性物質の挙動(環境動態)に係る研究や空間線量率の測定(環境モニタリング・マッピング)及びその技術開発を実施している。これについては、動態研究の最近の成果及び基盤技術としてのモニタリング用検出器開発等について紹介する。

*Tokio Fukahori¹¹Japan Atomic Energy Agency

特別講演

東北における復興へ向けた取り組み（第 10 回南東北原子力シンポジウム）
Activities for Reconstruction in Tohoku - The 10th South Tohoku Nuclear Symposium -

(3) 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの活動について

(3) Activities of CFReND (Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning), Tohoku University

*渡邊 豊¹, 青木孝行¹

¹東北大学

1. はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 1～4 号機の廃炉に向けて、中長期ロードマップに基づき、政府を筆頭とする我が国の関連組織の総力を挙げた懸命な努力がなされている。このような中、東北大学は、「福島第一原子力発電所の廃止措置への貢献」を最重要課題の一つとして掲げ、全学を横断した災害復興新生研究機構の構成組織として 2016 年 12 月 1 日に「原子炉廃止措置基盤研究センター」を設置し、全学的な取り組みの推進を図ることで廃炉等に継続的に貢献する体制を整備した。本講演では、当センターの取り組みの概要を報告する。

2. 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

2-1. 基盤研究

『廃止措置リスク管理技術研究部門』ならびに『放射性廃棄物処理・処分技術研究部門』を設けて、中長期的なリスク管理に資する研究に重点を置き、下記のタスクグループにより研究を実施してきている。工学研究科、情報科学研究科、金属材料研究所、多元物質科学研究所、流体科学研究所から 29 名の教員が兼務により参加している。

- ①鋼構造物腐食・防食
- ②コンクリート構造物評価
- ③検査技術開発
- ④補修技術開発
- ⑤遠隔技術開発
- ⑥デブリ性状把握・処理技術
- ⑦放射性廃棄物処分
- ⑧社会的受容性

2-2. 人材育成

大学院工学研究科ならびに情報科学研究科に『原子炉廃止措置工学プログラム』を開設し、修士、博士合わせて、例年 20 名ほどのプログラム修了生を送り出している。また、全国の廃炉研究に取り組む学生の研究発表の場として中核的な会議となった「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス」の創設に貢献するなど、全国的な廃炉人材育成活動への貢献も継続的に行っている。



図 1 東北大学原子炉廃止措置基盤研究センターの取り組み

*Yutaka Watanabe¹ and Takayuki Aoki¹

¹Tohoku Univ.

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1E_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Takashi Matsuda(JNFL)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Lecture Bildg. M 1F M-1)

[1E_PL01] Introduction of Research Committee

*Tatsuya Suzuki¹ (1. NUT)

[1E_PL02] Requirement for New Reprocessing 1

*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)

[1E_PL03] Requirement for New Reprocessing 2

*Takashi Shimada¹ (1. MHI)

[1E_PL04] Panel Discussion

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也¹, *飯塚政利², *島田隆³

¹長岡技大, ²電中研, ³三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

*Tatsuya Suzuki¹, *Masatoshi Iizuka² and *Takashi Shimada³

¹Nagaoka Univ. of Tech., ²CRIEP, ³MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也¹, *飯塚政利², *島田隆³

¹長岡技大, ²電中研, ³三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

*Tatsuya Suzuki¹, *Masatoshi Iizuka² and *Takashi Shimada³

¹Nagaoka Univ. of Tech., ²CRIEP, ³MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

*鈴木達也¹, *飯塚政利², *島田隆³

¹長岡技大, ²電中研, ³三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

*Tatsuya Suzuki¹, *Masatoshi Iizuka² and *Takashi Shimada³

¹Nagaoka Univ. of Tech., ²CRIEP, ³MHI

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL04] Panel Discussion

将来の原子力システムは、単に今までの技術の延長線上にあるだけでなく、また、エネルギーへの利用だけではなく、様々な分野に広がっていく可能性がある。将来の原子力システムにおいても再処理は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとしての役割を果たしていかなければならない。このセッションでは、将来ありうる原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて理想を求めて議論を行うものである。

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Fukushima support project]

[1G_PL] Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

Chair: Shinichi Nakayama(JAEA)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bldg. M 2F M-21)

[1G_PL01] Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima

*Moono Shin¹ (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL02] Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety -

*Ryota Koyama¹ (1. Fukushima Univ.)

[1G_PL03] Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster

*Kiyoshi Tachibana¹ (1. Fukushima pref. gov.)

[1G_PL04] Discussion

*All Presenters¹、*Shigeaki Okajima²、*Michitaka Sasoh³ (2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS)

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

(1) 農用地における放射能汚染対策とその成果

(1) Measures against radioactive contamination and its achievements in agricultural land in Fukushima

*申 文浩

福島大学

1. 緒言

平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震によって、福島県内の農地、堤防、排水ポンプ場や水路など約 4,300 箇所被害を受けており、その被害額は農地・農業用施設のみでも約 2,300 億円にのぼる。さらに、東京電力福島第一原子力発電所（以下、第一原発）の事故で、放射性物質の影響が大きかった地域では、作付け制限とともに避難指示が発令された。本報では、巨大地震と原子力災害による深刻なダメージから、農用地における政府や研究機関等の放射能汚染対策や復興に係わる取組みを紹介するとともに、その成果に基づく今後の課題等を報告する。

2. 放射能汚染対策とその成果

震災から約 9 年が経過した令和 2 年 1 月時点で、避難指示区域の一部では被害調査もいまだできない状況であるが、農業水利施設等の復旧工事や、住宅、農地、森林（生活圏）等の除染作業が行われており、農地においては、平成 30 年 3 月時点で福島県内の国直轄除染対象地区農地（延べ面積 31,061ha）の除染が完了した。

農業用水中の放射性セシウムの水稲への移行分析や、作物への移行係数の解析など様々な研究活動が行われた。その成果に基づくカリウム施用による放射性セシウム吸収抑制対策が施された結果、基準値を超える玄米の割合は減少し、水稲の全袋検査において、年間検査対象の約 1,100 万袋の内、基準値を超える玄米は、平成 26 年産からは 2 袋が検出されたが、平成 27 年産以降は確認されていない。

平成 29 年 3 月には、居住制限区域および避難指示解除準備区域のほとんどの避難指示が解除され、住民の帰還も段階的に進められている。これはこれまでさまざまな分野の多くの技術者や研究者が福島県の復旧・復興のために活躍した結果である。

3. 結論

第一原発事故後これまでに、さまざまな研究活動や公的支援によって、短時間で復旧作業や除染作業が進み、避難指示が解除され、一部営農再開に至ったことについては評価すべきである。しかし、震災復興にはさらに継続的な取組みが必要であり、農学分野において大別して、①避難先からの帰村による営農再開や、地域コミュニティの再建、②農林業の生産物やその加工品の安全を確保、③放射能汚染をめぐる風評被害の克服、などの課題の解決が求められている。

参考文献

- [1] 福島県、市町村除染地域全体（36 市町村）の除染実施状況計画数に対する除染の進捗状況（平成 30 年 3 月末時点）
- [2] ふくしまの恵み安全対策協議会、放射性物質検査情報、https://fukumegu.org/ok/contentsu2/kome.summary_2.html
- [3] 申文浩、新設の福島大学食農学類の実践型教育と今後の課題（2020）農業農村工学会誌 88(2), pp.19-22

*Moono Shin

Fukushima Univ.

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

(2) 原子力災害による被害から営農再開まで一食の安全を確保するために

(2) Resumption process of farming damaged by nuclear disaster - Ensuring food safety

* 小山良太

福島大学

1. 緒言

事故後9年間、福島県産農産物に関して、米は毎年約35万トン、1000万袋を全量検査し、米以外の果樹、野菜、畜産物等は毎年2万検体を超えるモニタリング検査を実施してきた。その結果、山菜、きのこなど野生物を除く作物では、放射性物質の基準値を超えるものはなくなり、検出限界を超えるものもほぼみられなくなった。これは農地の除染、カリウムの施肥などの吸収抑制対策、移行係数の高い作物から作付転換、過去に放射性物質の検出された農地などにおける作付自粛など、結果として総合的な対策が福島県において自主的に実施されてきた成果である。

2. 放射能汚染対策とその成果

米は水田を利用する作物であり、2011年の事故初年度は様々な要素の影響を受け作物中の放射性物質濃度の分散が大きかったこととその要因が明らかになっていなかったため、全農地、全農家、全玄米を検査することとなった。事故当時の農業用水の影響や土壌中カリウムの欠乏がセシウムの吸収を促すことなど様々な試験研究の成果が蓄積され、作付制限、農地の除染、カリウム散布（標準施肥量）による吸収抑制策など、生産面での対策が強化された。その結果、栽培レベルで安全性を確保することが可能になった。つまり、福島県産米は「入口」の段階で安全性を担保し、流通経路にのる「出口」段階でさらに全量全袋検査を行い、安全と安心を担保するという2段階の仕組みとなっているのである。本来、消費者、流通業者としては米に放射性物質が混入していないという安全性の担保を求めており、それは「入口」で確実に実施されるものである。その実効性をモニタリング検査（サンプル方式）で確認するのが安全性確保の考え方である。入口における生産段階での対策が確立していなかった当時、やむなく出口において全量全袋検査を実施し、検査漏れを防ぐ対策を施してきた。

3. 結論

生産面における放射能汚染対策が実施されている現在、流通段階における全量全袋という検査方式を見直すことは理にかなっている。問題は、生産面での対策が実施されていることが多くの流通業者、消費者に周知されていないことである。周知のための期間の確保と啓発の取り組みが必要である。

参考文献

[1] 濱田武士・小山良太・早尻正宏, 福島に農林漁業をとり戻す (2015), みすず書房.

[2] 小山良太 福島の風評被害の現状と課題: 流通対策から生産認証制度へ (2018), アトモス, 60 (9), pp.533-536.

*Ryota Koyama

Fukushima Univ.

理事会セッション

原子力災害による福島農業の現状と課題

Current situation and future perspective of agriculture in Fukushima after nuclear disaster

(3) 震災10年以降を見据えて一復興政策の課題

(3) Future perspective of restoration policy in Fukushima after 10 years
from the Great East Japan Earthquake and nuclear disaster

*橘 清司

福島県庁

1. 緒言

政府は、東日本大震災からの復興なくして日本の再生はないとの基本姿勢の下、被災自治体や大学等と総力を挙げて復旧・復興に取り組んできた。地震、津波、原発事故、風評被害という未曾有の複合災害から9年が経った今、除染により空間放射線量が大幅に低下し帰還環境の整備を進めて避難指示の解除が段階的に進む等、復興は着実に進んでいるが、まだ道半ばの状態にあり4万人を超える県民が避難生活を継続しており、原子力災害被災12市町村^{※1}住民の居住率は震災前の数%程度に留まる市町村もある。農業でも農業産出額が全県で震災前の約90%まで回復しているが、当該12市町村の営農再開面積は震災前の3割弱に留まる。

昨年12月、政府において「復興・創生期間後の復興の基本方針」や「福島イノベーション・コースト構想^{※2}を基軸とした産業発展の青写真」が策定され、2021年から10年間の復興の基本的方向性が示された。

※1：田村市、南相馬市、川俣町、広野町、楡葉町、富岡町、川内村、大熊町、双葉町、浪江町、葛尾村、飯館村

※2：複合災害によって失われた浜通り地域等の産業・雇用を回復するため、新たな産業基盤の構築を目指す国家プロジェクト。

①廃炉、②ロボット、③エネルギー、④医療関連、⑤航空宇宙とともに⑥農業も重点分野の一つに位置付けられている。

2. 復興・創生期間における農業に係る取組の総括と今後の課題

原子力災害被災12市町村の農地については帰還困難区域を除いて除染が完了し、国・福島県・民間からなる福島相双復興官民合同チームによる事業者及び農業者への戸別訪問等を通じて、個々の事情に応じたきめ細かい支援を実施してきたが、農業者の営農再開は3割弱に留まる。構造的な担い手不足にも陥っている。

このため、これまで行ってきた農業者への支援や農地・農業用施設等の整備、農業用機械・家畜の導入、ため池等の放射性物質対策、鳥獣害対策等により引き続き営農再開を促進する。加えて、最先端の技術を活用した大規模で労働生産性の著しく高い農業経営に向け、外部参入も含めた農地の大区画化・利用集積、広域的な高付加価値産地の展開や六次産業化施設の整備の促進による営農再開の加速化を図る必要がある。

併せて、福島イノベーション・コースト構想を底上げするため、分野横断的な研究・産学官連携による新産業創出や持続的な人材育成、福島復興研究の集積・世界への発信等を推進するため、国内外の人材が結集する国主導の国際教育研究拠点の構築に向けた検討が進められており、アカデミアの参画が期待されている。

3. 結論

福島の復興・再生には中長期的な対応が必要であり、福島イノベーション・コースト構想の加速化を含め、引き続き農業者の再建を進めていく必要がある。広域自治体としては復興のステージが進むにつれて生じる新たな課題や多様なニーズを的確に把握し、政府と情報共有しながら農業者をきめ細かく支援していく。

参考文献

[1] 「復興・創生期間」後における東日本大震災からの復興の基本方針（令和元年12月20日閣議決定）

[2] 福島イノベーション・コースト構想を基軸とした産業発展の青写真（令和元年12月9日復興庁・経済産業省・福島県）

[3] 福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する中間とりまとめ（令和元年11月28日福島浜通り地域の国際教育研究拠点に関する有識者会議）

*Kiyoshi Tachibana

¹Fukushima pref. gov.

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[1G_PL04] Discussion

*All Presenters¹、*Shigeaki Okajima²、*Michitaka Sasoh³ (2. President of AESJ, JAEA, 2. Toshiba ESS)
理事会セッションは、福島第一原子力発電所事故サイト外（いわゆる、オフサイト）に今なお残る問題、特に福島県の基幹産業である農業の問題を広く学会員の皆様と共有すべく企画されました。福島大学と福島県庁からオフサイトの現場をよく知る講師陣をお招きして、放射能汚染が農地および農産物へ与えた影響とこの9年間に取られてきた対策技術・運用体制の成否を改めて振り返るとともに、事故後10年以降を見据えた復興政策の課題を議論します。福島に関係する本学会の部会や委員会、プロジェクトの今後の活動に知見を反映してもらい、各組織が地元・福島と協同連携できるきっかけを得られることを期待します。

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1H_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bldg. M 2F M-22)

[1H_PL01] Overview of safety enhancement technologies

*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[1H_PL02] Recriticality-elimination technology

*Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)

[1H_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology

*Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[1H_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology

*Tsuyoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

新型炉部会セッション

SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況

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

(1) 安全性向上技術の概要

(1) Overview of safety enhancement technologies

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

1. はじめに

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

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

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

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

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

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

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

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

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

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

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

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

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

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

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

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

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

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

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

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

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

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

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

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

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

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

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

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

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

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

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

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

参考文献：

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

* Shoji Kotake¹ and Takaya Ito²

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

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

新型炉部会セッション

SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況

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

(2) 再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

* 神山 健司¹, 久保 重信¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

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

2. 再臨界回避技術

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

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

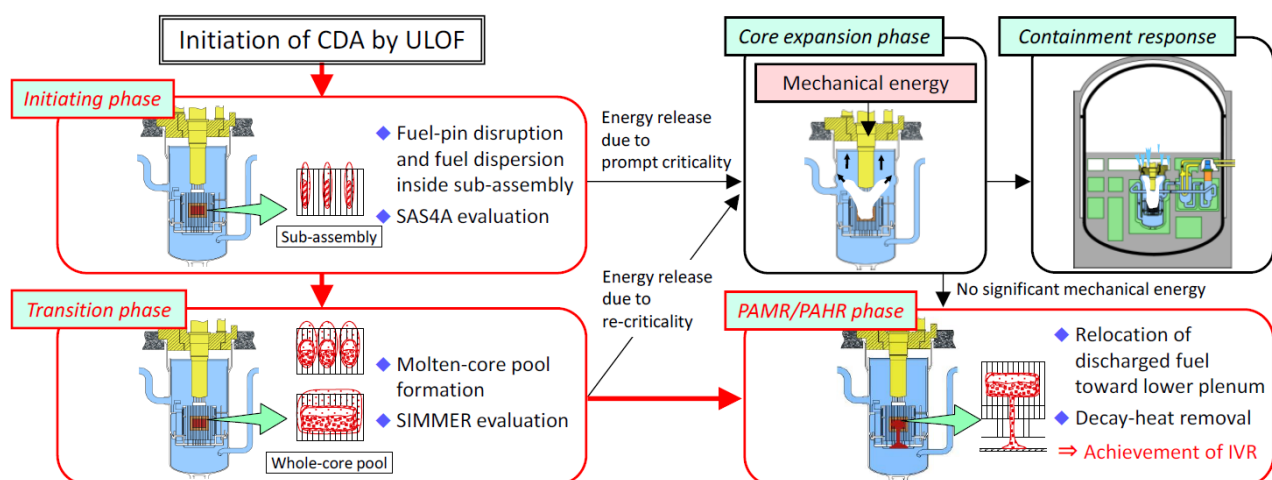


図1 CDAの事象推移（出典：文献[1]）

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

2.1. 起因過程

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

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

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

2.2. 遷移過程

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

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

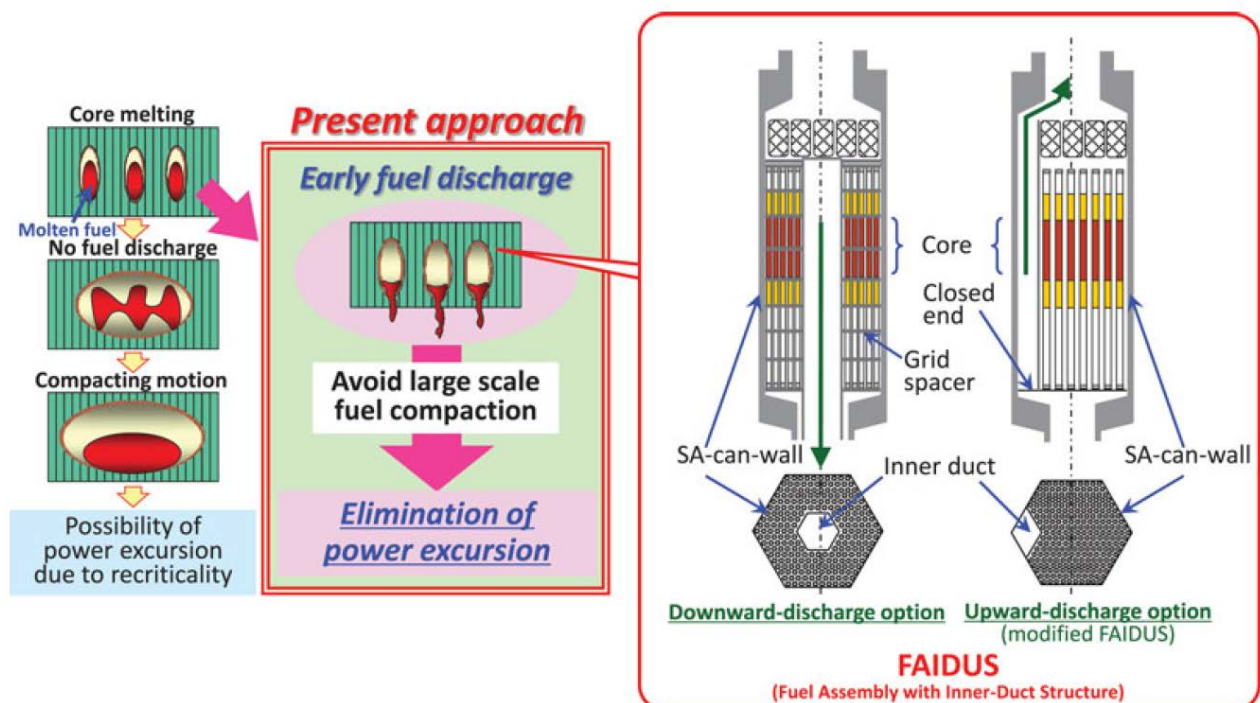


図 2 内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

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

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

2.3. 再配置過程

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

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

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

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

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

2.4. 冷却過程

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

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

ある[5]。

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

3. おわりに

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

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

参考文献

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

*Kenji Kamiyama¹ and Shigenobu Kubo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

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

(3) ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*¹荒 邦章¹原子力機構

1. 緒言

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

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

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

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

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

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

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果^{(4), (5)}

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

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

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

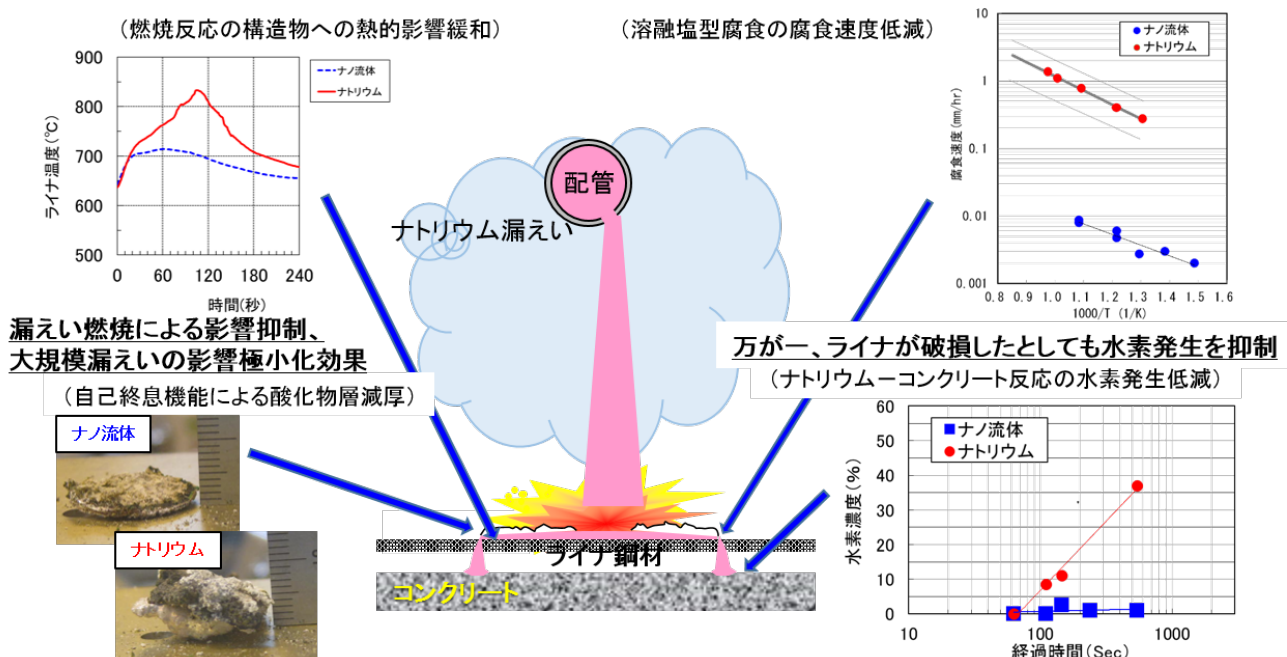


図1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果（反応抑制）の実験結果例

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

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

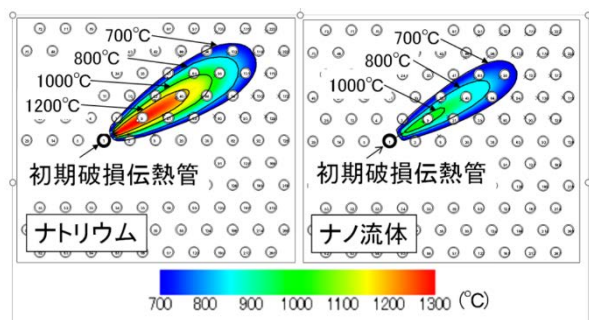


図2. SG伝熱管破損時のナトリウム-水反応におけるナノ流体の適用効果（温度低下）の予測例

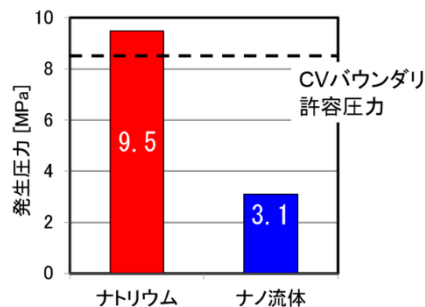


図3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた厳しい想定におけるナノ流体の適用効果（発生圧力）の予測例

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

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

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

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

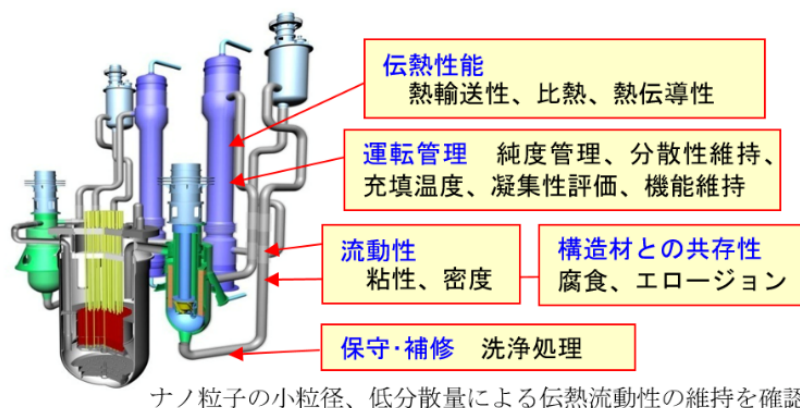


図 4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価
（適用性確認実施項目）

5. ナノ流体製造技術の開発⁽⁸⁾

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

6. 結言

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

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

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

参考文献

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

* Kuniaki Ara¹

¹JAEA

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

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

(4) 3次元免震技術

(4) Three-dimensional seismic isolation technology

*深沢剛司¹¹三菱 FBR システムズ

1. はじめに

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

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

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

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

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

2.3 次元免震システムの概要

2-1.3 次元免震システムの設計コンセプト

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

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

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

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

2-2.3 次元免震システムの構成

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

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

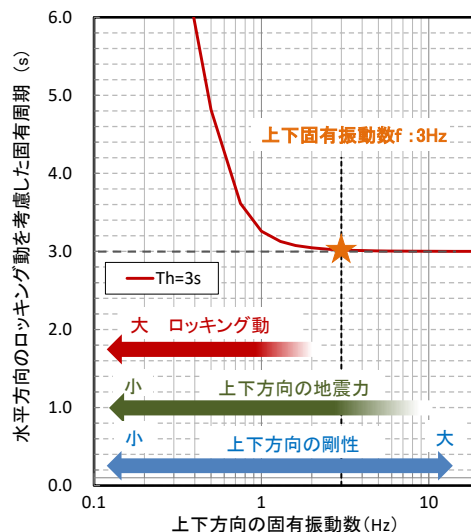


図 1 上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

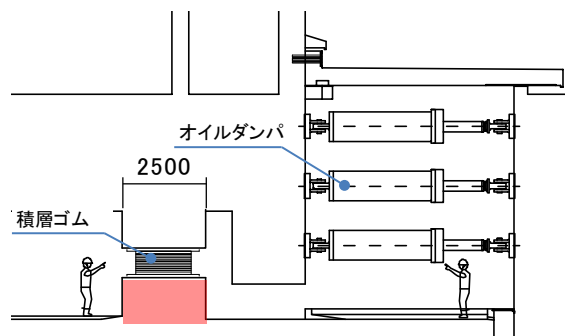


図 2 水平免震システムの側面図



図3 3次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

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

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

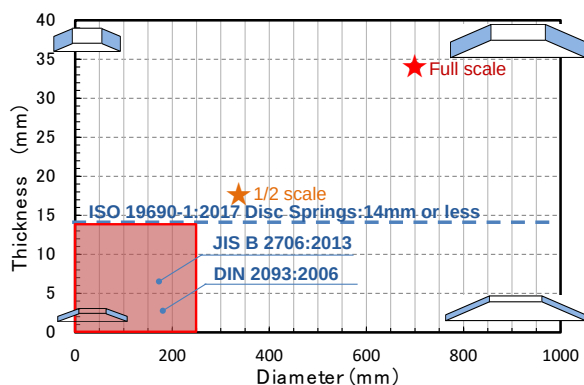


図4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

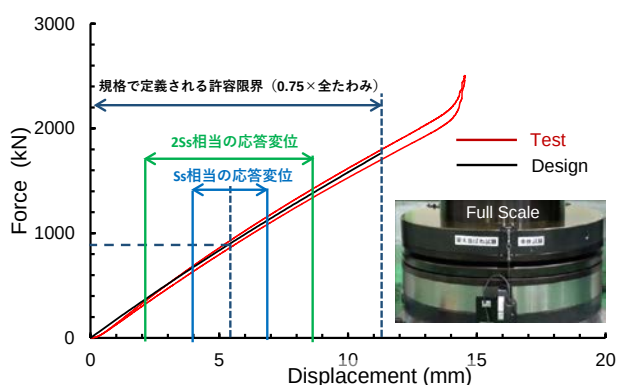


図5 実大皿ばねの荷重－変位関係と設計値の比較

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

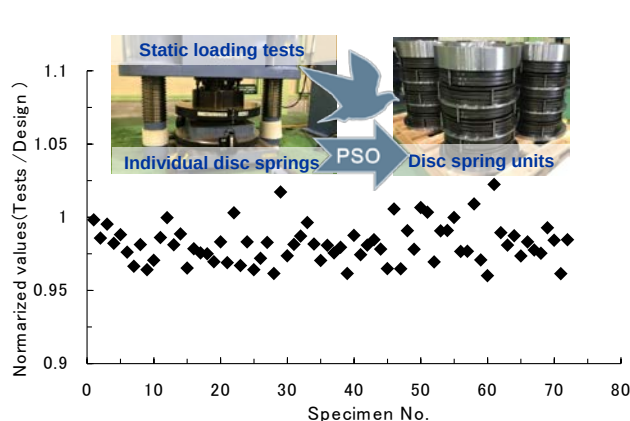


図 6 試験値と設計値の比較（1/2 縮尺）

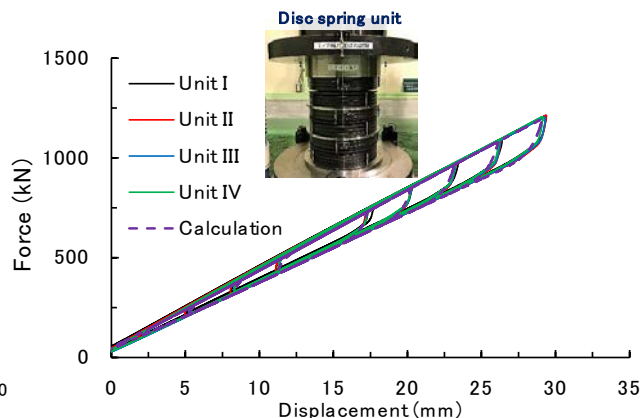


図 7 計 4 ユニットの荷重－変位関係（1/2 縮尺）

3-2 上下オイルダンパ

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

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

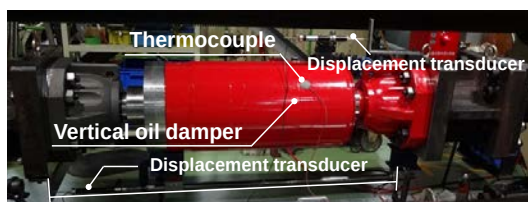


図 8 上下オイルダンパ

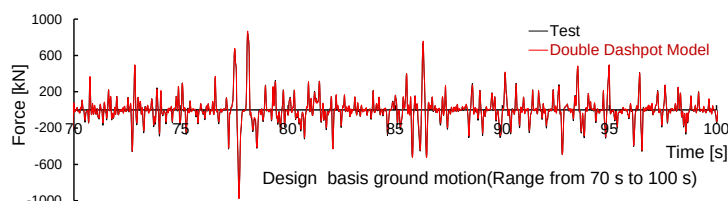


図 9 擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

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

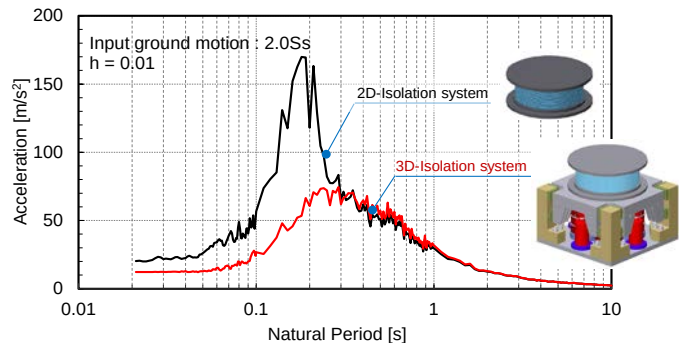


図10 3次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

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

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

謝辞

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

参考文献

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

* Tsuyoshi Fukasawa¹

¹Mitsubishi FBR Systems.

[1I_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bldg. M 2F M-23)

[1I_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[1I_PL02] Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*Makoto Nakano¹ (1. IRID, MHI)

[1I_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety

*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

炉物理部会セッション

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

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

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

*溝上 伸也¹¹東京電力

1. はじめに

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

2. 各号機の事故進展

2-1. 1号機

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

2-2. 2号機

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

2-3. 3号機

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

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

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1号機

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

3-2. 2号機

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

3-3. 3号機

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



図1 1号機格納容器床の堆積物



図2 2号機ペDESTAL内堆積物可動性調査

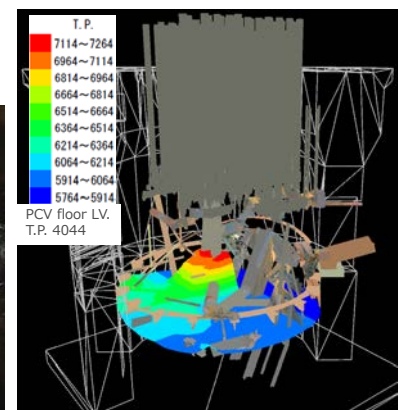


図3 3号機ペDESTAL内堆積物

*Shinya Mizokami¹

¹ Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況

R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(2) 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

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

*中野 誠^{1,2}、林 大和^{1,3}、森本 裕一^{1,4}

¹ IRID、² 三菱重工、³ 東芝 エネルギーシステムズ、⁴ 日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3 号炉において、燃料デブリは各種測定から未臨界状態にあると考えられるが、IRID では、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するための臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

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

①デブリ加工制約： 1 回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)

②中性子吸収材の適用による未臨界維持。状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に塗布する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、塗布方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

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

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

3. 今後の課題

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

①段階的取り出し規模拡大への対応

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

②各種技術の成立性確認：

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

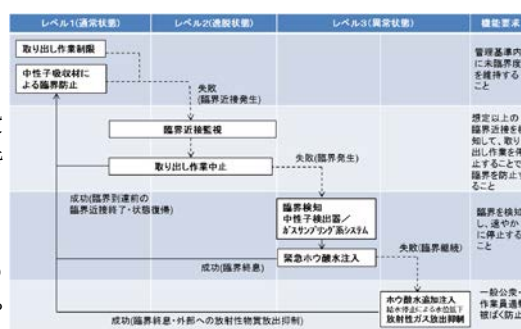


図 1 デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発)』の成果の一部を取りまとめたものである。

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

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

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

炉物理部会セッション

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

(3) 臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎¹¹ JAEA

1. 要旨

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

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

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

2-2. 組成が不確かな場合の課題

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

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

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

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

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

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

*Kotaro Tonoike¹¹ Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

future Initiatives

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Lecture Bldg. S 2F S-21)

[1K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentarō Funaki¹ (1. METI)

[1K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[1K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[1K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

安全部会企画セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について—今後の取組—
Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and
the Preparation of Regulatory Infrastructure – Future Initiatives –

(1) 原子力イノベーションの追求

(1) Pursuing Nuclear Innovation

* 舟木 健太郎¹¹経済産業省

2018年7月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とともに、「社会的信頼の回復に向け、人材・技術・産業基盤の強化に直ちに着手し、安全性・経済性・機動性に優れた炉の追求、バックエンド問題の解決に向けた技術開発を進めていく」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019年4月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

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

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

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i) 技術の成熟度、ii) 実用化された際の市場性、iii) 開発体制の構築、iv) 実用化する際の規制対応といった4つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、

その際、規制対応のあり方を検討していくにあたっては、米国において新型炉や先進技術を開発する個別事業者や事業者団体の主導により安全設計の方針や考え方を策定・提示して規制当局との対話を進めてきている取組みや、高温ガス炉やナトリウム冷却高速炉などの新型炉開発において日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定し、日本原子力学会を通じて有識者のレビュー・助言を得つつ、国際的に提案している先例が重要な参考となる。

*Kentaro Funaki¹¹Ministry of Economy, Trade and Industry

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について—今後の取組—

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

(2) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

(事例紹介 : NuScale)

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

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

1. NuScale power plant

1-1. NuScale power plant current status

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

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

1-2. NuScale general description

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

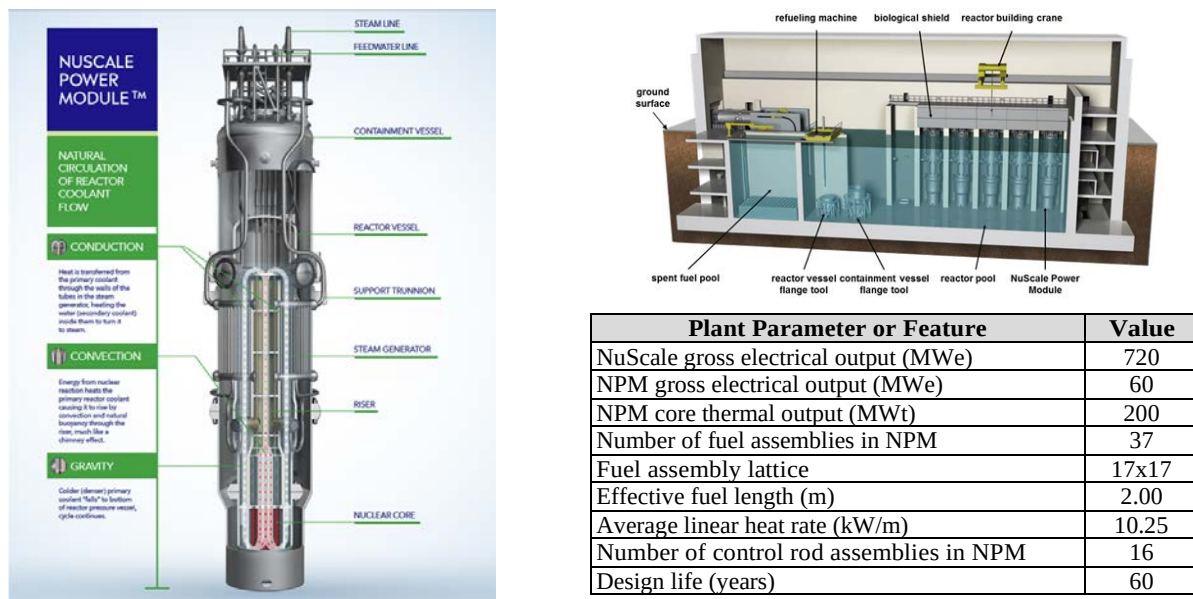


Figure 1 : Major NuScale power plant design features

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

2. Safety features

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

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

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

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

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

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

2-2. Maximizing Simplicity

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

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

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

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

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

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

2-3. Design basis accident

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

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

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

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

2-4. DHRS and ECCS

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

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

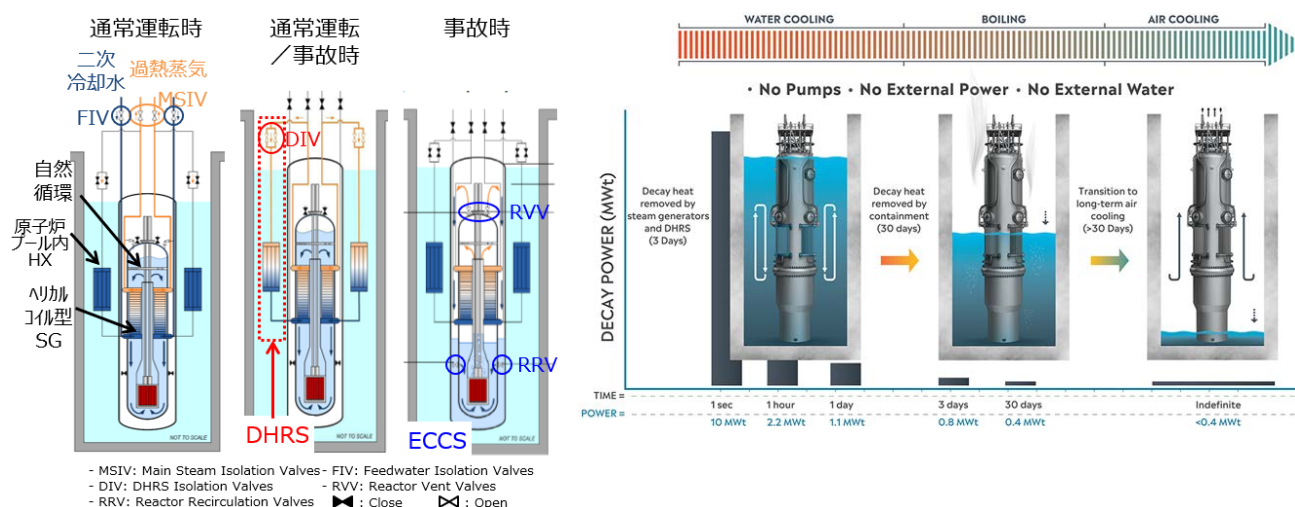


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

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

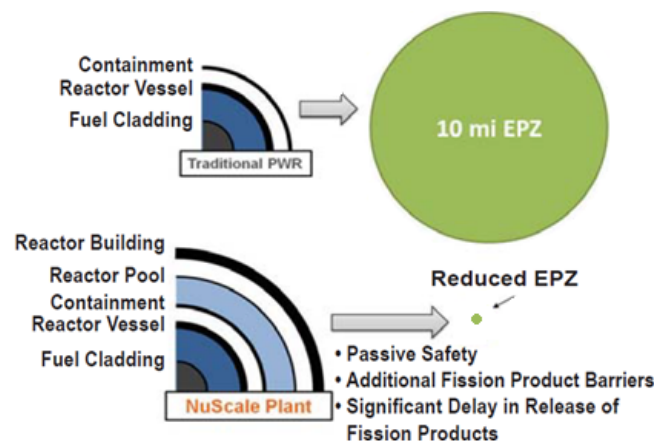


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

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

Table 4 : List of exemptions in the US

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

4. Summary

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

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

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

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について—今後の取組—
**Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of
 Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -**

(3) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について**(事例紹介：BWRX-300)****(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design***松浦 正義¹¹日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社**1. はじめに**

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

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300**2-1. プラント基本概念**

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

表 1 BWRX-300 の主要仕様

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

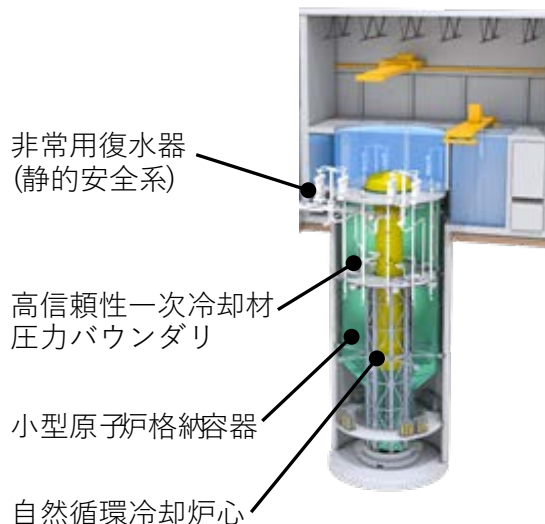


図 1 BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

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

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

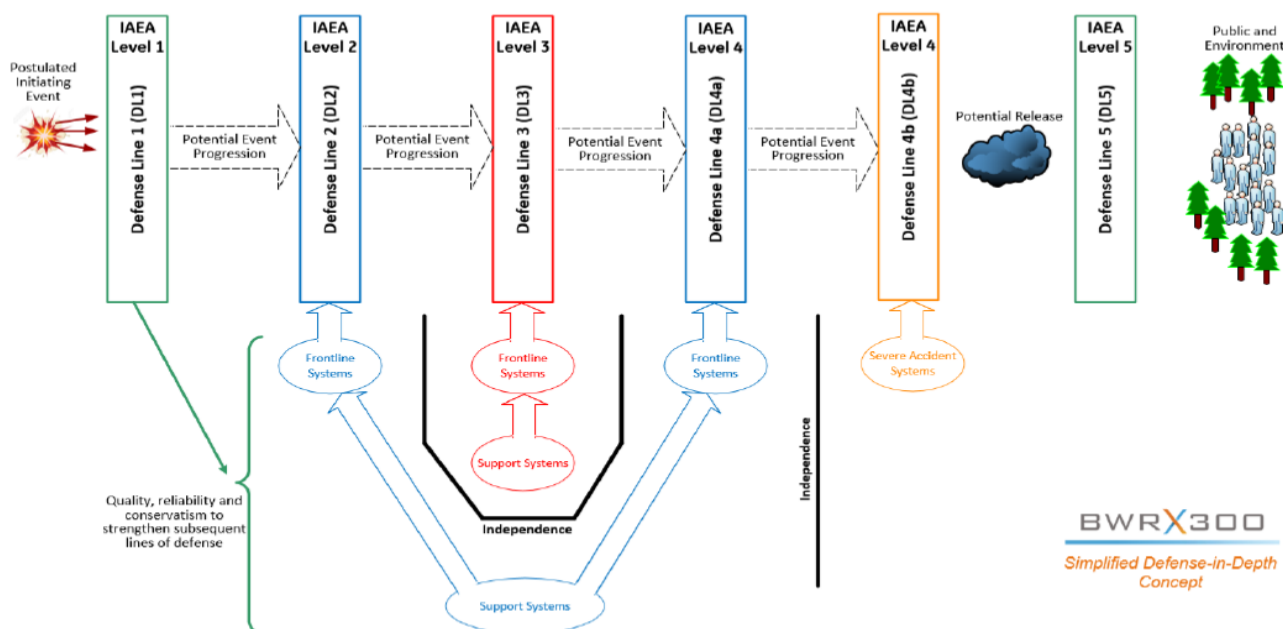


図2 IAEA Safety Levels への対応

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

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

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

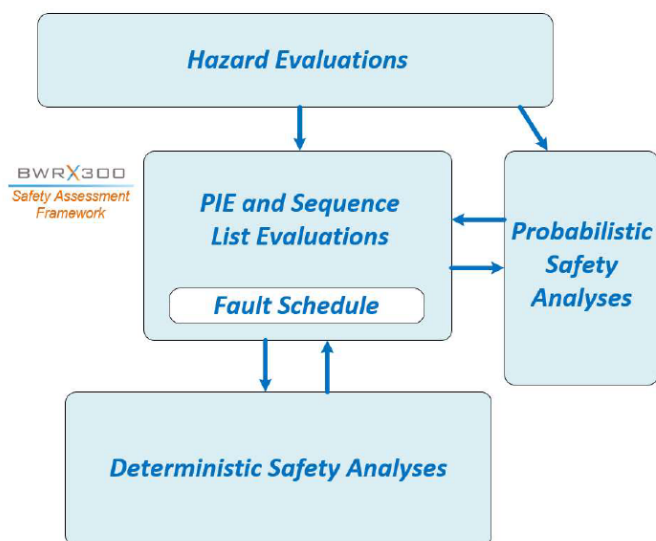


図3 安全評価の枠組み

2-3. 今後の予定

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

* Masayoshi Matsuura¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について ー今後の取組ー

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure - Future Initiatives -

(4) 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

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

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

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

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 300MW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラックで輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

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

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

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

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

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

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

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

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

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

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

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

4. 小型モジュール炉の安全規制について

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

4-1. SMR における規制枠組みの議論プロセス

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

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の縮小

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

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

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

4-2-3. ソースタームの評価手法

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

5. まとめ

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

*Kiyoteru Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[1L_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair: NAKAJIMA Noriyoshi (NIFS)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Lecture Bldg. S 2F S-22)

[1L_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[1L_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[1L_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Kouichi Kikuchi¹ (1. MHI)

[1L_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[1L_PL05] General discussion

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(1) 原型炉開発の概要と炉設計の課題

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

*坂本 宜照¹、原型炉設計合同特別チーム¹量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

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

2. 原型炉研究開発ロードマップ

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

3. 原型炉概念設計の現状

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

4. 炉設計に係わる課題

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

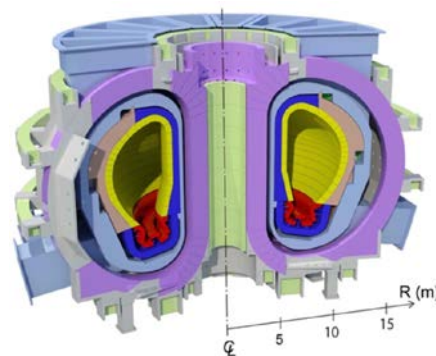


図 1 核融合原型炉の炉本体



図 2 核融合原型炉プラントの全体像

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(2) 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

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

*谷川 博康

量子科学技術研究開発機構

1. 概要

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

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

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

2-2. 原型炉にむけた技術課題

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

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

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

*Hiroyasu Tanigawa

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(3) 遠隔保守の概念と開発課題

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

*菊地 浩一¹¹三菱重工

1. 概要

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

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

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

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

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

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

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

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに当たり必要と考えられる開発課題を整理した。

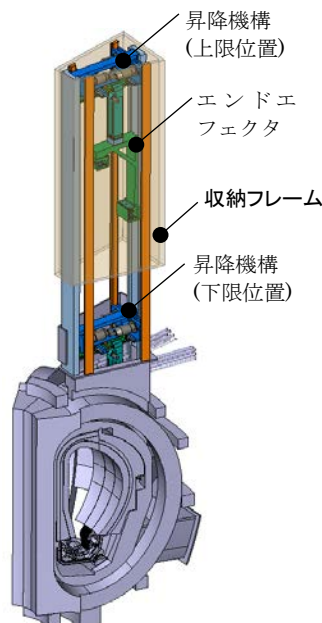
*Kouichi Kikuchi¹¹Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

図 1 ブランケット遠隔保守機器の概念

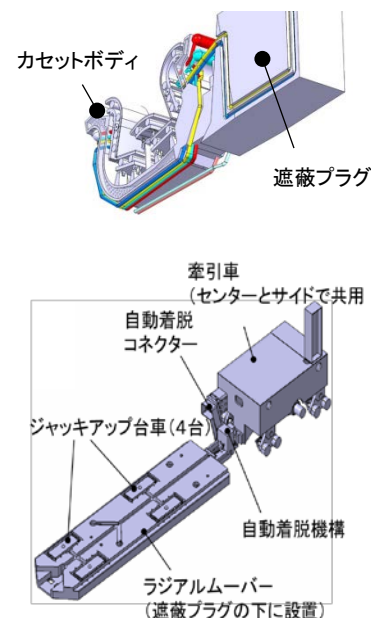


図 2 ダイバータ (センター) 遠隔保守機器の概念

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

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

*岩井 保則

量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

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

2. 燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

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

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)

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

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

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成

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

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

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

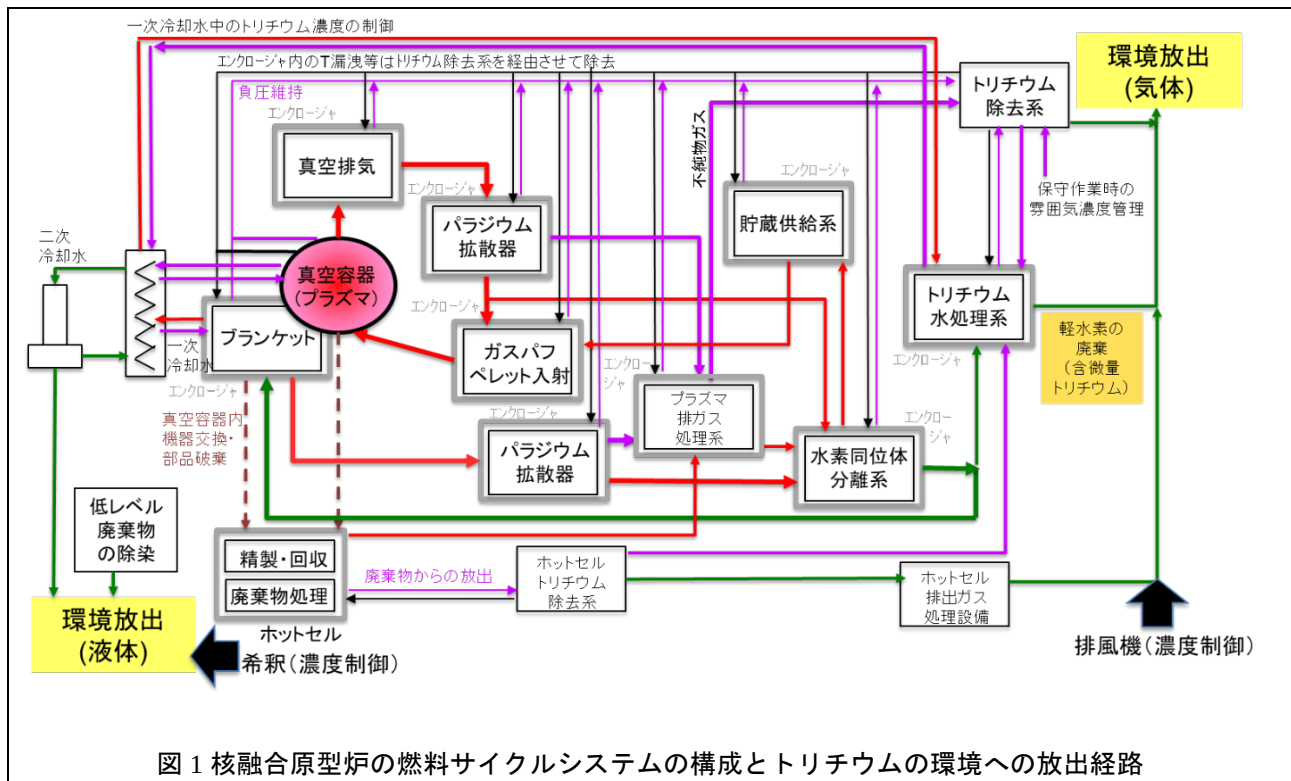
3) 貯蔵・供給系(SDS: Tritium Storage and Delivery System): 重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。

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

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

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

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



4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

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

4.1 トリチウム水処理システム

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

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

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

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

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

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

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL05] General discussion

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

Planning Lecture | Over view Report | The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers V

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[1N_PL01] Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*Tomonori Yamada¹ (1. JAEA)

[1N_PL02] Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*Yuji Sano¹ (1. NINS)

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 V

Research developments using excellent properties of Lasers V

レーザー誘起超音波によるコンクリート構造物の健全性評価

Diagnostics and characterization of concrete structures using laser driven ultrasonic techniques

*山田 知典¹, 大道 博行², 柴田 卓弥¹¹JAEA, ²レーザー総研

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業では、作業中の機器の設置や放射性物質の閉じ込め等の観点から、原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の構造物の長期健全性が重要視されており、事故の影響や経年劣化を踏まえた耐震性及び損傷発生時の影響、腐食等の劣化現象等の把握が望まれている[1]。これらの調査では、高い放射線の線量率により人が近づいて作業を行うのが困難な箇所があるため、ロボット等の遠隔操作機器と組み合わせた遠隔診断技術が不可欠である。レーザー技術は、加工や診断をはじめ様々な分野で着目されている。レーザー診断技術としては、トンネル等の公共インフラを対象とした保守保全技術[2]が開発されており、作業者が安全に作業を行えるとともに、効率的に検査を可能とする遠隔技術である。本研究では、コンクリート構造物を対象として、特に熱劣化の影響を遠隔から評価するために、高温曝露した模擬試験体を用いて、レーザー診断技術の開発を行っている。

2. レーザーによる遠隔診断技術

レーザー診断では、対象とするコンクリートの表面近傍にパルスレーザー照射により超音波を発生させ、その中を伝搬した超音波を計測することで内部の状態を把握する。まず、コンクリートに超音波を発生させるために、加振用レーザーを用いてレーザー照射を行った。コンクリートにレーザーを照射すると、表面でプラズマが発生するとともにアブレーションが起こり、その反作用で高い圧力が発生し超音波が励起される。本研究では対象物内部を伝搬する超音波(縦波)に着目した。超音波の計測には、加振用レーザーと干渉しないように、波長の異なる計測用連続発振動作レーザーを用いて測定点にレーザー照射を行い、超音波の伝搬に伴う測定点の速度をドップラー効果により検出する。変位の大きさは速度を時間積分することにより求める。レーザー診断の妥当性を検証するため、超音波探傷で用いる探触子と比較を行った。対象物は直径 100 mm、高さ 200 mm の円柱状のコンクリートであり、加振用レーザーを照射して発生させた超音波を計測用レーザー、探触子でそれぞれ計測した。円周方向の 3 点でそれぞれ計測したところ、計測用レーザーでは平均 24.7 μs 、探触子は平均 24.4 μs であった。同様に複数の箇所で計測したところ、各位置で相関が得られ、遠隔から精度良く測定できることが確認できた。さらに、熱劣化の評価に向けて、高温曝露したコンクリートを用いてレーザー診断を行い、曝露温度に応じて超音波の伝搬時間が長くなることを確認した。これは、水分の蒸発に伴う密度変化や圧縮強度、静弾性係数等の変化を反映しており、遠隔でその差異を計測可能である。

3. おわりに

レーザーを利用した診断技術により、遠距離からコンクリート中の超音波の伝播時間を計測し、その健全性を評価できる見通しを得た。現在は熱劣化に着目して研究開発を進めており、模擬体試験体を用いてデータベースを構築することで、現場等での評価に貢献できるよう開発を進める。

参考文献

- [1] 基礎・基盤研究の全体マップ(2019 年版), https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html
- [2] 島田 義則、オレグ コチャエフ、倉橋 慎理、保田 尚俊、御崎 哲一、高山 宜久、曾我 寿孝、“レーザによるコンクリート剥離検査技術開発”、電気学会論文誌 C、Vol.139、No.2、2019、P.131-136

*Tomonori Yamada¹, Hiroyuki Daido² and Takuya Shibata¹

¹JAEA, ²Institute for Laser Technology

総合講演・報告 4 「東京大学弥生研究会」—原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 V

Research developments using excellent properties of Lasers V

超小型パルスレーザーの開発とインフラ予防保全への展開

Development of ultra-compact pulse lasers and application to preventive maintenance of infrastructure

*佐野 雄二¹¹自然科学研究機構 分子科学研究所

1. はじめに

電話やコンピューターは小型化と携帯性により、日常生活の隅々まで普及した。高出力のパルスレーザーは化学反応制御、高感度分析、粒子加速など最先端の研究開発に活用されているが、設置環境に敏感なため屋外での使用は難しい。内閣府 ImPACT プログラム[1]にて開発した手の平サイズの高出力パルスレーザーは持ち運びが容易で電池駆動も可能なため、インフラのメンテナンスへの適用が期待されている。ここでは、レーザーピーニングを例として、電力設備、航空機、橋梁などの予防保全への展開について議論する。

2. 超小型パルスレーザーの開発

ImPACT で開発した手の平サイズのパルスレーザーを図 1 に示す[2]。パルスエネルギーは約 20mJ であり、レーザーピーニングに一般的に使用される Q スイッチ Nd:YAG レーザーと比較してパルスエネルギーは約 1/10 と小さい。しかしながらパルス幅が 1ns 以下で従来の約 1/10 と短く、ピーク出力は同程度となるため、これまでと同様な効果を期待することができる[3]。

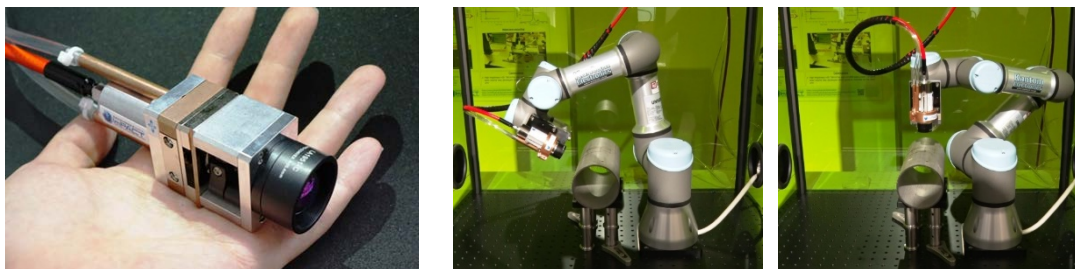


図 1 超小型パルスレーザーと配管への適用イメージ

3. インフラ予防保全への展開

図 1 と同様のレーザーを使用し、航空機用アルミニウム合金や橋梁用鋼板試験体にレーザーピーニングを施した。次に疲労試験を行い、試験体の寿命延長効果を確認した。このレーザーは 3 次元形状計測 (LIDAR) 用の光源としての使用も可能であり、レーザー超音波探傷における超音波励起光源としての利用も可能である[4]。いずれもシステムの大幅な小型化が見込めるため、インフラのメンテナンスへの適用が期待される。

4. おわりに

今回の開発により、高出力のパルスレーザーが研究室内に留まることなくインフラのメンテナンスなどに広く活用されることを期待している。講演では、ImPACT で開発したレーザーを使用したレーザーピーニングの結果や原子炉、航空機、橋梁など社会インフラのメンテナンスへの適用概念について報告する。

参考文献

[1] <http://www.jst.go.jp/impact/program/03.html>, <http://www.jst.go.jp/impact/sano/index.html>.

[2] <https://www.youtube.com/watch?v=nMsOkkEPK5I>.

[3] 崎野良比呂, 他: 疲労対策用レーザピーニングの低出力化に関する検討, 溶接学会論文集, 36-3 (2018), 153-159.

[4] 浅井知, 他: 溶接のリアルタイム品質保証を可能にするスマート溶接システム, 溶接技術, 2019 年 9 月号, 産報出版.

*Yuji Sano¹

¹Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences

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

[1O_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya(JANSI)

Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[1O_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[1O_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (J1. AEA)

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters¹

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(1) リスク評価における熱流動解析の寄与

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

丸山 結¹¹日本原子力研究開発機構

1. 緒言

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

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

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

(a) 放射性物質の挙動

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

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

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

質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

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

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

3. まとめ

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

Yu Maruyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

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

*宇井 淳¹¹電力中央研究所

1. 緒言

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

2. 熱流動解析の目的と適用事例

2.1. 安全評価における熱流動解析

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

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

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

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

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

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

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

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

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

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

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

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

3. NRRC における検討

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

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

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

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

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

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

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

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

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

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

参考文献

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

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

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

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

*吉田 一雄¹¹日本原子力研究開発機構

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

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

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

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

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

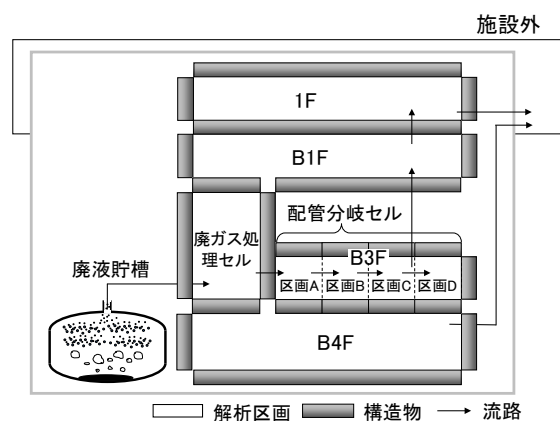


図1 仮想的な再処理施設のノード分割

*Kazuo Yoshida¹¹Japan Atomic Energy Agency

(Mon. Mar 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O)

[1O_PL04] Panel Discussion

*All Presenters¹

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