

**Tue. Mar 27, 2018****Room A**

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

[2A\_PL] Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A\_PL01] Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification  
\*Mitsuru Kurosawa<sup>1</sup> (1. Osaka Jyogakuin Univ.)

[2A\_PL02] Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be taken by Non-nuclear Weapon States  
\*Ichiro Akiyama<sup>1</sup> (1. Research Inst. for Peace and Security)

[2A\_PL03]  
\*Yoshiki Kimura<sup>1</sup> (1. JAEA)

**Room C**

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2C\_PL] Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

Chair: Takehiko Yokomine (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C\_PL01] Social acceptance of fusion reactors  
\*Makoto Takahashi<sup>1</sup> (1. Tohoku Univ.)

[2C\_PL02] Accidents and safety design for fusion reactors  
\*Makoto Nakamura<sup>1</sup> (1. QST)

[2C\_PL03] Study on tritium behavior for safety of fusion reactors  
\*Kazunari Katayama<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

[2C\_PL04] Management scenario of radioactive wastes for DEMO  
\*Youji Someya<sup>1</sup> (1. QST)

[2C\_PL05] Discussion

**Room E**

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

[2E\_PL] Recent development of atomic energy,

with relation to health physics and environmental science

Chair: Sentaro Takahashi (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E\_PL01] New research field in health physics and environmental sciences

\*Sentaro Takahashi<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

[2E\_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety

\*Toshihiko Fukuda<sup>1</sup> (1. NDF)

[2E\_PL03] Resource recycling of high-level radioactive wastes

\*Reiko Fujita<sup>1</sup> (1. JST)

[2E\_PL04] Medical use of nuclear energy and radiation

\*Koji Ono<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

**Room F**

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2F\_PL] Addressing V&V Challenges in Reactor Physics Calculations

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F\_PL01] V&V Challenges in Reactor Physics Calculations and Future Developments

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

[2F\_PL02] Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data

\*Kenji Yokoyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2F\_PL03] Possibility for Complementing V&V using Monte Carlo Calculations

\*Tadashi Ikehara<sup>1</sup> (1. GNF-J)

[2F\_PL04] Discussion

**Room H**

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

[2H\_PL] New development of radiation technology by Laser-Compton scattering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H\_PL01] Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities

\*Yoshihiro Asano<sup>1,2</sup> (1. Univ. Hyogo, 2. Osaka Univ.)

[2H\_PL02] Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS

\*Masaru Yosoi<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

[2H\_PL03] Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01

\*Shuji Miyamoto<sup>1</sup> (1. Univ. Hyogo)

[2H\_PL04] Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon

\*Yoichi Kirihara<sup>1</sup> (1. JAEA)

### Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[2I\_PL] 10th Fellows Gathering

Chair: Hideaki Yokomizo (Chair, FPC)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I\_PL01] PWR Development History and Recent Nuclear Status

\*Yonezo Tsujikura<sup>1</sup> (1. KEPCO, retired)

### Room K

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Nuclear Safety Division, Standards Committee

[2K\_PL] Comprehensive Framework for Safety against External Events - Current Situation and Challenges -

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K\_PL01] Framework of Nuclear Safety against External Events

\*Tatsuya Itoi<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo)

[2K\_PL02] Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS

\*Koichi Miyata<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

[2K\_PL03] Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standardization

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1,2</sup> (1. Standard Committee, 2. JANSI)

[2K\_PL04] R&D against Natural Events and Application to Practice

\*Yoshito Umeki<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

### Room L

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2L\_PL] Engineering Ethics Required for Nuclear

Professionals for Disaster Prevention and Mitigation

Chair: Yasushi Mimura (HGNE)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L\_PL01] Development of Safety Culture in Kansai Electric Power

\*Tai Furuta<sup>1</sup> (1. KEPCO)

[2L\_PL02] Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University

\*Ken Nakajima<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

[2L\_PL03] Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University

\*Tetsuo Ito<sup>1</sup> (1. Kindai Univ.)

[2L\_PL04] Ethics Required for Nuclear Safety

\*Kyoko Oba<sup>1</sup> (1. JAEA)

### Room M

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

[2M\_PL] Reports on Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M\_PL01] Purposes of the committee and major targets of the session

\*Yosuke Katsumura<sup>1</sup> (1. JRIAS)

[2M\_PL02] Major information obtained from Phebus FP Projects and its application on Fukushima plant decommissioning

\*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup> (1. IAE)

[2M\_PL03] Information obtained from Benchmark analysis based on Phebus FP Project and its feed back to SA analysis codes

\*koichi Nakamura<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

[2M\_PL04] Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phebus FP Project

\*Shunsuke Uchida<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2M\_PL05] Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA

\*Masahiko Osaka<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2M\_PL06] Discussion and concluding remarks

\*Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. Toshiba)

## Room N

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation Nuclear System

[2N\_PL] Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N\_PL01] Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

\*Akira Yamaguchi<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo)

[2N\_PL02] Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

\*Tatsuro Matsumura<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2N\_PL03] Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

\*Takao Ikeda<sup>1</sup> (1. JGC)

## Room O

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

[2O\_PL] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

Chair: Masahiro Hamamoto (HGNE)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O\_PL01] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

\*Yuji Kuroda<sup>1</sup> (1. JEPIC)

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

## [2A\_PL] Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

---

[2A\_PL01] Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification

\*Mitsuru Kurosawa<sup>1</sup> (1. Osaka Jyogakuin Univ.)

[2A\_PL02] Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be  
taken by Non-nuclear Weapon States

\*Ichiro Akiyama<sup>1</sup> (1. Research Inst. for Peace and Security)

[2A\_PL03]

\*Yoshiki Kimura<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性  
Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament  
Verification, Roles to be taken by Japan

## (1) 核軍縮の概要と検証の重要性

## (1) Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification

\*黒澤 満<sup>1</sup><sup>1</sup>大阪女学院大学<sup>1</sup>

## 1. 核軍縮とは何か：核軍縮の定義

Nuclear Disarmament: dis-armament の本来の意味：廃絶、武装解除

Disarmament の日本語訳：軍備の縮小＝軍縮

## 1-1. 核兵器の数的な制限、削減、撤廃（伝統的な狭義の核軍縮）

核兵器の制限(limitation)、削減(reduction)、廃棄・廃絶(destruction, abolition)

## 1-2. 核兵器関連活動の質的な規制（現在一般的な核軍縮）

核実験の禁止（包括的核実験禁止条約(CTBT)）

核兵器の拡散の防止（核不拡散条約(NPT)）

\*兵器用核分裂性物質の生産禁止(FMCT)

## 1-3. 核兵器の使用禁止（最近の新たな考え方）

核兵器禁止条約（核兵器の保有と使用を禁止）

## 2. 検証とは何か：核軍縮における検証の重要性

## 2-1. 検証とは、条約義務が遵守されていることを確認することを意味する

核軍縮に検証が必要な理由は、

- ① 内容が国家の安全保障の根幹に関わる
- ② 違反の影響は取り返しのつかないものになる可能性がある
- ③ 伝統的な事後的救済では意味がない

## 2-2. 検証の目的は条約義務の確認であるが、その機能は、

- ① 検証を継続的に実施することにより違反を抑止する
- ② かりに違反があっても早期発見することにより被害を限定する
- ③ 義務の遵守の確認により信頼関係を醸成する

---

\*Mitsuru Kurosawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Osaka Jogakuin University.

## 2-2. 検証の手段は大きく二つに分かれる

- ① 自国の検証技術手段(national technical means of verification)  
当事国が一方的に実施するあらゆる手段が含まれるが、中心は偵察衛星による情報収集
- ② 現地査察(on-site inspection)：現地に赴いて検証を実施するもの  
二国間条約の場合に相互査察となるが、多国間条約の場合には国際機関が関与する

## 3. 核軍縮の歴史的展開および検証措置

### 3-1. 米ソ・米ロの二国間核軍縮

#### a) 戦略兵器制限交渉(SALT=Strategic Arms Limitation Talks)

- 1972年 SALT-I 暫定協定（攻撃兵器）、弾道弾迎撃ミサイル(ABM)制限条約（防御兵器）  
検証は自国の検証技術手段のみで、現地査察はなし  
規制の対象は核兵器運搬手段（ICBM,SLBM,潜水艦）（ABM 発射機とミサイル）のみ

#### b) 戦略兵器削減交渉(START=Strategic Arms Reduction Talks)

- ①1991年 戦略兵器削減条約(START 条約)：運搬手段を 1600、弾頭を 6000 に削減：計算ルール  
検証は自国の検証技術手段+協力措置、および 13 種類の現地査察措置
- ②2001年 戦略攻撃力削減条約（SORT 条約）実戦配備戦略核弾頭を 1700-2200 に削減  
検証に関する規定はまったくなし
- ③2010年 新 START 条約：運搬手段を 700、弾頭を 1550 に削減  
検証は自国の検証技術手段と現地査察：配備された運搬手段の数とタイプ、ICBM,SLBM  
搭載の弾頭の数、重爆撃機搭載の核兵器の数を、申告されたデータと比較し確認する、  
年 10 回

### 3-2. 多国間の核軍縮

#### a) 核実験の禁止

- ① 分的核実験禁止条約（1963年）：大気圏内、宇宙空間、水中での実験の禁止、検証なし
- ② 括的核実験禁止条約（1996年）：包括的な核爆発実験の禁止  
検証は、国際監視システム：地震波、放射性核種、水中音響、微気圧振動の監視ネットワーク  
現地査察：CTBTOにより、執行理事会 51 国中 30 国以上の賛成で実施

#### b) 核不拡散条約（1968年）：

- ① 核兵器国による核兵器の移譲禁止、② 非核兵器国による核兵器の受領の禁止、  
③非核兵器国による核兵器の製造の禁止  
検証は、①②はなし、③のうち、原子力平和利用からの転用の防止として IAEA の保障措置

#### c) 非核兵器地帯条約（ラテンアメリカ、南太平洋、東南アジア、アフリカ、中央アジア）

- ① 核兵器の製造、取得の禁止、② 核兵器の配備の許可の禁止  
検証は①につき IAEA 保障措置および条約により設置された機関、②はなし

#### d) 核兵器禁止条約（2017年）：核兵器の取得と使用の禁止

- 検証はまったくなし

#### 4. 核軍縮検証のための国際パートナーシップ (IPNDV)

International Partnership for Nuclear Disarmament Verification

2014年より米国国務省とNTI (Nuclear Threat Initiative)

核軍縮検証のための方途・技術について、核兵器国と非核兵器国が議論・検討するイニシアティブ  
当面の目標は、核兵器のライフサイクル（核物質の生産・管理、核弾頭の製造・配備・保管、削減・  
解体・廃棄等）のうち、「核弾頭の解体および核弾頭解体に由来する核物質」の検証の方途・技術に  
焦点をあてる。これは、基礎的解体シナリオ(Basic Dismantlement Scenario)と呼ばれている。

第一段階（2015-2017）の結論：パートナーシップは、将来の核軍縮協定における安全性、確実性、不  
拡散、機密保持に関する懸念をうまく処理しつつ、多国間で監視される核兵器解体を可能にするよ  
うな進むべき道筋を明確にした。

作業部会1：監視と検証の目的：検証の原則

- ①有効性、②信頼醸成、③不拡散、④不干涉、⑤効率性、⑥決定要因、⑦構造

作業部会2：現地査察

- ①査察の活動と技術、②機微な情報の保護、③基礎的解体シナリオの査察概念

作業部会3：技術的な課題と解決

- ①主要な技術的課題への解決、②適用可能な技術、③技術の開発と再設計

## 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性  
Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament  
Verification, Roles to be taken by Japan

## (2) 核軍縮検証作業における課題と非核兵器国の役割

(2) Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be taken by Non-nuclear Weapon  
States\*秋山 一郎<sup>1</sup><sup>1</sup>平和・安全保障研究所

## 1. はじめに

米ソの核軍縮に関し、レーガン大統領はゴルバチョフ首相に対して「Trust, but verify」（信頼するも検証する＝検証なくして軍縮なし）を提案し、相互に核兵器運搬手段の削減を現地査察するとともにソ連が解体した核分裂物質を米国が買い取って廃棄して、4万発以上存在した戦略核兵器を米ソの保有数を各々3千～4千発まで削減した。2013年末には米国が「核兵器国(P-5)と非核兵器国が協力して核軍縮を進める枠組み構築のための国際イニシャチブ(International Partnership for Nuclear Disarmament Verification (IPNDV))」を提案し、現在P-5を含む30ヶ国+EUが参加して核軍縮の検証のための現地査察の要領及び技術の検討を進めてきた。(残念ながらロシア及び中国は2017年末にじ後の会合に不参加を表明。)

また、昨年には「核兵器禁止条約」が批准に付されて世界的に核軍縮の気運が高まっているが、核軍縮の実現に不可欠な核軍縮検証措置の確立にはまだ至っておらず、核兵器国に加えて原子力先進国である我が国を含む非核兵器国がその優れた検証技術を提供することにより核廃棄の現地査察手順を確立して核軍縮を推進することが望まれている。

## 2. 軍縮条約における検証（現地査察）の重要性

生物・毒素禁止条約（BWC、1972年発効、4頁）と化学兵器禁止条約（CWC、1997年発効、166頁、さらに査察マニュアル、守秘マニュアル、健康・安全マニュアル等を制定）は1つの条約にまとめる方向で議論されていたが、BWは検証規定を設けず単独で発効し、CWCは軍事施設に加えて原料を製造する化学産業も査察対象に含めるため詳細な検証規定の制定に時間を要し、BWCから25年遅れて発効した。2017年末に化学兵器禁止機関（OPCW）が申告された約7万トンの化学兵器のうちの92%の廃棄を現地査察により検証している。(エジプト、イスラエル、北朝鮮等の4か国は非加盟)

なお、核兵器禁止条約（25ヶ条、10頁）には「信頼すべき機関（trusted entity）に検証を依頼」する旨の条文があるが、その受託先となるべき機関や検証手順・技術は規定されていないため、趣旨は理解されるが実効性と信頼性に疑問が呈されている。

## 3. IPNDVにおける現地査察の手順と適用技術

IPNDVでは過去の軍備管理・軍縮条約の現地査察要領を調査し、主にCWCや米ソ（ロ）START等を参考として核軍縮検証手順・技術の検討を進めている。核兵器の製造からまでのライフサイクル全体を検証対象

\* Ichiro Akiyama<sup>1</sup><sup>1</sup> Research Institute for Peace and Security

とするも、2017年までの第一段階では核兵器の解体工程（核分裂物質と爆薬コンポーネントの分離）における現地査察要領・技術について検討し、我が国提出の作業文書（Schematic Diagram of Dismantlement Phase）に基づいた机上演習を実施し、2018年からは第2段階として核兵器の冒頭申告から解体工程に続く各コンポーネントの廃棄に至る現地査察要領と技術の精査、及び原子力関連施設を使用した「解体工程に係る現地査察演習」が計画されている。

特に現地査察技術の精査に関しては、引き続き我が国 JAEA の専門家によるセーフガード及び核セキュリティ関連技術分野での貢献が期待されており、また原子力関連施設を使用する現地査察演習においても演習計画チームの主要メンバーとして独国等および EU とともに技術面での貢献が期待されている。

#### 4. 核軍縮検証における非核兵器国の役割

CWC の例でも明らかのように、国際的な核軍縮検証においては保有国のみならず非保有国を含めた信頼醸成が不可欠であり、当事国間のみ相互検証では国際的な信頼は得られない。CWC では OPCW の査察の信頼性を担保するため、厳密な秘密保護規定や特定査察官の拒否手続き、保有国出身者の事務局長、事務次長、検証局長及び査察局長への就任禁止、あるいは査察団長には被査察国出身者を除外する等の規定を設け、全加盟国の信頼醸成を担保できるように配慮している。

そのような信頼醸成の担保には原子力先進国である非核兵器国の参加が不可欠で、IPNDV が目標とする「核兵器国と非核兵器国が協力して Trust, but verify 構想を支える実効性のある現地査察手順・技術を精査・確立すること」、及び「核兵器国と非核兵器国からなる組織 (Entity) により共同で核軍縮を検証すること」が喫緊の課題であり、前項で述べた我が国 JAEA 専門家によるセーフガードや核セキュリティ関連技術分野でのさらなる貢献が期待されており、また OPCW 査察局での我が国の勤務経験者による現地査察分野でのさらなる貢献も期待されている。

#### 4. 結言

IPNDV において我が国は原子力先進国として核軍縮検証へのセーフガードや核セキュリティ関連技術分野でのさらなる貢献が期待されている。また、これらの分野での他の原子力先進国との協力は翻って自国のセーフガードや核セキュリティ技術の向上と表裏一体をなし、like-minded 各国の核物質管理やテロ対策の強化に資するものであり、この分野の専門家である皆さんの核軍縮検証分野でのご貢献、そして我が国及び like-minded 各国の核物質管理やテロ対策の強化へのご貢献に感謝申し上げますとともに、さらなるご貢献に期待いたしております。

## 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性  
Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament  
Verification, Roles to be taken by Japan

## (3) 核軍縮検証技術及びその研究開発要素

## (3) Nuclear Disarmament Verification Technology and its R&amp;Ds

\*木村 祥紀<sup>1</sup>、富川 裕文<sup>1</sup><sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

## 1. 核軍縮検証のための国際パートナーシップ (IPNDV) における検証技術の検討

核軍縮検証とは、核弾頭やその運搬手段の削減・廃棄が、国際条約上の義務や約束にしたがって適切に実施されていることを二国間または国際的に確認するプロセスを指し、将来の世界的な核兵器廃絶に向けて非常に重要なプロセスであると考えられる。2014年に、核軍縮検証のための国際パートナーシップ (International Partnership for Nuclear Disarmament Verification: IPNDV: IPNDV) が米国により提唱され、2015年からIPNDVの活動が開始された。IPNDVでは、2015年に開始された第1フェーズにおいて、核兵器のライフサイクル (核物質の生産・管理、核弾頭の製造・配備・保管、削減・解体・廃棄等) のうち「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」に焦点を当て (図1: Step6 から10)、シンプルシナリオと呼ばれる「核弾頭解体施設で核弾頭1体を解体する」というシナリオに基づき、WG1「監視と検証の目的」、WG2「現地査察」、WG3「技術的な課題と解決」の3つの作業部会において、検証の具体的な手順や課題の検討が進められてきた。核兵器国と非核兵器国の両者を含むのべ25か国以上の参加のもと議論が進められた第1フェーズは2017年12月に開催された第5回全体会合をもって終了し、「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質」の検証に係る課題と具体的な道筋を示した成果報告書が公開されている[1]。

IPNDVのWG3「技術的な課題と解決」では、将来の核軍縮検証プロセスを達成するために必要な技術を検討することを目的とし、『核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質、高性能爆薬等の構成物の検証』に適用可能な候補技術と、「候補技術を実際に検証に適用する上での技術的課題 (ギャップ)」についての検討が行われた。「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質、構成物の検証」では、①解体施設に到着した核弾頭が申告されたものであるか、②解体施設内及び核弾頭解体前後における管理の連続性 (Chain of Custody: CoC) が担保されているか、の2点を主に検証する必要がある。IPNDVのWG3の報告書では保障措置技術や核セキュリティ技術として従来利用されているものを中心に候補技術がリストアップされており、それらの技術は以下に分類される。

- 核弾頭が申告されたものであることを確認するための測定技術
- 核弾頭解体後の核物質を検認するための測定技術
- 核弾頭解体後の高性能爆薬を検認するための測定技術
- 解体施設及び一時保管施設における、監視対象物品 (核弾頭、核物質、高性能爆薬) の管理の連続性の確認技術

さらに、リストアップされた候補技術のそれぞれについて、核弾頭解体の検証に適用する上での課題、技術の成熟レベル (Technology Readiness Level) といった観点での評価も行われている。図2に仮想的な核弾頭

\* Yoshiki Kimura<sup>1</sup>, Hirofumi Tomikawa<sup>1</sup><sup>1</sup> Japan Atomic Energy Agency

解体施設におけるシンプルシナリオの各ステップにおける検認項目と適用可能な技術の例を示す。

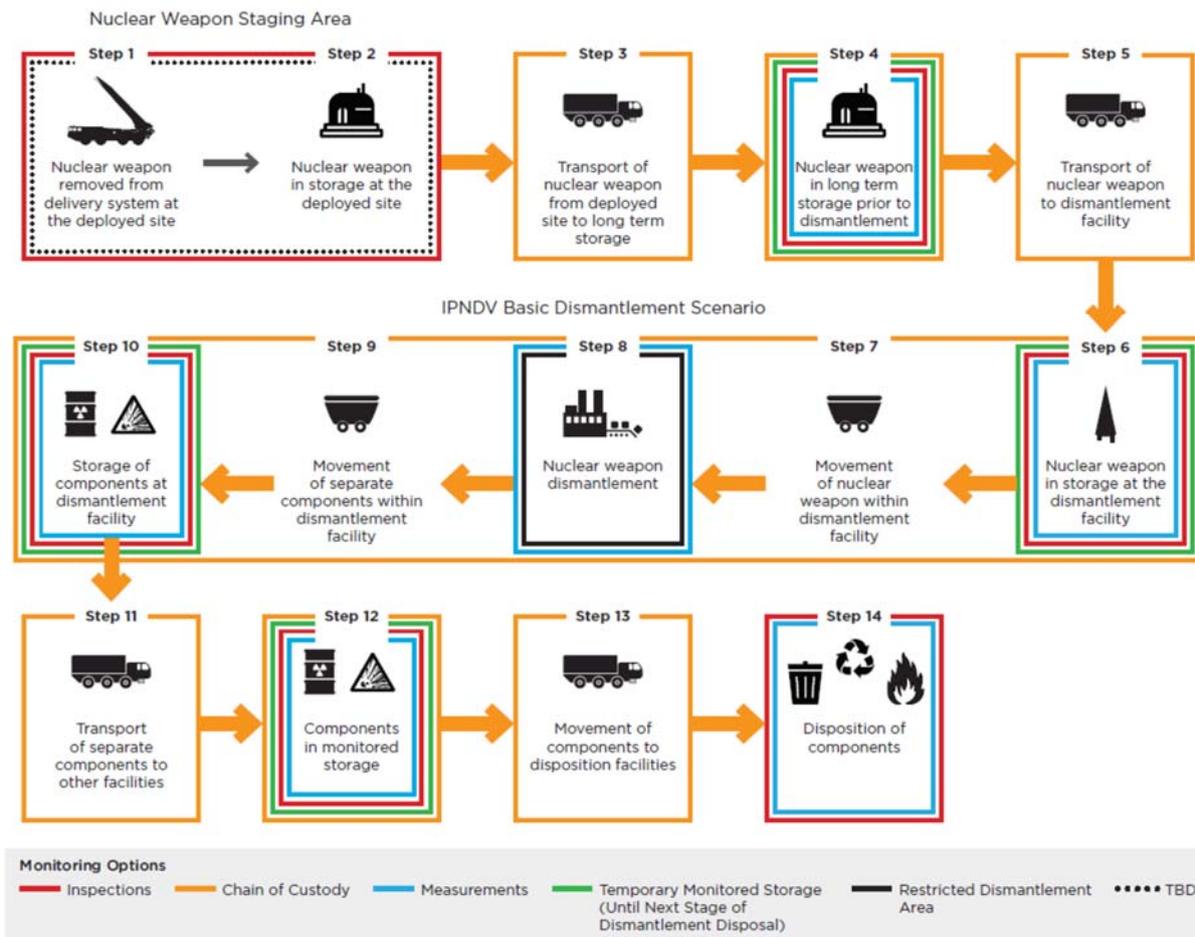


図1：核兵器のライフサイクル（IPNDV 第1フェーズでは Step6-10 について検討） [1]

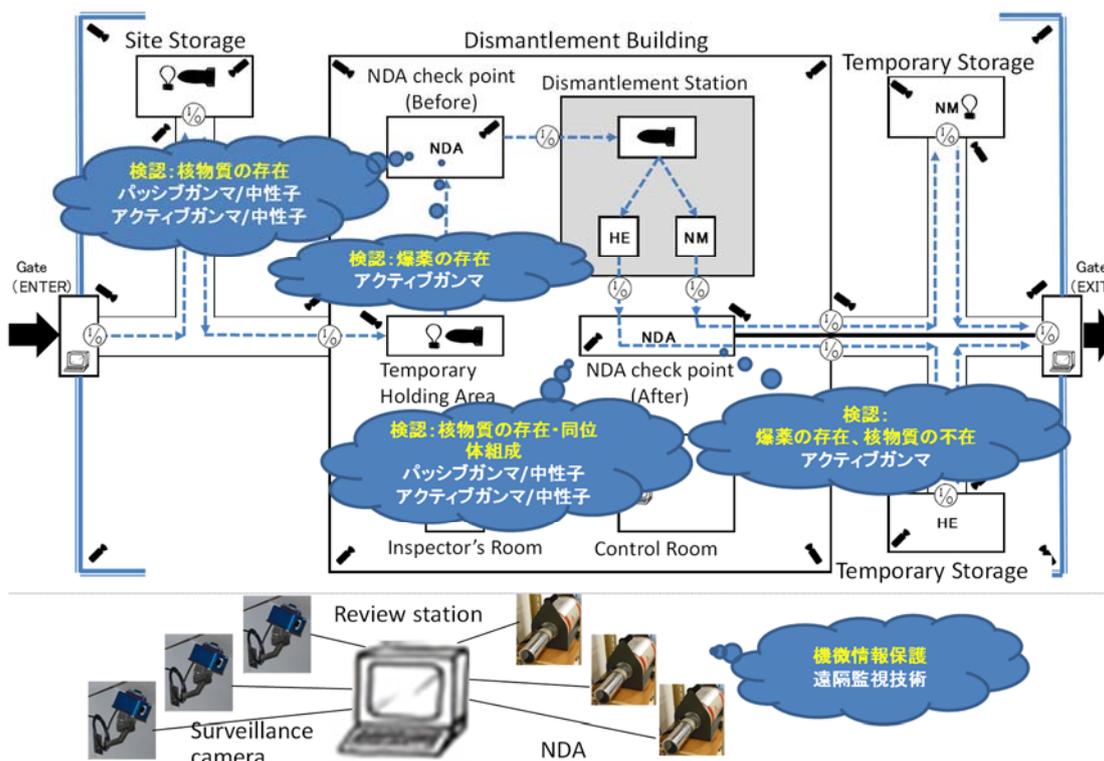


図2：核弾頭解体施設の各ステップにおける検認項目（黄色）と適用可能な技術例（白） [3]

## 2. 核弾頭解体の検証技術における課題

「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」に関して、適当な候補技術が存在しないものとして IPNDV の WG3 「技術的な課題と解決」によって示されたものは以下である[1, 2]。これらは、主に解体施設においてアクティブ法の適用が安全上の理由から難しい場合があること、遮へいされた容器からの放射線測定の高難易度が主な理由である。

- 密閉されたコンテナ内の化学爆薬を検知する非破壊測定技術
- 密閉されたコンテナ内の化学爆薬が一定量以上であることを検認する非破壊測定技術
- 密閉されたコンテナ内のウランの同位体組成及びウランが一定量以上であることを検認する非破壊測定技術

また、候補技術は存在するが、今後追加的な研究開発が必要なものとして以下が示されている。

- 遠隔で室内の高性能爆薬を検知する技術
- 核弾頭の検認のための放射線テンプレートマッチング技術
- 様々な測定技術と組み合わせることができる情報保護（Information Barrier: IB）技術
- 解体前後で核弾頭の特徴を検認することができる技術

IPNDV の第 1 フェーズでは、各作業部会による検討に加えて、シンプルシナリオに基づく Walk-Through 演習[4]が実施され、核弾頭解体の検証における課題をより具体的に示す試みが行われた。この Walk-Through 演習では、より具体的かつ優先的な技術的課題として以下が提言されている。

- 核軍縮検証では機微情報の保護技術が必要不可欠であり、いくつかの技術コンセプトがすでに存在しているが、これを実現可能な技術とする一層の研究開発が必要である。
- 放射線テンプレートマッチング技術については、解体前の核弾頭が申告されたものであること、解体前後の核物質が同じものであることを高い信頼性で検認するための技術として最優先的に検討されるべきである。
- コンテナ内の高性能爆薬の検認技術について、アクティブ法の適用困難性など技術的な制限を改善する研究開発が必要である。

「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」では、核弾頭及び核物質、高性能爆薬などの核弾頭を構成する物品の詳細な情報（例えば、形状、組成、質量など）は核不拡散・安全保障・セキュリティの観点から機微となることから、これらの測定値を生データのままで出力せずに検証を可能にするための「情報保護（Information Barrier: IB）技術」が必要不可欠であることが指摘されている。この IB 技術については、「信頼性の高い査察」と「機微情報保護」という、相反する目的を達成する必要性が指摘されており、核軍縮検証における特徴的な技術的課題のひとつであると言える。IB 技術の具体例として、英国とノルウェーが過去に実施した核軍縮検証に係るイニシアチブ（UK-NR イニシアチブ）において、プルトニウムの同位体組成検証における IB 技術が開発されている[5]。この技術では、パッシブガンマ法で測定されたプルトニウムのスペクトル信号に対して電子回路処理を行うことで、プルトニウムの同位体組成が閾値以上かどうかを二値信号（赤・青など）で表示し、プルトニウム同位体組成を保護しつつ検証を行うことが可能になっている。また、米国とロシアが戦略兵器削減条約（START 条約）のもと実施した二国間現地査察で使用されることを目的に開発された、放射線テンプレートマッチングが IB 技術の候補技術のひとつとして挙げられている [6]。この技術はパッシブ法で事前に測定した核弾頭中の核物質のガンマ線エネルギー波形を申告データ（テンプレート）として、査察時に測定する波形と一致するかどうかを確認するというものである。申告データであるエネルギー波形は外部から閲覧できない形で信号処理装置に格納されており、機微情報を保護しつつ核弾頭が申告されたものであるかどうかを検認可能となっている。放射線テンプレートマッチング技術では、申告データと現地査察の測定条件が同じでなければならないなどの技術的制限があり、依然研究開発が必要で

あると考えられる。以上のように、IB 技術は技術的には情報処理分野の課題であると考えられ、測定技術の種類やその精度などに依存しない汎用的な技術であることが望まれる。IB 技術は現地査察における検証結果の信頼性レベルや査察手順などと密接に関わる課題であり、これらと並行して議論が進められる必要がある。

核弾頭解体の現地査察では、機微情報保護の観点から査察者が核弾頭やその構成物品を直接目視することができない。そのため測定技術については「密閉されたコンテナ内に存在する物品を測定する技術」が必要となる。特に高性能爆薬の測定では、非破壊測定におけるアクティブ中性子法などを用いた場合でもコンテナによる放射線の遮蔽で測定が困難であることが指摘されており、新しい技術開発の必要性が指摘されている。なお、IPNDV のフェーズ 1 では、核弾頭解体後の高性能爆薬コンテナについては「核物質が存在しないことを検認する」ことで核弾頭の解体を確認する、といった現地査察手順の最適化により、一部のステップでは信頼性が低い査察活動全体として検証結果の信頼性レベルを構築する方法についても検討が行われている。しかし、コンテナ内の核弾頭構成物品の非破壊測定における技術的な制限の改善も引き続き重要な検討課題となっている。

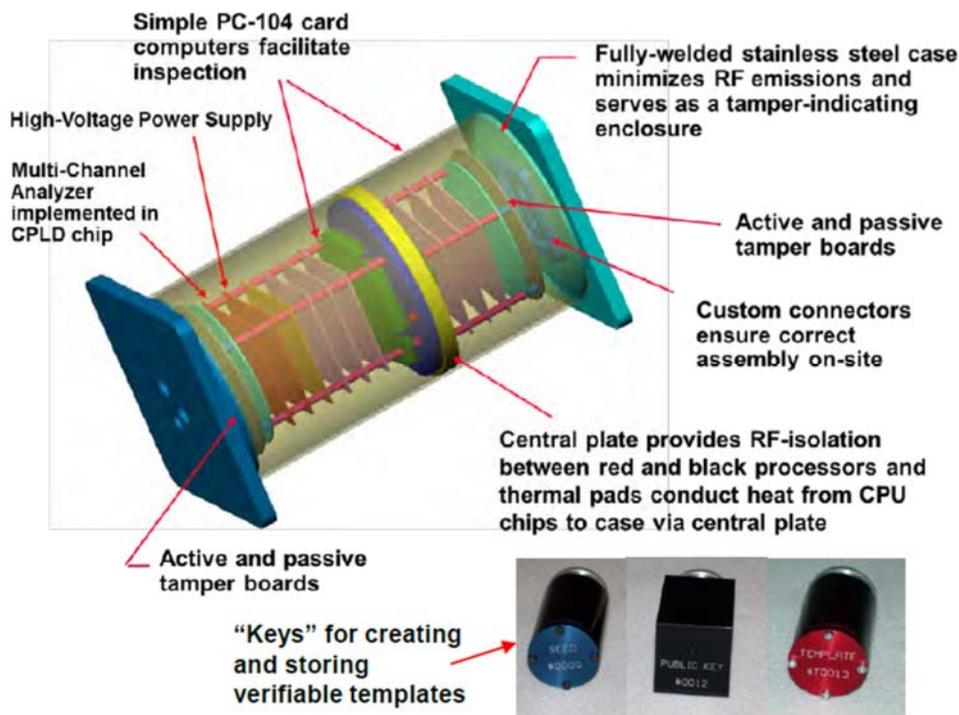


図 3：放射線テンプレートマッチング技術（Trusted Radiation Identification System: TRIS） [6]

### 3. まとめと今後

核軍縮検証のための国際パートナーシップ（IPNDV）の第 1 フェーズでは、WG3「技術的な課題と解決」において「『核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証』に適用可能な候補技術」と、「候補技術を実際に検証に適用する上での技術的課題（ギャップ）」についての検討が行われ、保障措置技術や核セキュリティ技術として従来利用されているものを中心に候補技術がリストアップされ、それらを踏まえた技術的な課題が示された。また、シンプルシナリオと呼ばれる「核弾頭解体施設で核弾頭 1 体を解体する」というシナリオに基づいた現地査察の Walk-Through 演習が実施され、より具体的かつ優先的な技術的課題が提言されている。核弾頭解体の検証においては、「密閉されたコンテナ内に存在する物品を非破壊で測定する技術」と「機微情報の保護（Information Barrier: IB）技術」が大きな技術的な課題として指摘されている。核軍縮の検証技術は現地査察における検証結果の信頼性レベルや査察手順などと密接に関わる課題であり、これらと

並行して議論が進められる必要がある。

IPNDV では、2018 年からの 2 年間を目途とした第 2 フェーズにおいて、引き続き WG6「検証技術」で核軍縮検証技術に関する検討が進められる。第 2 フェーズでは、核軍縮における核弾頭の解体以外のステップについても焦点を当て、かつ多数の核兵器を解体する実際の解体プロセスに近づけた核兵器のライフサイクル全体を通じた検証について検討が進められる予定であり、今後さらなる技術的な課題が示されると考えられる。特に、核弾頭の解体で発生した兵器級核物質の廃棄（図 1：Step14）に関しては、その検証技術だけでなく廃棄処理の方法といった視点の検討も必要であると考えられ、保障措置などの従来の原子力技術の応用可能性が今後一層大きくなることが期待される。日本においては、原子力の平和利用を実現するための保証措置技術や核セキュリティ技術の知見を多く有しており、また唯一の被爆国として、今後の核軍縮検証技術開発において我が国が果たす役割が大きくなることが期待される。

参考文献：

- [1] IPNDV Phase I Summary Report (2017). [2] IPNDV WG3 Deliverable Summary (7-10) [2017].
- [3] 富川裕文, 原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティに係る国際フォーラムパネル 2 (2016).
- [4] IPNDV: Walkthrough Exercise Summary (2017). [5] UK/NOR/VERTIC Report (2009).
- [6] Trusted Radiation Identification System (2017).

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

## [2C\_PL] Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and Its social acceptance

Chair: Takehiko Yokomine (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

---

[2C\_PL01] Social acceptance of fusion reactors

\*Makoto Takahashi<sup>1</sup> (1. Tohoku Univ.)

[2C\_PL02] Accidents and safety design for fusion reactors

\*Makoto Nakamura<sup>1</sup> (1. QST)

[2C\_PL03] Study on tritium behavior for safety of fusion reactors

\*Kazunari Katayama<sup>1</sup> (1. Kyushu Univ.)

[2C\_PL04] Management scenario of radioactive wastes for DEMO

\*Youji Someya<sup>1</sup> (1. QST)

[2C\_PL05] Discussion

## 核融合工学部会セッション

## 核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性

## Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

## (1) 核融合炉の社会的受容性

## (1) Social acceptance of fusion energy

\*高橋 信<sup>1</sup><sup>1</sup> 東北大・工

## 1. はじめに

グーグル検索で「核融合」をキーワードとして検索すると最初にヒットする文部科学省の「核融合について」というページには核融合エネルギーの特徴として次のように述べられている[1]。

## ・豊富な資源

燃料となる重水素と三重水素を生成する原料となるリチウムは海中に豊富に存在するため、地域的な偏在がなく、資源の枯渇の恐れがない。

少量の燃料から膨大なエネルギーを取り出すことができる。

## ・固有の安全性

核融合反応は暴走せず、核分裂と比べて安全対策が比較的容易である。

## ・高い環境保全性

発電の過程において、地球温暖化の原因となる二酸化炭素を発生しない。

高レベル放射性廃棄物が発生しない。

この文章を読む限りにおいて核融合エネルギーは夢のエネルギーであり、原子力発電を志す学生が少ない現在も、これを読んで核融合に関しては興味を持つ若者は多い。筆者が所属する専攻でも核融合の研究室は複数有り、学内での研究発表で述べられる「研究の背景」では、ここに書かれているような核融合のメリットだけを述べる学生がほとんどである。しかしながら、上記の「三重水素」が福島汚染水で問題になっている「トリチウム」であり D-T 反応では高濃度のトリチウムを扱う必要があることは触れられておらず、更に「核融合反応は暴走せず」という文は暗に核分裂炉は暴走するということを印象づける表現になっている。このように核融合に関する一般向けの情報は、過度に単純化された核融合のメリットしか述べていない場合が多く、その背後にある技術的な困難性、リスクに関してはほとんど述べられていない。この状況は、原子力発電の黎明期に、原子力のメリットや安全性のみを強調していた時代と類似している。原子力発電を社会に受け入れてもらうために行わざるを得なかった安全性とそのメリットの強調は、そのまま現在の原子力発電という技術に対する不信につながっている。核融合コミュニティは、今後核融合技術を基幹エネルギー源として社会に受け入れてもらうためには、まだ信頼が失われていない今、原子力発電の失敗から学び、実態に基づくコミュニケーションを始めなければならないのではないだろうか？

## 2. 科学技術の社会受容

科学技術コミュニケーションの基本はその技術のメリットとデメリットを公平な視点で提示することである。ここで公平な視点というのを実現する事は非常に困難であると言うことを指摘しておきたい。ここには二つの問題点があり、一つは トランスサイエンス と呼ばれる問題であり、もう一つは 認知的バイアス の問題である。

「科学的に」という言葉の背景には、主観を排除し事実のみに基づいて判断することが可能であるという仮定が含まれているが、残念ながら主観を排除することは困難であるし、事実に基づく判断もそこに解釈が入り込むことを避けることは不可能である。「このシステムが事故を起こす確率は  $10^{-5}$ /年である」と

いうことを推定することは「科学的に」可能かもしれないが、それが「安全」かどうかを判断することは「科学的に」は不可能である。これがいわゆるトランスサイエンス問題と呼ばれる問題である。「原子力発電は安全か？」という問題は、科学的には厳密には決めることができないのである。

もう一つは認知バイアスの問題である。人間は自分の好きなものに対しては好意的な判断をするし、嫌いなものに対しては否定的な判断をする傾向がある。原子力に対して否定的な意見を持っている多くの人々は、論理的に考えて原子力を否定しているのではなく、単に原子力が嫌いなのである。人間は難しい判断を要求される問題に対しては、答えることが容易な「好き嫌い」の問題に置き換えてしまう傾向がある。これは一般市民だけでなく研究者も同じである。核融合を研究している研究者は「核融合」が好きなのであり、それによってその技術のメリット/デメリットを考える上でバイアスが入り込むことを避けることは不可能と考えなければならない。このバイアスは人間誰しも持っている傾向であり、それ自体悪いことではない。しかし、自分の判断にバイアスがあるかもしれないという自覚を持つことが重要である。

核融合技術はその根本となる技術的な成立性も含めて多くの議論があり、多くの研究者が精力的に研究を行っている。核融合技術に関しては、現時点ではその安全性云々というよりも、何年後に人類の基盤を支えるエネルギー源となり得るのか、その科学的展望が見えないという点が問題であろう。技術的に非常にチャレンジングな課題があり、それを克服しようと研究を進めているという現状は十分に理解している。技術的問題自体に不確実性が大きく、今後の研究進展の予測が難しいという点も理解できる。その上で重要なポイントは、核融合技術に関する現状を研究者自身が公平な視点で評価し、リスクも含めた現状認識を広く社会に伝える努力をするという点である。この技術を受け入れるかどうかを決めるのは社会である。そのための判断をする根拠となる情報を、できるだけ公平な視点から伝えること重要である。競争的な資金を獲得するための研究提案書を書く場合であれば、研究の結果として実現出来るかもしれない研究成果を多少「盛って」表現することはある程度は許されるかもしれない。しかしながら、核融合技術の「高レベル放射性廃棄物が発生しない」、「原理的に暴走しない」、「核セキュリティ上の問題が小さい」という点だけを強調し、その背後にある「扱いが難しいトリチウムの問題」や「放射化した構造材料の問題」、そして「材料が抱える厳しい条件への成立性の問題」を前面に出さない姿勢は、莫大な研究費を使って行っている研究として倫理上の問題としても指摘されかねない側面を持っていることを十分に認識する必要がある。核融合技術が未だに保持している「無限でクリーンなエネルギー」というイメージを自ら壊すことに対しては大きな抵抗があることは十分理解できる。しかし、原子力発電のように問題が発生してからリスクを認めるというプロセスになってしまうことだけは避けるべきではないだろうか。

### 3. 結言

参考文献[2]にあるように、今、核融合研究の中核を担っている研究者の多くはガンダム世代であり、未来の地球が核融合エネルギー支えられている物語に触発され夢を持った人も多いと思う。そういった純粋な若者の夢は重要であるが、核融合技術開発は既に夢ではなく現実の技術として語られ評価される段階に来ている。震災以降の「原子力がなくても大丈夫だから脱原発は可能、自然エネルギーで全ての電源を賄うことは可能である」という主張に対して明確な反論を展開する必要がある現在、核融合は次世代のエネルギー源としてどのような位置付けにあるのかを明らかにすることが必要である。

数百年という時間スケールで考えれば人類が半永続的な繁栄を謳歌するためには、核融合によるエネルギーが不可欠である。核融合駆動の宇宙船が宇宙を飛び回る未来を私自身も夢見たいと思う。そのためには社会受容性という問題を常に考え社会と誠実なコミュニケーションを行いながら研究を続けて頂きたい。

#### 参考文献：

[1] [http://www.mext.go.jp/a\\_menu/shinkou/iter/019.htm](http://www.mext.go.jp/a_menu/shinkou/iter/019.htm) (accessed 12 February 2018.)

[2] 笠田竜太, 核融合炉が拓く 30 年後の未来社会に向けて, 日本機械学会誌 (2016), 119(1174): 510-513.

\*<sup>1</sup>Makoto Takahashi

<sup>1</sup>Tohoku University

## 核融合工学部会セッション

## 核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性

## Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

## (2) 核融合炉の事故事象と安全設計

## (2) Accidents and safety design for fusion reactors

\*中村 誠<sup>1</sup><sup>1</sup>量研

## 1. 緒言

これまでに幅広いアプローチ活動の下で核融合原型炉の安全性研究(2012–2016年度)が行われ、大規模な仮想事故時における原型炉プラントの熱的・熱水力的応答および潜在的な公衆被ばく影響が分かってきた[1]。現在、全日本体制でプレ概念設計を進めている原型炉の事故時安全設計概念を確立することを目的として、これまでの知見を踏まえ、さらに原型炉概念設計の最近の動向を考慮に入れつつ、より現実的に起こりうる事故シナリオと事故時の素過程のモデリング研究を行っている。本発表では事故シナリオと素過程のモデリング研究の現状と、そこから得られる安全設計への示唆を報告する。

## 2. 事故シナリオと素過程のモデリング研究

## 2-1. 真空容器内における水素生成

ベリリウム(Be)やベリライド(原型炉ブランケットの中性子増倍材)の微小球ペブルの水素生成反応挙動の予測を目的として、微小球ペブル水素生成反応モデリングコード PSYCHE を開発した[2]。この研究の動機は、水素は閉じ込め障壁としての真空容器の健全性にとって脅威となることにある。

ブランケット内冷却水侵入事象(in-box LOCA)における典型的な水蒸気雰囲気条件下において、PSYCHE を用いてペブルの熱的挙動と水素生成量を解析した(図 1)。ベリライド(Be<sub>12</sub>Ti)ペブルは水蒸気によって冷却されるが、Be ペブルでは水蒸気の冷却より反応熱が大きくなるため、ペブルの熱暴走および急激な水素生成が発生しうることが分かった。一方、Be<sub>12</sub>Ti ペブルは優れた熱的安定性を持つことが分かった。

## 2-2. 真空容器貫通部を考慮に入れた in-VV LOCA 熱水力挙動

真空容器には排気系や計測系などの貫通部が存在する。現在、貫通部を考慮に入れた真空容器内冷却材喪失事象(in-VV LOCA)における各機器の熱水力挙動および放射性物質(トリチウムと放射化ダスト)移行挙動の評価を行っている。

講演では、in-VV LOCA 解析の結果を踏まえ、長時間プラズマ燃焼運転に向けて非クライオポンプ型の真空排気機器を用いる場合に必要な放射性物質閉じ込め方策について議論する。

[1] M. Nakamura, et al., IEEE Trans. Plasma Sci., 44 (2016) 1689.

[2] M.M. Nakamura, et al., presented at ISFNT-13 (2017) and submitted to Fusion Eng. Des.

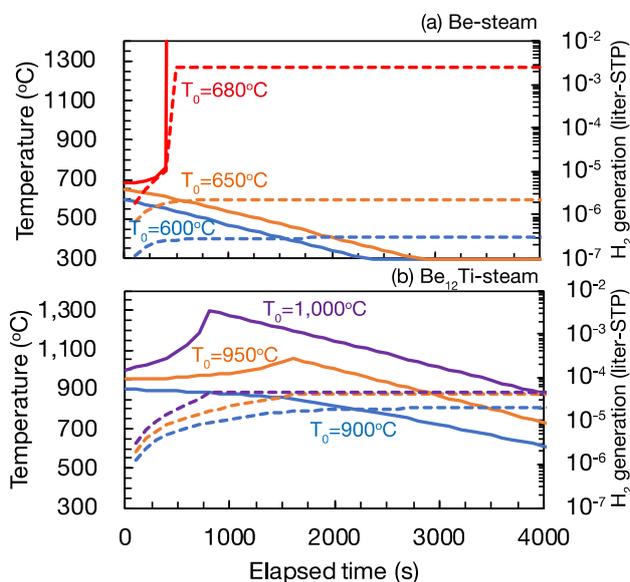
\*Makoto M. Nakamura<sup>1</sup><sup>1</sup>National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

図 1 Be (a)および Be<sub>12</sub>Ti (b)ペブルの水素生成反応における温度(左縦軸)と積算水素生成量(右縦軸)

## 核融合工学部会セッション

## 核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性

## Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

## (3) 核融合炉の安全性に関わるトリチウム挙動研究

## (3) Study on tritium behavior for safety of fusion reactors

\*片山 一成

九州大学大学院総合理工学研究院

## 1. はじめに

核融合炉の安全性を確保する上で、トリチウムに対する安全対策は最も重要である。核融合プラントを設計するにあたっては、ほぼすべての場所に置いてトリチウムに対する何らかの対策が講じられる必要があるといっても過言ではない。様々な事故事象を想定して、これに対する予防措置や緊急対応策、影響緩和策、早急な復旧対策等を行うための仕組みや設備を予めプラント内に組み込んでおくためには、経験と豊かな想像力が必要である。核融合発電炉の実現に向けて、他のいろいろな技術と同様にトリチウム取扱技術についても、これまで段階的に研究・開発が進められてきているが、トリチウム取扱施設の設計・製作に携われる機会と人材、高濃度トリチウムを取扱う機会と人材は限られており、その経験をできる限り共有するとともに、次の世代に引き継ぐ仕組みが整っているか、あるいは機能しているかコミュニティとして確認することも重要である。施設や機器の完成図面ではなく、設計・製作する過程にこそ、安全性を確保するための要素がたくさん含まれているように思われる。情報は、受け取る側の経験や知識によって、感じ方や理解のレベルが変わってくる。核融合原型炉の設計議論が本格化するとトリチウムに関わる情報が具体化されてくることになるが、全くトリチウム取扱い経験がない場合と、それなりにトリチウムを取扱った経験がある場合では、やはり情報の受け止め方が違うのではないだろうか。このような観点から、トリチウムを肌で感じた経験のある人ができるだけ多くいることが、核融合炉の安全性の確保に繋がると考えている。その点で、極低濃度であっても大学等でのトリチウム取扱実験は重要である。軽水素や重水素ではなくトリチウムを用いる必要性や、大学や研究機関それぞれの役割を踏まえて課題を設定する必要はあるが、トリチウムを取扱う実験を積極的に継続して実施し、次のステップに備えることが望まれる。

## 2. 九州大学でのトリチウム実験

九州大学では、アイソトープ総合センター伊都地区実験室が、新キャンパスに設置され、平成27年1月から利用可能となった。我々の研究グループも、箱崎キャンパスからトリチウムソースや実験装置の移設を進め、ようやく以前のように実験ができる状態になりつつある。核融合炉開発に関わるトリチウム研究は、国内外においていろいろな視点で取り組まれている。例えば、核融合炉のプラズマ対向壁に何グラムのトリチウムが蓄積されるのか、冷却水へ一日何グラムのトリチウムが漏洩するのかといった評価モデルの開発とその根拠となるデータ取得は不可欠である。また、トリチウムに接した各種材料からどのようにトリチウムが脱離するかといった基礎的な挙動の理解を深める研究もまた非常に重要である。トリチウム取扱量や学生の教育という観点から、九州大学では後者のような研究を実施してきた。

図1には、トリチウム増殖材ペブル充填層にトリチウム水蒸気を流通させ、その後、乾燥ガス、水素ガス、湿潤ガスでパージした際のトリチウム放出挙動を示している。トリチウム濃度は、電離箱で測定し、メモリー効果抑制用の水蒸気を添加している。増殖材のみならず金属配管にもトリチウムが捕捉されるが湿潤ガスパージにより比較的速やかに放出されていることがわかる。しかしながら、実際には金属表面酸化皮膜へ入り込んだトリチウムは速やかには回収できない。湿潤ガスパージにより同位体交換反応を通じて最表面のトリチウムは回収できるものの、しばらく経過すると酸化皮膜内のトリチウムが拡散して表面の吸着水や水酸基に取り込まれる。このトリチウムが湿潤ガスに接触すると、再び気流中にトリチウムが放出される。トリチウム取扱い研究を通じて、このような基本的なトリチウム挙動を理解することが、核融合炉の安全設計に繋がると考えている。しかしながら、

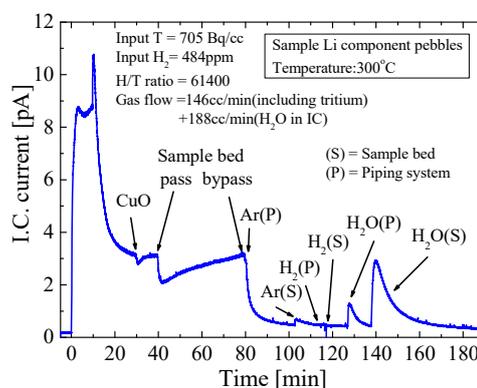


図1 電離箱を用いたトリチウム挙動計測例

、大学で取扱うトリチウム量と核融合炉で取扱うトリチウム量とのギャップは大きく、これを埋めるための施設が国内に必要である。そのためにも ITER トリチウムプラント建設をうまく活用すべきであろう。

\*Kazunari Katayama, Kyushu Univ.

## 核融合工学部会セッション

## 核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性

## Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

## (4) 核融合炉の放射性廃棄物管理シナリオ

## (4) Management scenario of radioactive wastes for DEMO

\*染谷 洋二

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所核融合研究所

## 1. はじめに

核融合反応で発生する高エネルギー中性子に曝される炉内機器（図 1 参照：ブランケットセグメントおよびダイバータカセット）は構造材料の脆化やプラズマ対向壁の損耗などの観点から数年おきに交換が必要になる。近年の研究から、プラント運用後に炉内機器から発生する低レベル放射性廃棄物の総量が、廃炉時に発生する他の廃棄物量に匹敵する可能性が出てきた。さらに、これら放射化機器は原型炉運転開始時の比較的早期から管理することが求められ、ホットセルなどのサイト内に建設される放射性廃棄物取扱施設の概念検討を含めた放射性廃棄物管理シナリオの策定が設計段階から求められる。他方、核融合炉で大量に発生する低レベル放射性廃棄物の埋設区分であるが浅地中埋設処分（～L2 レベル）の範囲内に抑えることが社会受容性の観点で重要なポイントである。本発表では、原型炉設計合同特別チームで設計を進めているトカマク型原型炉を対象に検討した結果を報告する。

## 2. 放射性廃棄物管理シナリオ

核融合炉の定期保守時に交換される放射化機器（図 1 参照）は、吸蔵トリチウムやタングステンダストの拡散防止、並びに放射化機器が有する誘導放射能起因の放射線量や残留熱量に留意して構築を進める。例えば、プラント稼働率を向上させるためには、運転終了後に速やかに炉内機器を交換すべきであるが、交換のためには既設配管を切断する必要があり、交換対象機器からは除熱能力が喪失する。これは、ホットセル搬出時に故障等で止まった際は、残留熱が高い場合には機器温度が升温し、吸蔵したトリチウムが雰囲気中に拡散する。これより、策定中の管理シナリオでは、外部搬出時に自然対流で冷却可能な残留熱量に減衰する運転終了一か月後まで真空容器内で既設冷却システムにおいて冷却し保管することとした。さらに、真空容器内での保管中に残留熱により機器を升温し、運転中に吸蔵したトリチウム除染を実施する。これにより、炉内機器において大部分のトリチウムが存在する第一壁表面からトリチウム回収する事が可能である。発表当日には、上記のような核融合炉における機器の特性に基づき、管理シナリオの特性を報告すると共に軽水炉での廃棄体化手法をベースにいくつかの減容化のための廃棄体化手法について議論する。

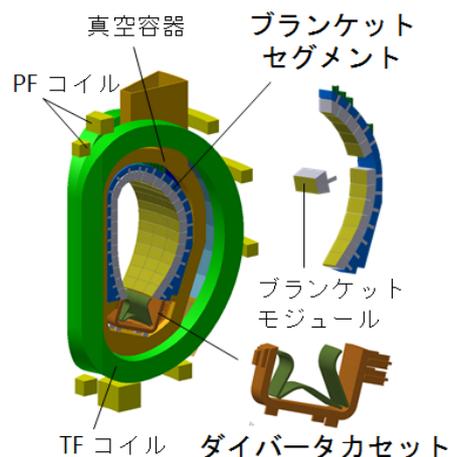


図 1 核融合原型炉での交換対象の炉内機器概念

## 3. 埋設区分解析

核融合炉原型炉において最も誘導放射能が高いブランケットモジュール（トリチウム増殖材: $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ と中性子増倍材: $\text{Be}_{12}\text{Ti}$ は除く）において、放射化時に発生する主要生成核種（1500 核種程度）に対して、コンクリートピット（L2 相当）での埋設手法に基づく浅地中核種移行解析を実施した。当該埋設処分体系での埋設濃度上限値（核種移行、生物圏での被ばく評価）を GSA-GCL コードにより求めた。なお、ブランケットモジュールの主要構造材には低放射化フェライト鋼を使用し、プラズマ側には厚さ  $500\ \mu\text{m}$  のタングステンがコーティングされている。解析した結果、基本シナリオにおける生物圏での線量率が  $3.4\ \mu\text{Sv/y}$  になることが分かった。この値は、埋設判断に用いるめやす線量（ $10\ \mu\text{Sv/y}$ ）以下であることから、原型炉で発生する放射性廃棄物は L2 廃棄物として浅地中処分が可能である見通しを得た。発表当日にはブランケット内で燃料を効率よく生産するために装荷するベリリウム内のウラン不純物の埋設区分への影響も含めて議論する。

\*Youji Someya

---

(Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

## [2C\_PL05] Discussion

核融合炉の研究開発は、炉心プラズマ・ブランケットシステム双方共に核反応を伴う工学的実証段階に近づきつつあり、核エネルギーシステムとしての認識を新たにして開発を進める必要がある。炉内で起こり得る事故事象を具体的に想定し、真摯に安全性と向かいあう姿勢を示すことで、社会の理解を深めていくことが可能となる。セッションでは、先ず人間の認知学的視点から核融合炉の社会的受容性を考え、続いて各専門分野の視点から、ブランケット崩壊熱・放射線閉じ込め、トリチウム、核融合炉が排出する放射性廃棄物の特徴と処理・処分に関する安全性・社会的受容性について研究の現状を講演いただく。

---

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

## [2E\_PL] Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

Chair: Sentaro Takahashi (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

---

[2E\_PL01] New research field in health physics and environmental sciences

\*Sentaro Takahashi<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

[2E\_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety

\*Toshihiko Fukuda<sup>1</sup> (1. NDF)

[2E\_PL03] Resource recycling of high-level radioactive wastes

\*Reiko Fujita<sup>1</sup> (1. JST)

[2E\_PL04] Medical use of nuclear energy and radiation

\*Koji Ono<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

保健物理・環境科学部会セッション  
原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究

Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

(1) 保健物理・環境科学研究の新たな展開

(1) New research field in health physics and environmental sciences

\*高橋千太郎<sup>1</sup>

<sup>1</sup>京都大学原子炉実験所

1. はじめに

原子力や放射線の安全な利用・開発において、人の放射線障害を未然に防止し、環境の保全をはかることは重要かつ必須の要件である。保健物理・環境科学部会では、このような原子力の安全利用に資するため様々な活動を行っており、本セッションもその一部である。今回は、「原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究」というテーマで、原子力・放射線利用の新たな領域について、その概要を関連分野の専門家に「放射線安全」の観点を含めて簡単に紹介いただき、そのような領域の研究開発や利用において必要な保健物理学・環境科学・放射線影響科学分野の研究はどのようなものかについて討議し、将来的なビジョンを提示することを試みる。

2. これまでの研究対象

従来、原子力に関連する保健物理・環境科学研究の対象領域は、軽水炉による発電や軽水炉用燃料の再処理、廃棄物処理などに関わるものが主体であった。また、東電福島第一原発事故を受けて、緊急時や事故後の放射線防護や環境放射能に関わる研究も注目されてきた。原子力学会の春・秋の大会における保健物理・環境科学関連の研究発表数は、平成23年の福島原発事故までは全体の3-4%程度であったが、福島原子力発電所の事故以降は、発表演題数が増えて10%程度となっている（図1）。平成27、28年度の春秋の大会での発表内容を「環境放射線（能）と動態」「計測法など工学」「環境での線量評価」「生物影響・医学利用」に分類すると図2の様になり、福島原発事故関連の環境放射能や線量評価に関わる研究が多い。

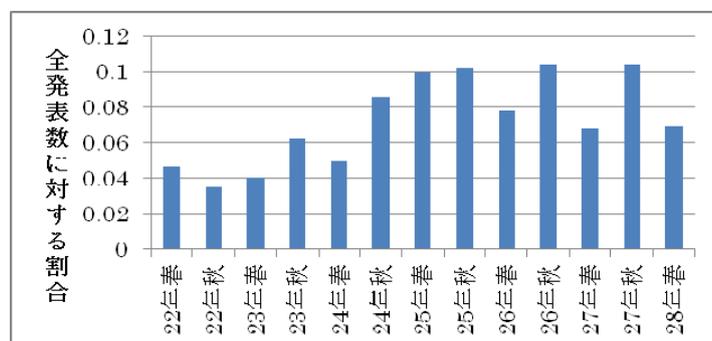


図1 保健物理・環境科学のセッションでの発表数

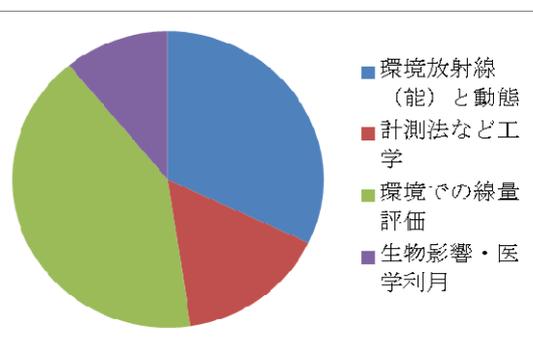


図2 発表内容の対象領域

3. 新たな対象領域

本セッションでは、保健物理・環境科学が今後、対象としていく領域として「福島第一原子力発電所の廃炉」、「使用済核燃料からの有用元素の回収」「原子力・放射線の医学利用」の3領域を取り上げる。福島原発の廃炉は極めて重要な国家的課題であり、その開発には従来の研究開発での知見からは予想できない困難が想定される。作業員や周辺環境の安全確保は重要な課題である。一方、使用済み燃料から有用元素を回収し、偶奇分離や核変換をして再利用しようという革新的な研究開発も進んでいる。従来、あまり研究されてこなかった種類の放射性核種による被ばく線量評価が必要となるであろう。原子力の医学利用の典型であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）は、すでに臨床医療センターが開設される段階にまで発展し、重粒子線によるガン治療も日常的となっている。新たな放射線防護・管理が必要である。

\*Sentaro Takahashi<sup>1</sup>,

<sup>1</sup>Kyoto University Research Reactor Institute

## 保健物理・環境科学部会セッション

## 原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究

Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

## (2) 福島第一原子力発電所の廃炉と放射線安全

(2) Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety

\*福田 俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF)

## 1. これまでの廃炉活動と放射線安全管理

福島第一原子力発電所の事故が発生して約7年が経過する中、原子炉の冷温停止状態を維持し、格納容器ガス管理設備により気体放射性物質の放出は大幅に抑制され、海側遮水壁等の対策により港湾における放射性物質濃度も大幅に減少している。陸側遮水壁等の汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出しにも進捗がみられ、短期的なリスク低減対応には一定の見通しがついてきた。これら追加的放出による被ばく線量低減の取組により、敷地境界で評価した最大線量は年間1mSv未滿を達成している。

発電所敷地内は、線量低減対策として高線量瓦礫の撤去をはじめ、表土除去や地表面をアスファルト等で覆う（フェーシング）等による除染・遮へいを進めた結果、1～4号機周辺及び廃棄物保管エリアを除き目標線量当量率 $5\mu\text{Sv/h}$ を達成し、作業員の月平均被ばく線量は「被ばく線量目安1.7mSv/月」を十分下回る状況となっている。

## 2. 今後の廃炉に向けた取組

## (1) 燃料デブリ取り出し

NDFが策定した戦略プラン2017<sup>[1]</sup>では、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けて3つの重点工法(①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法)について技術的な実現性評価等を行い、全体最適を目指した計画として検討を進めること、徐々に得られる情報に基づいて柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること、気中-横アクセス工法に軸足を置いて原子炉格納容器(PCV)底部の燃料デブリを先行して取り出す方針で進めていくこと等を盛り込んだ戦略的提案を行い、政府の中長期ロードマップの改訂に寄与した。また、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、実際の工事計画の立案の加速化に向け、(1)予備エンジニアリングにおいて研究開発やシステム概念検討の成果の現場適用性を検討し、燃料デブリ取り出しに関わる工程を具体化すること、(2)研究開発の絞り込み・重点化により技術開発を加速・実用化すること、(3)燃料デブリ取り出し開始に向けた道筋として現場の環境整備や取り出した後の保管施設の準備等の計画を立案すること、を方針決定以降の重点的な取組としている。

気中工法を実現するためには、これまで原子力発電所では、ほとんど取り扱ったことがない $\alpha$ 線放出核種に対する放射線防護が重点課題の一つである。このため、安全上重要な閉じ込め機能の確保の観点から「 $\alpha$ 線放出核種管理システムの成立性」という課題解決に向けた取組が進められている。また、NDFが設置する廃炉研究開発連携会議においても、「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明( $\alpha$ 線放出核種等のダスト対策を含む)」を基礎基盤的な重要研究課題に位置付けている。

## (2) 廃棄物対策

現在までに発生した固体廃棄物は、事故時フォールアウト残存核種による汚染ガレキ等と水中へ移行した核種の吸着処理等を行った水処理二次廃棄物である。これらの固体廃棄物は、種類や線量当量率に応じた安全な保管管理を行うとともに、雑固体廃棄物焼却設備等の施設整備も着々と進められている。

東京電力HDの保管管理計画では、当面10年程度に発生する固体廃棄物の物量予測を念頭に、より一層のリスク低減を目指し、可能な限り減容を行った上で、建屋内保管へと集約していく計画である。

また、戦略プラン2017<sup>[1]</sup>において、固体廃棄物の全体の発生量や性状は作業の進捗に伴い順次明らかになるという特徴を捉え、その性状把握を推進し、安全かつ合理的な処分前管理を行うとともに、必要なものについては処分を念頭においた先行的処理方法の選定手法の構築に着手する等の基本的考え方を取りまとめた。

### 3. 今後の放射線安全に係る課題

#### (1) 廃炉作業に係る放射線管理

現在の廃炉作業では、主に事故時に放出された<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs等のβγ線放出核種に着目した放射線管理を行っているが、多種多様な核種が存在する燃料デブリや廃棄物を取り扱う作業の放射線防護では、βγ線放出核種に対する外部被ばく管理（線量当量率の管理）に併せ、α線放出核種の混在による内部被ばく管理（表面密度の管理、空気中の放射性物質濃度の管理）が重要となる。燃料デブリ取り出し作業は、ステップ・バイ・ステップのアプローチによる柔軟な対応を提示しており、α線放出核種の混在を考慮した放射線防護についても現場状況に応じ段階的な放射線管理を実施していくことが肝要である。

#### (a) 放射線管理上の着目核種

αβ(γ)線放出核種の混在場における実用的な放射線管理では、放射線量が大きく濃度限度が厳しい核種を着目核種として選定し、代表管理とすることが合理的である。燃料デブリ取扱い作業では、燃料デブリ核種組成<sup>[2]</sup>から外部被ばく管理上の着目核種は「<sup>137</sup>Cs-<sup>137m</sup>Ba(γ)、<sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y(β)」、内部被ばく管理上の着目核種は「<sup>238</sup>Pu(α)、<sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y(β)」とすることが考えられる。

#### (b) 外部被ばく管理

燃料デブリ取扱い作業では、高エネルギーβ線放出核種である<sup>90</sup>Y(<sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y)による局所β線被ばくについて、現状のβ対象エリア（水処理設備を含む建屋内等）と同等の管理を行う必要がある。特に、眼の水晶体等価線量限度に対する勧告<sup>[3]</sup> ICRP Publ. 118 (2012) について、国内法取入れの動きあることから対応が必要である。また、中性子線の外部被ばく管理の必要性についても、燃料デブリの取り扱い量と作業環境の線量寄与（γ線+中性子線の合算線量）に応じた検討が必要である。

#### (c) 内部被ばく管理

空気中放射性物質濃度の管理では、燃料デブリ核種組成<sup>[2]</sup>から放射線量が大きく濃度限度が厳しい核種として「<sup>238</sup>Puの濃度限度に基づくα放射能の空気濃度管理」及び「<sup>90</sup>Srの濃度限度に基づくβ放射能の空気濃度管理」とすることが考えられる。また、告示第三号<sup>[4]</sup>第6条（放射線業務従事者に係る濃度限度）に従い、α放射能及びβ放射能それぞれの濃度限度比の和を1以下とすることが求められるため、空気濃度の管理基準や呼吸保護具の着用基準等を定めるに当たっては濃度限度が厳しいα放射能の寄与を考慮する必要がある。

#### (2) 敷地周辺における線量評価

福島第一原子力発電所は、特定原子力施設の適用法令等<sup>[4,5]</sup>に従い、施設全体からの追加的放出による実効線量の評価値を敷地境界で年間1mSv未満とすべく、周辺監視区域外の排気中及び排水中の濃度限度に基づく目標値を定めて排気、排水の放出管理を実施している。この濃度限度は、直接、慢性的に吸入・経口摂取する保守的なモデルに基づいた誘導値である。敷地周辺には中間貯蔵施設が設置されているという状況下における現実的なモデルに基づく代表的個人の考え方について、ICRP Publ. 103 (2007) 勧告<sup>[6]</sup>の国内法取入れ等の動向を見据えつつ、議論及び提言を期待したい。

#### 【参考文献】

- [1] 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2017
- [2] 福島第一原子力発電所の燃料組成評価 JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)
- [3] ICRP Publ. 118 (2012) 確定的影響（組織反応）のしきい線量
- [4] 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示（原子力規制委員会告示 第三号 H25. 4. 12）
- [5] 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（原子力規制委員会告示 第八号 H27. 8. 31）
- [6] ICRP Publ. 103 (2007) 国際放射線防護委員会の2007年勧告

\*Toshihiko Fukuda

NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

## 保健物理・環境科学部会セッション

## 原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究

Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

## (3) 使用済み燃料からの有用元素の回収

## (3) Resource recycling of high-level radioactive wastes

\*藤田 玲子<sup>1</sup><sup>1</sup> 科学技術振興機構

2014年6月から始まった内閣府の ImPACT プログラム (Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies) に上記テーマが採択されて約4年が経った。本稿では使用済み燃料から有用元素の回収の観点から原子力の新しい領域に関するこのプログラムについて紹介する。

## 1. はじめに

本研究は2011年3月11日の東京電力(株)福島第一発電所事故(福島事故)の後、日本の原子力分野が社会のニーズに答えて新たな研究開発をする必要があると考え提案したもので、原子力の根本の課題である高レベル放射性廃棄物(HLW)の処分の問題解決の一助となり得る研究開発を原子力分野の研究者だけではなく、広く他分野の研究者にも参画していただき、若い研究者に新たな研究開発の分野を提供すると共に、“社会を変える”ハイリスク・ハイインパクトの ImPACT のプログラムとして基礎研究から実用化を目指す研究開発の道筋を示すことをもう1つの目的としている。

ImPACTはH25年度に550億円の基金として設立されたものであるもので、期間はH31年3月までの5年間である。現在、16テーマが採択され研究開発が進められている。

## 2. 本プログラムの概要

本テーマはHLWを低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物(LLFP)を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアである。

高レベル放射性廃棄物に含まれるLLFPは7核種がある。このうち、原子炉で核変換するには同位体分離が必要となるPd-107、Zr-93、Cs-135、Se-79を選び、加速器で核変換する経路を検討している。プログラムの概念を図に示す。

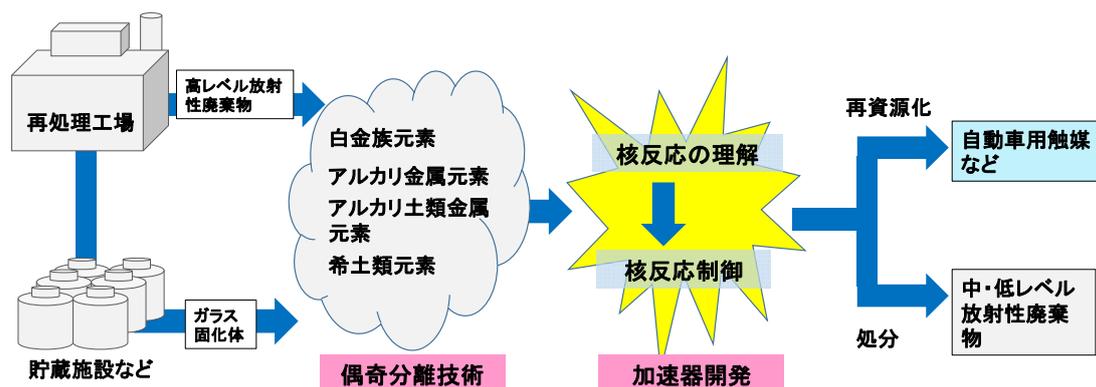


図1 本プログラムの概念

本プログラムはPJ1~5から構成される。

## PJ1: HLW から LLFP の回収技術

HLW から LLFP を回収する技術を開発。再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体を対象としている。半減期の長い核種は奇数核種が多いことから同位体分離をしない代わりに偶数核種と奇数核種を分離する偶奇分離技術の開発を進めており、Pd-107 および Zr-93 の工学装置の開発に成功した。

**PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験**

RI ビームファクトリー(RIBF) (理研) を用いて、逆運動学法により Pd-107、Zr-93、Se-79、Cs-135 の 100MeV、200MeV、50MeV の陽子、重陽子のデータを取得した。また、低入射エネルギーの測定データの精度を向上するために改造した OEDO (理研) で 25MeV のデータも取得。Pd-107 はインプラントターゲットを作製し、実際の核変換のデータを取得する世界で初めての実証試験を開始。現在、Pd-107 のインプラントターゲットを作製に着手している。

**PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション**

核反応断面積を用いた定量評価を実施し、効果的な核反応の経路を提案する。すでに Pd-107 および Cs-135 については提案済みである。

**PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発**

核変換を実現する ImPACT 加速器仕様を決定した。重陽子ビームを用い、入射エネルギー40~200MeV/u、ビーム電流 1 A、ビームパワー80MW~200MWx2 とした。これを実現する概念設計を各メーカーと開始した。また、実機の加速器に必要な超伝導空洞、プラズマウインドウ、液体ターゲットの開発を実施している。

**PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念**

LLFP 核変換の処分に与える効果や資源化する際のクリアランスレベルの設定などの検討を実施している。高レベル廃棄物を中間深度処分するための処分概念を見直した。また、回収した Pd-107 と Zr-93 を再利用するために世界で初めてのクリアランスレベルを設定するための研究を開始し、クリアランスレベルを提案。最終的にこのプログラムを実現するプラント概念を提示する。

**3. 原子力の新しい領域**

本プログラムでは前述したように、偶奇分離技術に基づくレーザー技術および、マクロ量を処理する加速器技術に関して原子力の新しい領域を提案している。一方、環境科学の観点から以下の述べるように核変換した後の有用元素のクリアランスレベルの定義という、全く今までにない原子力の新しい領域の研究を開始した。その概要について述べる。

**3-1. 有用元素の回収および課題**

PJ1 では高レベル廃棄物から LLFP を化学法で回収し、偶奇分離法により奇数核種を取り出す。使用済みパラジウム (Pd) では偶奇分離法により Pd-105 と Pd-107 を取り出すと残りは Pd-104、Pd-106、Pd-108 および Pd-110 であり、そのまま資源として利用することができる。

偶奇分離法により取り出した Pd-105 および Pd-107 は PJ-2,3,4 により検討した重陽子加速器により核変換し、Pd-102~Pd-106 に核変換する。

偶奇分離もしくは核変換により LLFP を低減した回収 LLFP には半減期の核種が残留している。回収した元素中に含まれる半減期の長い核種の割合をどの程度まで下げることにより再使用できるかを評価する必要がある。すなわち、Pd-107 および Zr-93 の残留量すなわち、混入量の使用限度を評価する必要がある。

**3-2. 有用元素のクリアランスレベルの提案**

PJ5 では回収した LLFP を資源化するため、回収した元素中に含まれる半減期の長い核種の割合をどの程度まで下げることにより再使用できるかを評価している。まず、再利用のためにリサイクル金属が放出された後、公衆に被ばくを与えると考えられる経路を列挙する。列挙したシナリオのうち、評価すべきシナリオを確定し、被ばく線量評価を行う。年間 10 マイクロシーベルトの線量の放射性廃棄物中の核種濃度から Pd-106 および Zr-93 のクリアランスレベルを算出することにより提案している。

**4. おわりに**

放射性廃棄物の放射能を低減して再利用、資源化するという原子力の新しい領域を開拓している。環境科学研究という観点からは放射性廃棄物をリサイクルして有用元素のクリアランスを定義するという研究を進めている。今後、この分野が発展することを期待したい。

---

\*Reiko FUJITA<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Japan Science and Technology Agency<sup>2</sup>

保健物理・環境科学部会セッション  
原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究

Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

(4)原子力・放射線の医学利用

(4) Medical use of nuclear energy and radiation

\*小野公二<sup>1</sup>

<sup>1</sup>大阪医科大学・関西 BNCT 共同医療センター

1. はじめに

原子力・放射線の医学利用は、診断から治療まで広範囲にわたっている。レントゲンによる X 線の発見からわずか 130 余年で X 線 CT は医療の現場で欠くことのできない診断技術になっている。原子炉や加速器で作られた放射性物質を用いる核医学は診断・治療の有力なツールである。放射線による悪性腫瘍の治療は、高い QOL と治療効果を両立するものであり、その利用はますます増えている。ここでは、特に原子力（原子炉）と関連の深いホウ素中性子捕捉療法、および加速器工学と医学の連携ともいえる陽子線・重粒子線治療について紹介する。

2. ホウ素中性子捕捉療法

ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) は、腫瘍細胞に取り込まれたホウ素 <sup>10</sup>B と熱。熱外中性子との核反応により発生する粒子線 (アルファ線、<sup>7</sup>Li 粒子) によって、選択的に腫瘍を殺傷する治療法である。原子炉で発生する高速中性子のエネルギーを重水や金属フィルターにより弱め、熱中性子から熱外中性子にした後、あらかじめホウ素薬剤を投与してホウ素を集積させた腫瘍細胞に照射する治療法である。現在、BNCT の臨床研究で主に使用している薬剤はボロノフェニルアラニン (BPA) という化合物で、アミノ酸であるフェニルアラニンにホウ素を付加したものである。癌細胞では正常細胞より増殖分裂に必要なアミノ酸の取り込み能力が亢進していることを利用している。BNCT の照射当日は、中性子照射直前までに約 2 時間かけて BPA を点滴し、癌細胞に正常組織よりも多く選択的に BPA が取り込まれた状態をつくり、腫瘍の部位に熱・熱外中性子を 30 分から 90 分照射することで治療を行っている。

BNCT を放射線防護の観点からみると、第一に、中性子線を利用することが特徴である。線量の測定や遮蔽など、様々な場面で X 線などの光子放射線と異なる技術・手法が必要となっている。また、BNCT では担当医師や看護婦以外に、診療放射線技師や医学物理士、炉の運転要員や放射線管理要員など、多様な作業者が、複雑な放射線作業を実施するという特徴を有している。さらに、中性子の減速に用いる重水中には核反応によりトリチウムが生じ、この高濃度にトリチウムを含有した重水の安全取扱いも求められる。

3. 陽子線・重粒子線治療

粒子線を悪性腫瘍に治療に用いることには、いくつかのメリットがある。粒子線、特に、現在使用されている炭素線は、生物学的効果比 (RBE) が高く、同じ線量でも細胞を殺傷する能力が高い。このため放射線抵抗性で放射線治療の適用でなかったような腫瘍にも効果がある。また、粒子線は飛程の終端で大きな線量を与えるという特徴を有している。このブラッグピークといわれる高線量位置がうまく腫瘍細胞に一致するようにすることにより、正常組織の照射線量を低く、標的である腫瘍の線量を高くすることができる。このいわゆる線量集中性の高いことが、粒子線治療の特徴である。

現在、粒子線治療は加速器 (特にシンクロトロンやサイクロトロン) を使って行われている。したがって、放射線防護という観点からは、高エネルギー加速器の放射線管理が求められている。加速器室や治療室の放射化と残留放射能は、作業者の放射線防護の観点で重要である。また、患者の保定に使用するプラスチック装具の放射化とその後の管理、廃棄は粒子線治療に付随する問題点である。

\*Koji Ono<sup>1</sup>,

<sup>1</sup>Kansai BNCT Medical Center

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

## [2F\_PL] Addressing V&V Challenges in Reactor Physics Calculations

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

---

### [2F\_PL01] V&V Challenges in Reactor Physics Calculations and Future Developments

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup> (1. Nagoya Univ.)

### [2F\_PL02] Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data

\*Kenji Yokoyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

### [2F\_PL03] Possibility for Complementing V&V using Monte Carlo Calculations

\*Tadashi Ikehara<sup>1</sup> (1. GNF-J)

### [2F\_PL04] Discussion

## 炉物理部会セッション

## 炉物理計算における V&amp;V の課題と解決

## Addressing issues of V&amp;V in reactor physics calculations

## (1) 炉物理計算における V&amp;V の課題と今後の方向性

## (1) Current issues of V&amp;V in reactor physics calculations and a future direction for solution

\*山本 章夫<sup>1</sup><sup>1</sup>名古屋大学

## 要約

- ・炉心解析システムの V&V は、原子力安全の確保という大目的を達成するために実施されている活動の一つである。V&V の内容と原子力安全確保の関連をよく認識しておく必要がある。
- ・統計的な手法をベースとしたデータ同化法を用いることにより、V&V における外挿に起因する不確かさの変化を含めた定量化が可能である。
- ・炉心特性間の誤差の相関に着目することにより、直接測定できないパラメータの V&V も可能である。
- ・炉心解析における系統的な平均誤差はバイアス因子法などを用いることで、設計において合理的に考慮することが可能である。従って、炉心解析の V&V は平均誤差ではなく不確かさ(標準偏差)を指標とすべきである。
- ・炉心解析システムに対する標準ベンチマーク問題は、原子力安全の確保という目的に対するサロゲート(代替目標)であり、標準ベンチマーク問題を用いることで、効率的な V&V を実施可能である。

## 1.はじめに

日本原子力学会では、2015 年に「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015 (AESJ-SC-A008 : 2015)」(以下、ガイドライン)を発行した。ガイドラインは、原子力分野で用いられるシミュレーション手法の信頼性を確保するための枠組みを提示したものであり、今後、ガイドラインに沿った形で炉心解析システムの検証及び妥当性確認(Verification and Validation, 以下、V&V)が進むことが期待される。

ガイドラインでは、モデリング&シミュレーションの V&V を4つのエレメントに分けて取り扱っている。エレメント 1 は概念モデルの開発に関するもので、対象とする実現象を表現する概念モデルの信頼性を取り扱う。エレメント 2 は、概念モデルを数値シミュレーションするための数学的モデルに関するもので、モデルの不確かさや入力データの不確かさを取り扱う。これは、炉物理解析の中心的な研究テーマの一つであると言える。エレメント 3 は実験データに関するもので、V&V に用いる実験データベースと測定値の不確かさに関するものである。こちらは炉物理実験の中心的な研究テーマの一つである。エレメント 4 が不確かさの定量評価による予測性能の信頼性評価となる。近年、炉物理分野で精力的に取り組まれている不確かさ評価は、その多くがエレメント 2 と 4 に関連するものであると考えられる。

本稿では、原子炉物理及び原子力安全の観点から、V&V のうち、特にエレメント 4 を中心として、現状の認識、課題と今後の方向性を述べる。なお、本稿では、炉物理計算のうち、主として軽水炉の炉心解析システムを念頭に置いて議論を行う。また炉物理計算とは、主として中性子の挙動に係る計算を念頭に置くが、炉心解析では、熱水力計算なども切り離せない。本稿で議論する方法論自体は、マルチフィジックス計算も対象になり得ると考えている。

---

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ.

## 2. 原子力安全と炉心解析システムの V&V

原子力安全の目的は、「人と環境を原子力施設に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。被覆管、圧力容器及び格納容器からなる原子炉の多重障壁は、原子力安全の目的を達成するための重要な役割を担っている。炉心解析から見た場合、これらの多重障壁の健全性は、以下のロジックで確認される。

①多重障壁の損傷モードの特定(熱的、機械的、化学的影響など)→②損傷モードを代表する熱・機械的パラメータを設定(DNB, MCPR, 中心温度など)→③これらのパラメータに影響を与えるプラント過渡・事象事象を選定→④代表炉心に対してプラントの安全解析を実施し多重障壁の健全性に関わるパラメータが制限値内であることを確認→⑤プラント安全解析で用いた核的な炉心安全性パラメータを抽出→⑥(取替)炉心解析において、炉心安全性パラメータが安全解析で用いた値を超えていないことを確認

本来、原子力安全の観点から要求されることは、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」である。すなわち、炉心解析システムの V&V においては、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」の観点から炉心解析システムが十分な信頼性を有しているかどうか確認すればよいことになる。このような V&V は、原理的には可能ではあるものの、一連のプラント安全解析を含む複雑で大規模な解析と評価が必要となる。そこで、上記のロジックに従って、評価対象をより解析しやすい核的な炉心安全性パラメータに置き換えて炉心の安全性を評価しているとみることができる。このことから、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」のサロゲート(代替目標)である炉心安全性パラメータの評価値の信頼性を確認しているのが、炉心解析システムの V&V であるといえる。

なお、原子炉の効果的な運用のためには、原子力安全の確保は前提としたうえで、財産保護の観点も考える必要がある。原子炉においては、一般的に燃料被覆管の健全性を担保することが財産保護につながると考えられるため、原子力安全の目的達成は、財産保護と方向性が一致している。

## 3. シミュレーション結果の信頼性の確認

シミュレーション計算は現実世界の一部を模擬して実施することから、必ず真値との差異、すなわち誤差が生じる。それでは、原子力安全の観点から考えた場合、炉心解析の V&V における信頼性の確認は、どのような点に留意すれば良いのであろうか。

一つ目は、不確かさの外挿性である。炉心解析の V&V において最も重要なことの一つは、設計対象とする体系(設計炉心)において予測値の信頼性評価を実施することである。設計炉心においては、当然ながら測定値は存在しないため、測定データが存在する他の炉心や臨界集合体などにおける測定値、あるいは PIE により得られた同位体組成等を用いて間接的に設計対象炉心の解析値の信頼性について確認を行うこととなる。測定値との比較を行った条件と設計対象炉心の条件に大きな差異がない場合は、解析値と測定値との比較で得られた不確かさを設計対象炉心の不確かさとするのは工学的な判断として合理的であろう。しかしながら、条件に大きな(significant な)差異がある場合、検証体系と設計体系における不確かさは変化するものと考えられる。軽水炉の炉心解析システムの V&V においては、検証体系と設計体系の条件をできるだけ揃えることで、検証体系の不確かさを設計体系に適用することが多いと考えられる。しかし、条件が異なっても V&V としては有益な情報が得られるため、条件の変化による不確かさの変化を定量化できれば、V&V に使用可能なデータが増加することが期待できる。なお、高速炉においては、使用できる実験データが限られていることもあり、従来からこのような取り組みがなされている(本企画セッション講演(2))。なお、これに関連し、高精度なシミュレーション手法(連続エネルギーモンテカルロ法)を V&V の「測定値」として用いることが出来れば、「検証」体系と設計体系を類似にすることが可能となり、V&V 上有益であると考えられる(本企画セッション講演(3))。

二つ目は、平均誤差と不確かさの取り扱いである。最も理想的なのは、どのような炉心条件で解析しても誤差がほぼゼロであり、誤差が無視できる状態であろう。しかし、現実的には、数値解析による予測結果には様々な要因による誤差が存在し、それらの誤差が相殺しあって、全体としての誤差が多かれ少

かれ生じることとなる。

例えば、V&V を行い、ある炉心パラメータについて、誤差が平均誤差±不確かさという形で得られたとする。この場合、これから設計する炉心の条件が V&V の範囲内であれば、同様の誤差傾向が得られることが合理的に期待できる。また、平均誤差が判明している場合、この値を考慮することで、予測精度を上げることは、工学的な設計手法として合理的であると考えられる。そうすると、炉心解析システムの信頼性としては、不確かさ(たとえば標準偏差)が重要になると考えられる。適正な理論的根拠に基づき、平均誤差を考慮する手法については、後述する。

#### 4. V&V の現状と課題

軽水炉の炉心解析システムでは、炉心解析手法の信頼性を確認するため、一般的に以下のような V&V が行われる。

- ・臨界集合体解析
- ・実機炉心解析
- ・PIE 解析
- ・高精度な参照解(例：連続エネルギーモンテカルロ法)との比較

臨界集合体解析では、燃料組成に応じた反応度価値、燃料棒単位の核分裂率分布、吸収材価値、可燃性毒物価値、反応度係数などが、実機炉心解析では燃焼に伴う反応度変化、集合体単位の出力分布、制御棒価値、反応度係数、出力係数などが、PIE 解析では燃焼に伴う同位体組成の変化の V&V が行われる。一方、高精度な参照解との比較は、実験データを得ることが困難な条件について、炉心解析システムの信頼を確認するために行われることが一般的である。

このような V&V は軽水炉で十分な実績が積み重ねられており、実践として確立していると考えられる。一方、今後、V&V 手法を高度化していくためには、以下の課題を検討することが望まれる。

- ・炉心設計の第一義的な目的が原子力安全の確保であることを考えると、V&V により炉心安全パラメータの不確かさを定量的に示すことが望まれる
- ・炉心安全パラメータには、直接測定データを得ることが困難な項目がある。測定値と解析値を直接比較する V&V のみでは、このような項目に対する V&V が困難である
- ・PIE 解析など、炉心安全パラメータとの関連が必ずしも明確に説明されていない項目が V&V として用いられている。
- ・連続エネルギーモンテカルロ法による実験データの補完は、どのような条件で、どの程度有効かが必ずしも明確になっていない。

#### 5. データ同化法の活用

シミュレーション手法の信頼性向上は、大きく分けて二つのアプローチがあると考えられる。一つ目は、概念モデル及び数学的モデルの精緻化であり、炉心解析の場合には、核データの評価モデル高度化、中性子の飛行方向、エネルギー分布、空間分布、時間変化の離散化に伴う誤差を低減する取り組みであると言える。二つ目は、測定データやより高精度な解析結果を取り込むことで計算モデルや入力データを調整し予測精度を向上させるデータ同化である。シミュレーションの信頼性向上において、モデルの精緻化と、データ同化は相補的な役割を果たす。すなわち、モデルの精緻化は、原因から結果の方に向かってシミュレーションの精度を向上させるものである一方、データ同化は、結果から原因にさかのぼって信頼性を向上させるものと理解できる。

近年、炉心解析においてもデータ同化の取り組みが進められている。データ同化法は、以下の特徴を有する。

- ①モデルや入力データに起因する平均誤差を低減することが出来る
- ②データ同化後の予測計算の不確かさを低減することが可能であり、また、不確かさを定量評価することが可能

### ③検証する体系や核特性が設計対象と異なっても、データ同化で利用可能

①の特徴から、データ同化を用いた場合、計算モデルに平均誤差が仮に存在したとしても、これが不確かさに直接影響を与えるものではないことが分かる。また、データ同化では、一般的に予測計算の不確かさ(一般には分散)を最小化するように入力データの調整や補正量が決められることから、予測計算の不確かさが低減可能であり、かつ、不確かさを定量的に評価することが出来る。さらに、③の特徴から、検証体系と設計体系に差異が存在していたとしても、データ同化を適用可能であり、また、検証体系と設計体系の核特性(あるいは、計算モデル誤差)に何らかの相関がある場合には、不確かさの低減が期待できる。

以上のことから、モデルV&Vにおいて、エレメント4の予測性能においては、データ同化法が大きな寄与をすることが期待できる。

データ同化法には様々な手法がある。断面積調整法は測定データを元に入力データ(断面積)を調整することで予測の不確かさを低減する手法である。また、バイアス因子法(通常、拡張、一般化)は、測定データを用いて、評価対象とする核特性の予測不確かさを低減する手法となっている<sup>12)</sup>。これらの手法は、高速炉で歴史的に用いられてきているものの、軽水炉の実機炉心解析では感度係数の直接評価が困難であることから、実用化には至っていなかった課題がある。

しかしながら、近年、ランダムサンプリング法に基づく統計的な手法をベースとしたデータ同化法が炉心解析に適用され始めている<sup>3)</sup>。Khalikらが提案したPhysics Guided Covered Mapping (PCM)法では、検証体系と設計体系に対して、ランダムサンプリングを用いた計算モデルの予測を行い、検証体系と設計体系において相関が高いパラメータを用いて設計体系の予測値の不確かさを低減する手法を提案している<sup>4)</sup>。遠藤らは、バイアス因子法をランダムサンプリングに基づいて行う形に拡張し、軽水炉体系における適用性を確認している<sup>5)</sup>。これらの手法の特徴は、軽水炉の解析で大きな課題であった感度係数の直接的な評価を行うことなくデータ同化法を適用できることである。また、現時点では、入力データとして、核データの不確かさのみが考慮されているが、上記の手法は、核データのみに限らず様々な不確かさを取り扱い可能である。他の不確かさ、例えば幾何形状、組成、温度、運転条件、計算モデルなどを考慮することで、さらに適用範囲が広がることが期待できる。

## 6. 標準ベンチマーク問題の設定

従来は、設計炉心の臨界時核特性の予測精度向上のため、代表性因子が1に近いモックアップ体系臨界実験結果が主として用いられてきた。一方、5節で述べたデータ同化法を用いる場合、V&Vに用いる測定データとV&Vで対象とする核特性が一对一に対応している必要はない。入力データや計算モデルの不確かさ等の観点から見て、V&Vで対象とする核特性と相関の高い測定データがあれば、不確かさの低減を図ることができる。逆に、あるV&Vメニューを想定したときに、V&Vの対象とするパラメータの不確かさを定量評価することが可能となる。なお、データ同化法を用いる場合、臨界実験データに限らず、未臨界実験データ、その他、場合によっては核燃料を使用しない実験も含めて測定データを活用できる可能性があることを示している。

このことから、炉心の安全性評価に必要な核特性パラメータのV&Vに使用できる標準ベンチマーク問題を設定することが重要であると考えられる。この標準ベンチマーク問題は、臨界集合体、実機炉心、PIE等の測定結果からなっており、入力データや計算モデルの不確かさに対して、種々の測定データと炉心安全性パラメータの変動の相関が評価されているものである。データ同化の手法を用いると、標準ベンチマーク問題の解析を実施し、それぞれの予測誤差を評価することで、炉心安全性評価に必要なパラメータの平均誤差と不確かさを評価できるものになると考えられる。なお、炉心パラメータ間の不確かさ(変動)には相関があり、直接の測定が困難なパラメータに対しても、このような考え方を用いることで不確かさの定量評価が可能になるものと考えられる<sup>6),7)</sup>。

また、このV&Vの過程において、連続エネルギーモンテカルロコードを介在させることにより、計算モデルの不確かさの大部分を低減することが可能になると期待できる。今後、このような方法論の確立が望まれる。

原子力安全の目標は、人と環境を放射線の有害な影響から防護することであるが、これを解析で直接示すためにはレベル3のPRAが必要となり、複雑で大規模な解析が必要となる。そこで、炉心損傷確率、格納容器損傷確率、放射性物質の放出量制限という性能目標(サロゲート、代替指標)が設定され、これらの性能目標が安全目標への適合性の目安となっている。同様の考え方をを用いて、炉心解析においては、炉心安全パラメータの不確かさの評価が本来求められるところ、代替指標として標準ベンチマーク問題の不確かさ評価を用いることが出来ると考えられる。

## 7. まとめ

本稿では、特に軽水炉の炉心解析を中心としてV&Vに関連する課題と今後の方向性について検討を行った。V&Vの設計・実施にあたっては、炉心解析の最終目的(原子力安全の確保)に立ち返って考える必要がある。また、データ同化手法の活用により、直接的に測定が困難な炉心パラメータを含めたV&Vが実施できると考えられる。また、標準ベンチマーク問題の設定により、V&Vを合理化できるものと考えられる。

1. T. Kugo, T. Mori, T. Takeda, "Theoretical Study on New Bias Factor Methods to Effectively Use Critical Experiments for Improvement of Prediction Accuracy of Neutronic Characteristics," J. Nucl. Sci. Technol, 44, 1465 (2006).
2. T. Sano, T. Takeda, "Generalized Bias Factor Method for Accurate Prediction of Neutronics Characteristics," J. Nucl. Sci. Technol, 43, 1465 (2006).
3. E. Castro, et al., "Improving PWR core simulations by Monte Carlo uncertainty analysis and Bayesian inference," Ann. Nucl. Energy, 95, 148 (2016).
4. H. Abdel-Khalik, H. Ayman, C. Wang, "Physics-guided Covered Mapping: a New Approach for Quantifying Experimental Coverage and Bias Scaling," Trans. Am. Nucl. Soc., 112, 704 (2015).
5. T. Endo, A. Yamamoto, T. Watanabe, "Bias factor method using random sampling technique" J. Nucl. Sci. Technol, 53, 1494 (2016).
6. A. Yamamoto, Y. Yasue, T. Endo, Y. Kodama, Y. Ohoka, M. Tatsumi, "Uncertainty Estimation of Core Safety Parameters using Cross-Correlations of Covariance Matrix," J. Nucl. Sci. Technol., 50, 966 (2013).
7. T. Watanabe et al., "Uncertainty and Correlation Estimation of Reload Safety Parameters of PWR using Random Sampling Method," Trans. Am. Nucl. Soc., 109, 1365 (2013).

## 炉物理部会セッション

## 炉物理計算における V&amp;V の課題と解決

## Addressing issues of V&amp;V in reactor physics calculations

## (2) 実験データを用いた不確かさの定量化と妥当性確認

## (2) Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data

\*横山 賢治<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

## 1. はじめに

日本原子力学会において 2015 年に「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」[1]（以下、ガイドライン）が発行された。ガイドラインは、原子力分野で用いられるシミュレーション手法の信頼性を確保するための枠組みを提示したものであるが、個別分野における適用方法については、各分野にて検討し、実例を蓄積することが重要とされている。このため、次世代高速炉の核設計の分野では、ガイドラインに基づくモデリング&シミュレーションの検証及び妥当性確認（Verification and Validation, V&V）と不確かさ定量化（Uncertainty Quantification, UQ）（以下、特に断らない場合は、両者をまとめて V&V と呼ぶ）の基本的な考え方について検討を行った[2,3]。ガイドラインを特定の分野に適用する際には、様々な考え方が可能であるが、2016 年に行われたこの検討に参加した経験をもとに、高速炉核設計の分野における V&V の基本的な考え方について紹介する。なお、本項の内容の詳細については今後も検討が継続される予定である。

高速炉の核特性評価では、不確かさの主要な部分が、物性値（核データ）の不確かさに起因するので、この不確かさを低減する目的で、臨界実験等で得られる積分実験データのデータベースを開発・整備してきたという経緯がある。この実験データベースは継続的に改良が行われ、高速炉の設計研究で利用されてきた[4]。また、実験データベースを有効に活用するためには解析評価結果とその不確かさの情報が必要となるため、不確かさ定量化に関する取り組みも活発に行われてきた。

ガイドラインでは、図 1 に示すように V&V のプロセスを 4 つのエレメントに分けて取り扱う。特に不確かさ定量化に関する項目に着目すると、エレメント 2 の数学的モデル化では、数値的解析手法上の不確かさと入力の不確かさの評価が必要となる。エレメント 3 の物理的モデル化では、不確かさ評価済みの実験データに基づく妥当性確認データベースを用意し、実験の不確かさを定量化する必要がある。エレメント 4 では、これらの不確かさを統合して、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件におけるモデルの予想性能を評価することが求められている。

本稿では、エレメント 2~4 の不確かさの定量化と妥当性確認に関する部分を中心に紹介する。

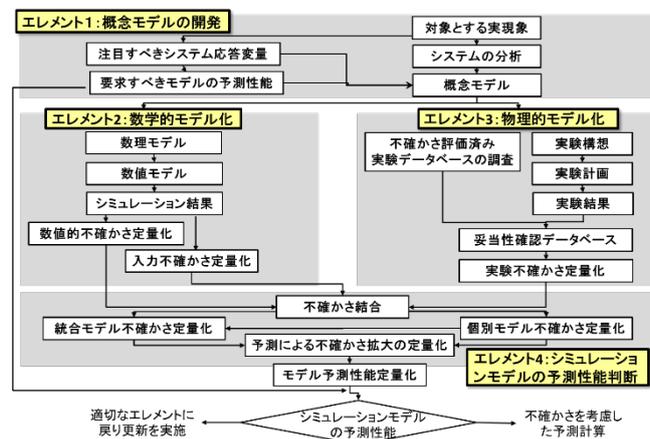


図 1 ガイドラインにおけるモデル V&amp;V

## 2. 次世代高速炉核設計手法の V&amp;V（基本的考え方）

高速炉核特性評価の分野における V&V について、不確かさ定量化に関する各項目との対応を整理したものを図 2 に示す。以下では、これらの項目についてエレメント 2~4 の順に説明する。

\*Kenji Yokoyama<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## 2-1. エレメント 2 : 数学的モデル化における不確かさ定量化

V&Vの基本的考え方を検討する際の前提条件として、次世代高速炉の核設計のシミュレーション手法には、決定論的手法を用いることとした。設計解析ではパラメータを変更して繰り返し計算する必要があるため、基準計算として、解析モデルはやや粗いが計算の速い手法を採用し、種々の詳細な解析モデルに基づく計算結果で基準計算値を補正して最確評価を行うことを考える。このように各種の補正は行うものの、決定論的手法を用いることから、実効断面積、エネルギー群数、計算手法などに起因する数値解析手法上の不確かさがあると考えられる。このため、これらの解析モデル上の近似がないとみなすことができる連続エネルギーモンテカルロ法との比較により、数値的な不確かさを定量化する。入力の不確かさの定量化については、前述のように、核データの不確かさの影響が大きいため、核データに起因する不確かさを考慮する。この核データ起因不確かさは、評価済み核データライブラリの共分散データと感度係数（核データの単位変化当りの核特性変化量で定義）により評価することができる。具体的には、共分散データを行列 $\mathbf{M}$ 、感度係数を行列 $\mathbf{G}$ で表すと、核データ起因不確かさは $\mathbf{GMG}^T$ （ $T$ は行列の転置）で計算することができる。高速炉体系では、核データの変化と核特性の変化の間に線形性が比較的良好に成り立つことから、一般化摂動論に基づいて効率的に感度係数を計算することが可能である。

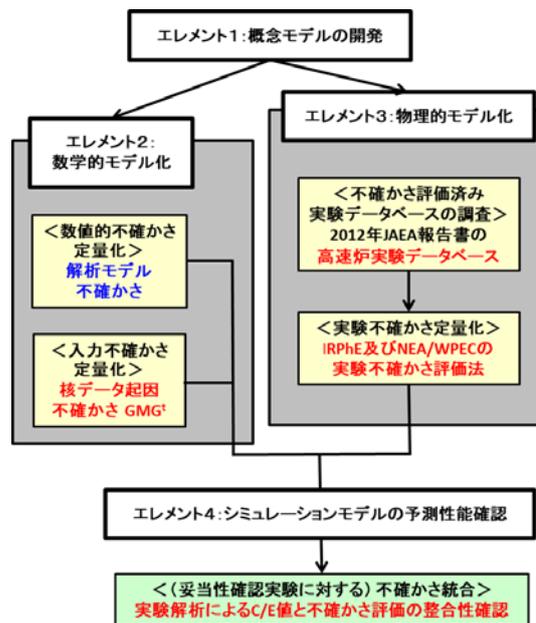


図2 高速炉核特性評価分野での適用例

## 2-2. エレメント 3 : 物理的モデル化における不確かさ定量化

高速炉核特性評価の分野では、臨界実験装置・実機プラントにおける種々の炉心特性に関する 600 を超える実験が既にデータベース化されている[4]ため、この高速炉実験データベースを、エレメント 3 で必要とされる妥当性確認用データベースに対応させる。表 1 にこのデータベースの概要を示す。このデータベースは、基本的には Na 冷却 MOX 燃料大型高速炉を設計することを想定して開発されてきたものであるが、実験データの信頼性向上の観点から、できるだけ独立した複数の実験を採用するという方針が採られており、臨界実験だけでなく、高速実験炉「常陽」や高速増殖原型炉「もんじゅ」で取得された性能試験データ等も含まれる。また、実験データベースには、契約上の理由などにより公開できないものも含まれているものの、実験データの選択においては、説明性の観点から、公開性を重要な要件の一つとして考慮している。

ガイドラインでは、実験データベースの完備性を確認することの必要性が述べられており、評価マトリックスなどのツールの使用により分かりやすく整理することの重要性が指摘されている。表 1 から、様々なサイズの炉心において設計で重要となる核特性が幅広く取得されていることが分かるが、設計対象炉心のすべての状態を完全に包含することはできないため、エレメント 4 で要求される、実験が存在しない条件におけるモデルの予測性能を評価するという項目への対応が何らかの形で必要になると考えられる。このエレメント 4 の要求に対する考え方については後述する。また、現状では完備性を分かりやすくシステムティックに評価する手法等は確立できておらず、エレメント 4 の完備性の確認方法については、今後の検討課題といえる。

### 2-2-1. 実験に起因する不確かさの評価方法

エレメント 3 では、不確かさ評価済み実験データベースの調査が必要となるが、高速炉実験データベースの実験起因不確かさについては、OECD/NEA で整備されている国際炉物理ベンチマーク（International

表 1 高速炉実験データベースの概要

実験装置 (研究所、国)	実験炉心 (合計数)	炉心の特徴	DB化された核特性	公開性
ZPPR <JUPITER計画> (ANL-W, 米国)	ZPPR-9, 10A~10C (4)	60~80kW級 均質二重MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドブラー反応度 (サンプル)	Yes (IRPhE)
	ZPPR-13A, 17A (2)	65kW級 径・軸方向非均質MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドブラー反応度 (サンプル)	
	ZPPR-18A, 18C, 19B (3)	100kW級 均質二重MOX炉心 (外側：濃縮ウラン混合)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	
ZEBRA <MOZART計画> (Winfrith, 英国)	MZA (1)	550t- 軽MOX クリーン炉心	臨界性、Naボイド反応度	Yes. (IRPhE)
	MZB, MZC (2)	2,300t 均質二重MOX もんじゅ複製炉心	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度	
常陽 (JAEA, 日本)	JOYO Mk-I (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のブランケット 付き75MWth高速実験炉	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度、 燃料置換反応度、等温係数、燃焼反応度	Yes. (IRPhE)
	JOYO Mk-II (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のSS反射体付き 100MWth高速実験炉	MA照射後試験	No.
もんじゅ (JAEA, 日本)	MONJU Startup Tests (2)	28kW均質二重MOXの 高速増殖原型炉	臨界性、制御棒価値、等温係数	No.
BFS (IPPE, ロシア)	BFS-62-1~62-5, 66-1 (6)	3,400t 三または四重MOX 濃縮ウラン (+Pu) 炉心 (ブランケットまたはSS反射体)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	No. (Yes. BFS-62-3A) (IRPhE)
	BFS-67, 69, 66 (3)	10kgのNpO <sub>2</sub> を炉中心MOX領域に装荷 (原子炉級、兵器級、高次化Pu)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	No.
MASURCA (CEA, 仏国)	ZONA-2B (1)	380t Pu燃焼型MOX炉心 (CIRANO計画)	Naボイド反応度、燃料置換反応度	No.
SEFOR (General Electric, 米国)	SEFOR CORE-I, II (2)	20MWth Pu・濃縮ウラン 混合燃料高速炉心	ドブラー反応度 (全炉心)	Yes. (PHYSOR2004)
Los Alamos (LANL, 米国)	FLAITOP-Pu, FLAITOP-25, JEZEBEL, JEZEBEL-24Q, GODIVA (5)	直径約10cmの球状炉心 (Pu-239, 高次化Pu, ウラン燃料、 裸またはU-238反射体付き)	臨界性	Yes. (ICSBEP)

Reactor Physics Benchmark Evaluation Project, IRPhEP) の評価方法[5]に則り、不確かさ定量化が行われている。IRPhEP の評価方法には、実際に評価作業を進める上で参考になる具体的な指針が示されている。例えば、文献の調査に関しても、複数の文献がある場合、お互いの文献の記述に整合性があるかどうかなどのチェックを要求している。更に必要に応じて、実際に実験を行った実験関係者へのインタビューや内部メモやログブックを調査して評価することまで求めている。高速炉実験データベースは、実験の詳細データへのアクセスのしやすさの違いなどから、実験によってその評価内容の詳細さに違いはあるものの、基本的にこの考え方に則り評価を行っている。実際に、高速炉臨界実験 JUPITER シリーズの ZPPR の 9 個の実験炉心 (ZPPR-9、-10A/B/C、-13A、17A、18A/C、-19B) と、高速実験炉「常陽」MK-I の性能試験、50MW/75MW 運転データについては、IRPhEP のベンチマーク問題として登録されている。

不確かさ定量化に関しては IRPhEP の評価方法では、実験に起因する不確かさを要因ごとに分類して、個別に評価した上で、それらを統合して全体の不確かさを評価することが求められている。更に、必要に応じて感度解析などを実施し、寸法製作公差や組成分析の不確かさ等、各種の不確かさが実験データに与える影響を定量的に把握して評価しなければならないとされている。また、原則として、実験に関して考えられるすべての不確かさの要因をリストアップして、定量的に評価した後で、それらの誤差要因が無視できるかどうか判断することが求められている。

一方、ガイドラインでは、実験データにおける総括不確かさ (不確かさ及び推定誤差の総称) の発生因子とその影響について可能な限り把握しておくことの重要性が指摘されている。また、総括不確かさの定量化にあたっては、実験装置、計測、過誤などに起因する総括不確かさを特定して評価することの必要性が述べられている。これらのガイドラインの考え方は、先に述べた IRPhEP の考え方とよく対応しており、IRPhEP の評価方法はガイドラインにおける実験不確かさ定量化の方法を炉物理実験に適用した実例の一つと見ることができると考えられる。

### 2-2-2. 実験データ間の相関係数の評価方法 (OECD/NEA WPEC の方法)

IRPhEP の実験不確かさの評価方法では、不確かさを要因ごとに細分することが求められているので、

これらの評価された不確かさの情報を用いて、更に、実験データ間の相関係数を評価することができる。この相関係数の評価方法は「不確かさ要因相関法」と呼ばれており、OECD/NEA の報告書[6]に詳細が記載されている。例えば、2つの実験データ A、B の不確かさ要因を「共通不確かさ」と「独立不確かさ」のどちらかに分類できるまで細分してある場合、以下の式を用いて実験データ A と B の間の相関係数を評価することができる。

$$\rho_{A,B} = \frac{\sum_i \sigma_{\text{common},A,i} \times \sigma_{\text{common},B,i}}{\sigma_{\text{total},A} \times \sigma_{\text{total},B}} \quad (1)$$

ただし、 $\sigma_{\text{total},x} = \sqrt{\sum_i \sigma_{\text{independent},x,i}^2 + \sum_i \sigma_{\text{common},x,i}^2}$  ( $x = A, B$ )である。

実験データ間の相関係数は、実験データの特徴を表す重要な情報であり、実験データベースの多様性・完備性を評価する観点でも必要である。高速炉の実験データベースには、実験起因不確かさの情報として、このようにして評価された相関係数の情報も含まれている。

### 2-3. エレメント 4：不確かさ統合、実験データベースによる妥当性確認

エレメント 4 では、妥当性確認のために用いる実験に対する総括不確かさの定量化及び注目システム応答変量に対する総括不確かさの影響についての統合を実施し、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件におけるモデルの予測性能を評価することが求められている。また、考慮すべき不確かさの発生因子が全て同定されており、数学的表現を当てはめるレベルにまで整理することの必要性が指摘されている。これらに対応する考え方として、実験解析に対する全不確かさ、すなわち、実験解析に対する不確かさの統合を評価する式が妥当であることを確認した上で、同様の式を用いて設計解析における予測計算値の全不確かさを評価することにより、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件においても不確かさを評価できると考える。

個々の実験解析の全不確かさは、実験データを解析する際の解析モデル起因不確かさ  $\mathbf{V}_{\text{model}}^{(\text{database})}$  と核データ起因不確かさ  $\mathbf{G}^{(\text{database})} \mathbf{M} \mathbf{G}^{(\text{database})T}$ 、実験起因不確かさ  $\mathbf{V}_{\text{experiment}}^{(\text{database})}$  の合計として、以下の式で評価する。

$$\mathbf{V}_{\text{total}}^{(\text{database})} = \mathbf{V}_{\text{model}}^{(\text{database})} + \mathbf{G}^{(\text{database})} \mathbf{M} \mathbf{G}^{(\text{database})T} + \mathbf{V}_{\text{experiment}}^{(\text{database})} \quad (2)$$

この式で各項は相関を含む分散共分散行列で表現されているので、具体的には左辺の対角成分の平方根が統合された不確かさに対応する。この式で示されるように、各項の内部では必要に応じて相関まで考慮するが、解析モデル起因不確かさ、核データ起因不確かさ、実験起因不確かさは互いに独立であるとしている。この式で評価した実験解析の全不確かさの妥当性を、図 3 に示すような考え方に基づいて確認する。例えば、この図の一番左側のケースは、C/E 値のばらつきと C/E 値の全不確かさの間に（少なくとも）明らかな不整合はないと考えられるので、妥当であると判断する。残りの三つは、C/E 値のばらつきと C/E 値の全不確かさの間の関係から、系統的なバイアスの可能性、不確かさの過小評価、不確かさ過大評価の可能性があると評価される例を示している。

2016年の検討では、現状の実験データベースを用いて、予備的な妥当性確認が行われた。図 4 に、そのときの結果の一つとして、U-238 捕獲反応率比の結果を示す。この例では、C/E 値のばらつきに対応する C/E-1 値の 2 乗の平方根で評価された不確かさが約 2%であったのに対して、(2)式で評価された物理モデル化に対して統合した不確かさは約 3%となった。このように両者に若干の差は見られるものの、図 4 の結果は、図 3 の考え方に照らしてほぼ妥当であると考えられる。

このように、実験解析の全不確かさ評価の妥当性を確認した上で、設計解析における予測計算値の全不確かさを評価する。ただし、設計解析では核データ以外の入力情報（例えば、実際に設計する体系の燃料組成や寸法等）に起因する不確かさが存在すると考えられるので、別途「実体系起

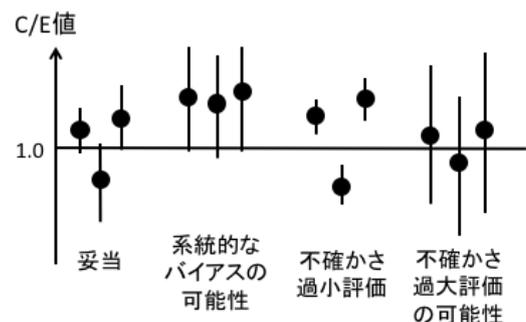


図 3 妥当性確認の考え方

「不確かさ」を考慮する。この不確かさは、妥当性確認のための実験データの解析においては、実験起因不確かさ（実験体系の寸法製作公差や組成分析の不確かさ等）に相当する。設計解析における予測計算値の全不確かさ $V_{total}$ は、設計対象体系を解析する際の解析モデル起因不確かさ $V_{model}^{(target)}$ 、設計対象体系の感度係数 $G^{(target)}$ と核データ共分散 $M$ で評価される核データ起因不確かさ $G^{(target)}MG^{(target)T}$ 、実体系起因不確かさ $V_{external}^{(target)}$ の合計として以下の式で評価する。

$$V_{total} = V_{model}^{(target)} + G^{(target)}MG^{(target)T} + V_{external}^{(target)} \quad (3)$$

この式においても、実験解析の不確かさを評価する(2)式と同様に、解析モデル起因不確かさ、核データ起因不確かさ、実体系起因不確かさは互いに独立であるとしている。前述のように、ガイドラインでは、予測による不確かさ拡大を定量化することが求められているが、この予測による不確かさの拡大については、上記の不確かさの独立性に基づいて各項ごとに評価する。右辺の第1項の解析モデル起因不確かさについては、設計体系に対して決定論的手法とモンテカルロ法を適用して解析を実施できるので、これらの結果を比較することで設計体系における解析モデル起因不確かさを定量化する。第2項の核データ起因不確かさについても、設計体系における感度係数を計算して評価するので、この感度係数に炉心サイズ・形状・組成などの解析対象の特徴が反映され、設計体系の核特性の核データ起因不確かさを定量化できると考える。第3項の実体系起因不確かさは、設計体系の解析をする際に新たに入り込むと考えられる入力の不確かさであるので、設計体系における不確かさが直接的に反映されると考えられる。

### 3. 今後の課題とまとめ

炉物理計算における実験データを用いた不確かさの定量化と妥当性確認の検討例として、高速炉の核設計評価の分野におけるガイドラインの適用の取り組みを紹介した。今後、より詳細な検討を行い、実例を蓄積していくことが必要である。

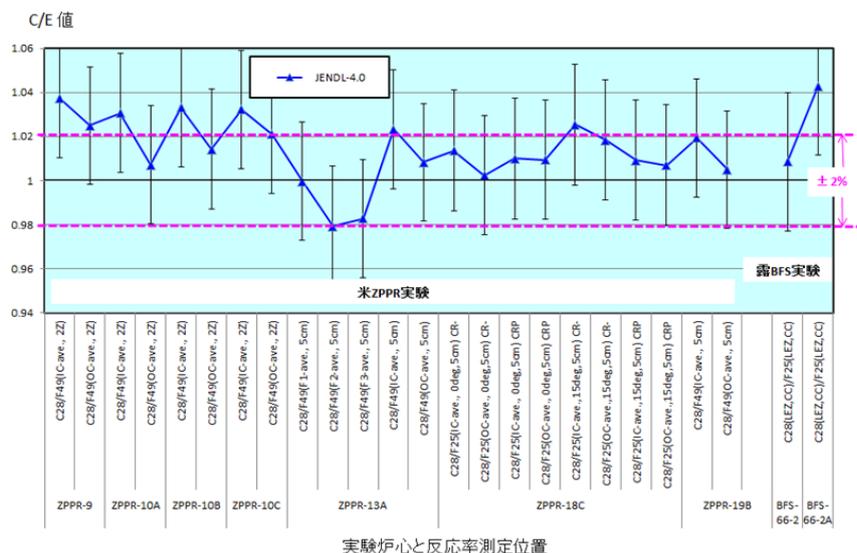


図4 U-238 捕獲反応率比の妥当性確認（予備検討結果）

#### 参考文献

- [1] 日本原子力学会標準、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」、AESJ-SC-A008:2015 (2016)
- [2] K. Ohgama, et al., “Model Verification and Validation Procedure for a Neutronics Design Methodology on Next Generation Fast Reactors,” Proc. of ICAPP 2017, Apr. 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017)
- [3] 大釜和也、池田一三、石川 眞、他、「次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ」、3 件シリーズ発表 2H03~05、日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016)
- [4] 杉野和輝、石川 眞、他、「核設計基本データベースの整備 (XIV) —JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価—」、JAEA Research 2012 2012-013 (2012)
- [5] V. A. F. Dean, “The Benchmark Evaluation Process: From Experimental Data to Benchmark Model,” Nucl. Sci. Eng., Vol. 145, pp.20-38 (2003)
- [6] M. Salvatores, et al., “Method and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data,” NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445, OECD (2013)

## 炉物理部会セッション

## 炉物理計算における V&amp;V の課題と解決

## Addressing issues of V&amp;V in reactor physics calculations

## (3) モンテカルロ輸送計算での V&amp;V 補完の可能性

## (3) Possibility for Complementing V&amp;V using Monte Carlo Calculations

\*池原 正<sup>1</sup><sup>1</sup>GNF-J

## 1. はじめに

核特性評価解析の分野では、連続エネルギーモンテカルロ法（MC法）コードを各種実験解析や核データの積分テスト、決定論的手法の妥当性確認や高度化のための数値参照解を得る目的で広く用いてきた。MC法の更なる利用拡大を模索すると、例えば商用軽水炉の全炉心体系計算といった大規模問題への適用が可能であるとすれば、その結果を用い運転実績データの無い炉心状態に対する核設計コードシステムの予測性能における不確かさ評価が可能になるのではないかと考えられる。つまり実測値が存在しないか、実測自体が困難な現象に対し、物理的モデルに代わりMC法コードを数値実験装置としたシミュレーションを実施し、実測値を補完するというアイデアである。こうした方法がモデリング&シミュレーションの所期の目的に対するVerification and Validation (V&V) 実施において、どういった範囲でそれが可能なのか、そのためにはどのような要件を満たさなければならないのか、合わせてその得失についても考えてみたい。目指すところは、1)核設計コードシステムの適用領域にわたるV&Vにおいて、外挿領域を削減させることで外挿に伴う不確かさを低減させること、2)核設計コードシステムに用いられる数学的モデルや数値モデルを改良するための情報の量及び解像度を実測値に対しより高められると期待できることから、核設計コードシステムの手法自体の高度化や信頼性向上による将来の不確かさ低減に資すること、にある。

本稿では、BWR核設計コードシステムを対象にV&Vの現状を概観し、MC法コードをBWR全炉心に関する数値実験装置として新たに適用することの可能性をその実施例と共に示す。ここではMC法コードとしてMCNP5.1（以下、断らない限りMCNPと略記）を選び、炉心には燃料を全てMOX燃料で構成できるABWR（フルMOX-ABWR）を対象とし、全ウラン炉心から部分MOX炉心を経て全MOX炉心に至るV&Vを例示する。

## 2. MC法計算により実測値を補完することの可能性 — M&amp;S流の説明

## 2.1. BWR核設計コードシステムの役割と対象とする現象

BWR核設計コードシステムは、炉心内での核・熱結合現象をモデル化し数値シミュレーション（モデリング&シミュレーション”M&S”）することで、与えられた炉心熱出力、炉心冷却材流量、及び制御棒パターンなどの定常運転状態における臨界性や熱的制限値に対する余裕、原子炉の停止能力と言った炉心特性を求める。更に、計算で得られた空間3次元的諸量（中性子束・出力分布燃料棒出力や冷却材のボイド率分布）に加え、ボイド反応度係数、ドップラ反応度係数といった過渡的事象に対する応答特性は、原子炉の動特性や炉心の安定性、燃料棒挙動を評価するための後段コードの入力として使用される。

## 2.2. BWR核設計コードシステムの構成

自明なこととして、関与する核的及び熱水力的な多数の物理プロセスを微視的な素過程として結合させる詳細統合シミュレーションは、核設計コードシステムに許容される計算コストや求められる高速計算性と相反するばかりか、スーパーコンピュータを用いたとしてもその計算規模に照らし合わせ考えると、求解は極めて難しく現実的とは言い難い。BWR核設計コードシステムのモデル化は、その所期の利用目的に照らし合わせ考えれば、再現または予測しようとする原子炉の挙動や特性に対し、重要度の高い物理現象を特定する

---

\* Tadashi Ikehara  
Global Nuclear Fuel-Japan

と共に、これを空間・時間やエネルギー・スケールにより階層的な物理プロセスに分解する方法が取られるべきである。実際に核設計コードシステムはこうした概念に基づき開発されてきている。つまり M&S で言うところの PIRT+階層分解というアプローチである。これに従い現行核設計コードシステムの殆どは、断面積ライブラリを核データベースとする燃料集合体コードと炉心計算コードから構成され、こうしたシステム構成方法は一般に 2 段階手法と呼ばれている（表 1 参照（末尾頁））。

### 2.3. 妥当性確認プロセス

2 段階手法におけるシミュレーションの流れにおいて最上位に位置する断面積ライブラリは、評価済み核データライブラリから、殆どの場合公開の核データ処理コード NJOY にて処理され、核種毎及び反応チャンネル毎、また環境パラメータである温度や自己遮蔽因子などをインデックスとしてデータベース化される。NJOY コードはブラックボックスとして使用されるのが実態であり、NJOY の出力をデータベース化する際のデータのハンドリングに誤りがなく仕様どおりにデータが格納されていること、インデックスの付け方の良否といった事項の検証は行われるものの、これを評価済み核データや核反応測定データとの突合せに立ち返り確認することは NJOY を妥当性確認することと等価であり、ここに立入るのは事実上困難である。こうしたことから、断面積ライブラリの妥当性確認は、これを入力とする燃料集合体コードと一体で行われるのが一般的である。

燃料集合体コードの数学的モデル化では、よく知られるように、径方向空間 2 次元体系の無限配列（無限体系）条件が仮定される。その妥当性確認は M&S のコンポーネント効果試験に位置づけられる。そのための実験、即ち物理的モデル化では、熱水力現象を固定した核的現象のみを対象とする小臨界体系における臨界実験として行われてきた。ただし、物理プロセスとしては、無限配列条件を模擬した実験よりは、有限体系での実験データベースが拡充していて、もっぱらこの種の測定値との比較が行われる。このような無限体系対有限体系といった数学的モデルと物理的モデルの間のギャップを埋める（又は、貴重なデータベースを活かす）ための方法として、1）燃料集合体コードの数学的モデルを物理的モデルに合わせる拡張を行う方法（例えば、燃料集合体コードを複数集合体が配列した有限体系に適用できるように拡張するなどの方法）、2）別途臨界実験結果により不確かさが確認済の MC 法コードを数値実験装置として無限体系条件に対する参照計算を行い、これを用い燃料集合体コードの妥当性確認を行う方法、等が採られる。

次に燃料集合体コード性能の全炉心体系へのスケールアップ性能は、コード内で計算される均質化された巨視的断面積や燃料棒毎出力分布等を炉心計算コードに入力することで実行される核・熱結合計算モデル性能に反映される。このスケールアップで重要なプロセスが、無限体系から有限体系への空間次元・スケールの拡大と粗視化及び境界条件の変更に伴う炉心計算コード内での補正計算である。そのための計算モデルが I）炉心内での隣接燃料集合体断面要素（ノード）間の出力分布補正計算モデルや、II）燃料集合体内の燃料棒毎の出力再構築計算モデルである（表 1 中の灰色セル部分）。

これらを踏まえると、炉心計算コードの妥当性確認では、実規模システム試験に当たる実機運転により得られるデータとの比較に加え、燃料棒出力、チャンネル流量といったより高解像度の測定量が必要である。こうした要請に対し、炉内核計装や流量計測の実際を考えると明らかに限界がある。そこで運転炉心の計測量を補填するための方法が必要となる。必然的にそれは、局所的な物理プロセスに着目すると共に解像度を上げることが可能なコンポーネント効果試験やより基礎的な個別効果試験となる。

燃料棒出力については、これが隣接燃料集合体間のスペクトルミスマッチといった核的效果に影響を受けると考えれば、実炉条件を模擬する部分炉心問題を設定し、別途臨界試験などの実測値により妥当性確認済の MC 法コードから得られる数値参照解と比較する、といった方法が可能である（表 1 中の緑セル部分▽）。また炉心停止後の燃料棒の出力分布測定（ピンガンマスキャンデータ）による方法<sup>[1]</sup>もあるが、容易には実施できないのが実情である（黄色セル部分△）。一方、チャンネル流量については、熱水力現象が支配的であることから、チャンネル圧損試験を行うといった方法が従来より採られている。

ここで核的現象に着目し、妥当性確認を実測値の存在しない領域に外挿する問題を考える。現有の課題として、核設計コードシステムの妥当性確認領域を全ウラン炉心から全 MOX 炉心に拡大させるような例が挙げられる。言うまでもなく、それは実機運転データベースが充実している全ウラン炉心に対し（紫色セル部

分○), MOX 炉心の運転実績は, 海外 BWR で MOX 燃料装荷率 1/3 程度まで, 国内 BWR では 6%に留まる (紫色セル部分△/×)。こうした背景から核設計コードシステムの予測性能を全ウラン炉心から全 MOX 炉心まで同質の水準で実施するため, その妥当性確認に用いるデータベースを数値的手法 (MC 法) で補完することを考える。そのための要件を表 1 上部左のブロック図で示す。i) 関与する現象のうち, その振る舞いがウラン/MOX 依存性を有する現象 (核的現象) は数値モデル化されていること。ii) ウラン/MOX 依存性が無視し得る現象 (熱水力現象)<sup>[2]</sup>については固定条件として数値モデルに反映すること - 例えばボイド率分布は固定すること。iii) 核・熱水力現象間のフィードバック効果については, 両者を結合シミュレーションせずともフィードバック (ボイド反応度) 係数が得られる数値実験ケースを用意すること。言うまでもなく, MC 法コードを用いれば, 2 段階法では避けられないエネルギー・空間解像度の粗視化や空間スケールの分離階層化といった数学的モデル性能の劣化を伴わない数値実験 (表 1 の青色セル部分○) が可能である。その結果をもって実測値を補完することで緑/黄/紫色セルのほぼ全ての▽/△/×を○に格上げできる可能性が開ける。これを実行するための要件を次章で考える。

### 3. MC 法による物理的モデル化のための 4 要件

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン: 2015 (AESJ-SC-A008: 2015)」によれば, 妥当性確認実験の実施要件には, ①シミュレーションの所期の利用目的に明確に基づくこと, ②重要な物理プロセスを網羅できていること, ③実験データにおける不確かさを定量的に評価する方法が存在すること, が示されている。この物理実験に関する要件を数値実験に焼直し, ソフトウェア実行に固有な事項を付加すると次のように改められる。

#### 1) 大規模計算の実施可能性

ソフトウェアとしての限界やこれを実行する計算機ハード能力の制約の範囲内で, 実炉の幾何形状や組成分布 (燃焼組成, ボイド率分布, 等) を可能な限り模擬し得る計算モデルを構築すること

#### 2) MCNP の物理現象予測能力の合目的性

MC 法ソフトウェア上の物理現象予測能力が, 所期の利用目的により定まる適用範囲にわたり許容範囲を超えて劣化がないこと

#### 3) 数値実験参照解に内在する不確かさの見積もり

MCNP 計算結果にはモンテカルロ計算に固有の統計的バラツキと共に, 入力となる核データの不確かさが内在するので, この不確かさを見積もれると共に, それらが許容範囲内に抑えられること

#### 4) 計算モデルの実炉特性模擬性能の検証

・炉心の大きさや幾何形状, 水対燃料比や燃料濃縮度といった BWR 燃料・炉心の特徴づける基本パラメータの実炉条件模擬性が確保され, かつ偶発的不確かさの取込みに関する知見が反映され,  
・炉心内の径方向・軸方向出力分布形や各種反応度といった炉心特性が実炉特性を再現できていると共に, 全ウラン炉心から全 MOX 炉心に至る炉心特性の系統的变化の傾向を模擬できていること

### 4. 炉心モデルの作成

これまでの議論から炉心モデル作成は, MC 法コードのソフトウェア制限内で, 運転状態および停止状態の ABWR 燃焼後炉心を燃料棒解像度にて模擬する問題に帰着される。MCNP であれば計算モデルを構成する面数 NSUF, セル数 NCEL, 組成種類数 NMAT, 回転・移動操作数 NTRCL 等に関する上限値 (storage limitations, S.L.と記す) が存在する。一方, 大規模計算モデル作成のためのアルゴリズムが作成できれば, これにより炉心モデルの規模や詳細度を規定する, 例えば, 燃料集合体種類数 NB, 集合体内の軸方向組成領域数 NZ を指定すると, それに必要な NSUF, NCEL, NMAT, NTRCL の総数が予測できることになる。つまり炉心モデル規模の上限を S.L.の制限に対し探索す

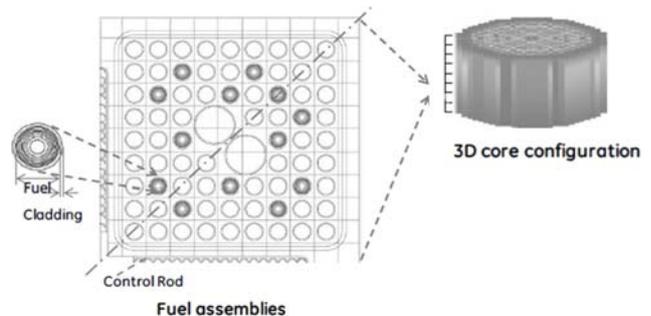


図 1. 炉心モデル作成手順

ることができる。このようにアルゴリズムとそれを具体化した自動化プログラムを準備することが、モデル上限の探索と共に、作成する炉心モデルの品質確保やコスト低減にも役立つ。報告者らは集合体断面モデルを基本要素として作成し、これを3次元的に配置する方法を全炉心モデル作成のために手順化した(図1)。これに基づき(NB, NZ)を指定した時の(NSUF, NCEL, NMAT, NTRCL)総数予測概算値を、MCNP5.1及びMCNP6.1を例に求めた(表2)。ここで概算値とは、例えば同一形状の集合体においてGd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>含有棒内部は径方向領域が細分化されるが、この種の詳細情報は加味せず、大局的観点での目安値を意味する。

表2. 炉心モデル規模の上限をstorage limitation

Case	NB	NZ	NSUF	NCEL	NMAT	NTRCL
1	8	1	8800	6400	1600	32
2	8	3	26400	19200	4800	96
3	8	12	105600	76800	19200	384
4	8	24	212200	153600	38400	768
5	11	24	290400	211200	52800	1056
Storage limits		MCNP5.1	99999	99999	99999	999
		MCNP6.1	99999999	99999999	99999999	999

## 5. 実施例

3章1)の大規模計算の実施可能性をMCNP5.1で確認すると、表2のCase 3(NB=8, NZ=12)が上限の目安となる。これはABWR実機の冷温初臨界解析(即ち、未燃焼状態)であれば、制御棒も含めた全炉心モデル作成を可能にする。<sup>[3]</sup> 一方、核設計コードシステムのV&Vでは、ボイドが発生している運転時のしかも燃焼組成炉心のモデル化が必要となる。つまりABWR炉心に装荷される872体の燃料を8タイプの集合体モデルで代表させ、個々には軸方向に12領域の組成及びボイド率分布を持たせることで、これらを炉心に配置し炉心をモデル化する。文献[4]では、フルMOX-ABWR平衡サイクル初期及び末期模擬炉心を対象とし、3章4)の計算モデルの実炉特性模擬性能の観点では、出力分布、制御棒反応度、ボイド反応度、ドップラ反応度、動特性パラメータ、といった量がBWR炉心特性の全ウランから全MOXに至る典型値と共にその推移をほぼ再現できることが確認されている。また、3章2)のMCNPの物理現象予測能力の合目的性については、ドップラ反応度予測において欠落しているDBRCモデルをMCNPに追加している。3章3)の数値実験参照解に内在する不確かさの見積もりでは、統計的不確かさ成分と核データ成分をそれぞれ見積もっている。これらを総合し、3章で求める4要件が充足されていることが示されている。

数値実験の実験に対して優れた点は、先にも述べたように対象の規模を全炉心としつつも、炉内中性子束の振る舞いを燃料棒単位の解像度で我々に提示してくれる。こうした情報から我々は、炉心計算コードで近似的に取り扱っているスペクトルミスマッチ計算、燃料棒出力再構築計算といった個別の計算モデルの性能を把握することができる。これは個別計算モデルのVerificationを可能にすると共に、計算モデル改良のための有用な情報源となる。言換えると、個別計算モデルの本質的な予測性能向上を可能にする。

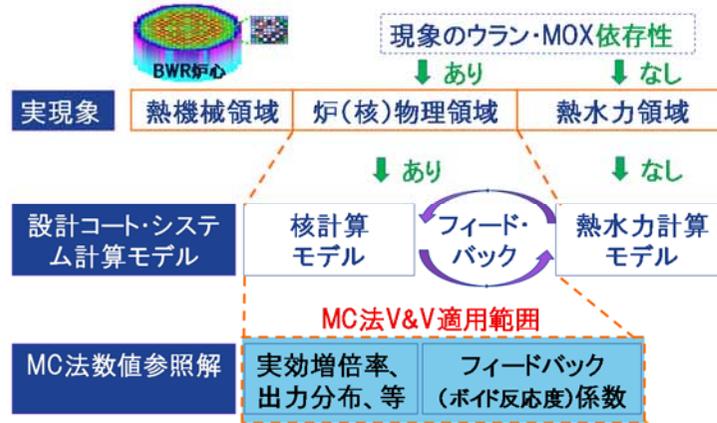
## 6. まとめ

MCNPは、ABWR実機の冷温初臨界状態であれば空間規模、形状・組成表現を何ら犠牲にすることなく燃料棒単位の解像度をもってこれを計算対象とし得る。本稿では、その対象をフルMOX-ABWRの平衡サイクル初期及び末期模擬炉心に拡大し、全ウラン炉心から部分MOX炉心を経て全MOX炉心に至る領域での核設計コードシステムのV&Vの数値実験装置として使用することの可能性について、前提とする要件と共に、これを示した。Validationとしては、核設計コードシステムの予測性能の確認を全ウラン炉心から全MOX炉心まで同質水準で実施する手段を提供できること、また、Verificationとしてはスペクトルミスマッチ計算、燃料棒出力再構築計算といった個別計算モデルの確認が可能であることを示した。今後MC法コードの更なる性能・機能向上と相まって、数値実験装置によるV&Vのプラクティスの進展が期待される。

## 参考文献

- [1] B. R. Moore, et al., "VALIDATION OF BWR SIMULATION METHODS VIA BUNDLE AND PIN-BY-PIN POWER GAMMA SCAN RESULTS", PHYSOR 2010, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010, on CD-ROM,
- [2] 原子力安全委員会, "改良型沸騰水型原子炉における混合酸化燃料の全炉心装荷について," 原子力安全委員会, 一部改訂 平成13年3月29日, (2001).
- [3] S. Takano, et al., "Commercial BWR Whole Core Calculations with MCNP5," Proc. SNA + MC2010, Tokyo, Japan, October 17-21, (2010).
- [4] Shou Takano, et al., "Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems," Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017).

表 1 核設計コードシステム構成とモデル性能評価



物理プロセス階層	階層	プロセス	時間スケール	空間			中性子エネルギー		設計コードシステム計算モデル	階層間結合方法	
				次元	スケール	解像度	境界条件	スケール			解像度
第1階層	断面積ライブラリ		—	0	原子核 ~原子・分子	—	< 20 MeV	連続	評価済核データ 処理コード使用	核種及び反応毎、温度・背景断面積依存、微視的多群断面積	
	燃料集合体内	核 日~年、時(Xe過渡)	径方向2次元	燃料集合体断面	サブ燃料棒	反射(無限配列)条件	< 20 MeV	詳細群	断面積計算 中性子束分布計算 核種燃焼組成計算 炉心計算用定数計算		
第2階層	炉心全体	核	日~年、時(Xe過渡)	3次元	全炉心	ノード* 平均	炉心有 限体系	< 20 MeV	1~ 少数群	巨視的断面積計算 中性子束分布計算 出力分布補正計算 燃料棒出力再構築計算	均質化された巨視的断面積、燃料棒毎出力分布、その他核定数
		熱水力	日~年、時(Xe過渡)	3次元	全炉心	チャンネル	炉心有 限体系	—	—	ポイド率分布計算 チャンネル流量計算	

\* 径方向1集合体、軸方向24程度分割

設計コードシステム計算モデル性能評価													
個別効果試験(核)		個別効果試験(熱水力)		実機運転データ(核・熱水力結合)				MC法参照解					
ウラン	MOX	ウラン	MOX	全ウラン	部分MOX	全MOX	全ウラン~ 部分MOX	全ウラン	全MOX				
ウラン臨界試験(出力分布、反応度)	全MOX臨界試験(出力分布、反応度)	ウラン燃焼後組成	MOX燃焼後組成	ポイド率測定	チャンネル圧損	運転プラント・ウラン燃料運転実績	同左(MOX少数混在)運転実績	同左(全MOX)運転実績	ウラン&MOX炉心(断面/燃料棒毎)ガンマキャン	燃料集合体体系計算(実効増倍率、反応度係数、等)	燃料集合体体系燃焼計算	少数燃料集合体・部分炉心体系計算	燃焼組成・燃料棒毎全炉心体系計算
○	○	○	○			○	△	×	△	○	○	▽	○
○	○	○	○			○	△	×	△	○	○	▽	○
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○
										○	○		
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○

△: 実機運転データ拡充が必要、▽: 体系の実規模化が必要、×: 実機運転データの欠如

---

(Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

## [2F\_PL04] Discussion

The reactor physics engineers and researchers have promoted the verification and validation (V&V) of the reactor analysis codes and it contributes the improvement of the reliability of these codes. Atomic Energy Society of Japan published a guideline for fidelity assessment of simulations (AESJ-SC-A008:2015) in 2015. For promoting the V&V activity using this guideline, we discuss the current status and future issues of the V&V activities.

## [2H\_PL] New development of radiation technology by Laser-Compton scattering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

---

[2H\_PL01] Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities

\*Yoshihiro Asano<sup>1,2</sup> (1. Univ. Hyogo, 2. Osaka Univ.)

[2H\_PL02] Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS

\*Masaru Yosoi<sup>1</sup> (1. Osaka Univ.)

[2H\_PL03] Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01

\*Shuji Miyamoto<sup>1</sup> (1. Univ. Hyogo)

[2H\_PL04] Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon

\*Yoichi Kirihara<sup>1</sup> (1. JAEA)

放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開

New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

(1) LCS 光源の基礎と世界の LCS 光源の情勢

(1) Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities

\*浅野芳裕

兵庫県立大高度研・阪大 RCNP

1. はじめに 高速電子に光学レーザーを衝突させることによって発生するレーザー逆コンプトン散乱 (LCS) 光を用いることにより、これまで利用が難しかった数 MeV 以上の単色光子が比較的手軽に利用可能となり、その応用範囲も広がっている。本講演では LCS 光子の発生原理の概略と特徴および現在計画・建設中も含めた国内外の LCS 光施設について紹介する。

2. LCS 光 光子が静止エネルギーに比べてはるかに大きな運動エネルギーをもつ電子に散乱されるとき、光子が電子から運動エネルギーを受け取り、エネルギーの高い光子として光子進行方向の逆方向に散乱される。これを LCS 光またはレーザー電子光と言う。LCS 光のエネルギー  $h\nu'$  とレーザー光エネルギー  $h\nu$ 、高速電子のエネルギー  $E_{in}$  の関係は Compton 散乱と同様に運動エネルギー保存則および運動量保存則から

$$h\nu' = h\nu \frac{E_{in} - cP_{in} \cos\theta_1}{E_{in} - cP_{in} \cos\theta_2 + h\nu(1 - \cos(\theta_1 - \theta_2))}$$

衝突および散乱角度、 $P_{in}$  は高速電子の運動量である。したがって LCS 光のエネルギーはレーザー光と高速電子のエネルギーおよび衝突角度、散乱角度に依存する。また、レーザーの偏光を保存するので高エネルギー偏光光子が得られることや LCS 光の最大エネルギーに最大ピークをもつ特異なスペクトルを持つ。NewSUBARU BL1 で高速電子とレーザーを正面衝突させたとき (emittance=0) の計算例を図 2 に示す。単色 LCS 光を得るためには散乱角度  $\theta_2$  を制限するか散乱電子の散乱角度  $\phi$  と同時係数 (Tagging) する方法が取られる。表 1 に 10MeV 以上の LCS 光が得られる主な施設を示す。これらの施設の散乱角度  $\theta_2$  を制限したときや同時係数したときに得られる光子スペクトルのシミュレーション結果を示すとともに第 4 世代放射光施設での LCS 光の可能性の検討結果についても言及する予定である。

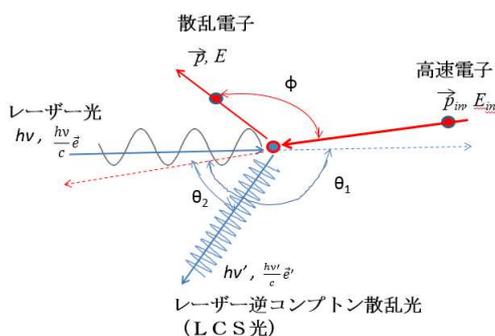


図1 LCS 光散乱概念図

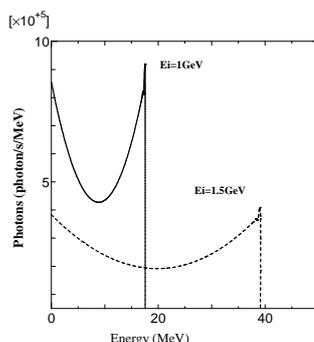


図2 LCS 光スペクトル ( $E_{in}=1$  or  $1.5\text{GeV}$ , レーザー波長  $1.062 \mu\text{m}$ )

表一 主要な LCS 光施設 (LCS 光エネルギー 10 MeV 以上)

	Legs BNL (NSLS)	Graal(ESRF) Grenoble EU	NewSUBARU 兵庫県立大	LEPS-I,II 阪大 RCNP	TUNL-HIGS Duke Univ.	SLEGS (SSRF) 上海
LCS 光エネルギー, MeV	180-300	300-1500	4-73	1500-2900	1-100	0.4-550
電子エネルギー	2.5GeV	6GeV	0.5-1.5GeV	8GeV	0.21-1.2GeV	3.5GeV
エネルギー弁別法	tagging	tagging	collimation	tagging	tagging	tagging
Status	Shutdown	Shutdown	Operating	Operating	Operating	Construct.

\*Yoshihiro Asano

LASTI Univ. of Hyogo & RCNP Osaka Univ.

## 放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開  
New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

## (2) SPring-8 LEPS ビームラインの整備と実験

## (2) Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS

\*與曾井 優

阪大 RCNP

## 1. はじめに

通常、物を‘見る’ときには光を通して見ているが、認識できる大きさは光の波長程度までに限られる。より小さい物を‘見る’ためには、波長の短い光、即ち高エネルギーの光と目に代わる検出装置を必要とする。X線、 $\gamma$ 線とエネルギーが上がるにつれて対象は原子・分子、原子核と小さくなり、波長が約1 fm以下となる GeV エネルギー領域では、核子のようにクォークから構成される粒子（ハドロン）を研究の対象とすることができる。我々は SPring-8 の 8 GeV 蓄積電子ビームに紫外レーザー光を衝突させて得られるレーザー電子光ビームを使って実験を行う2つのビームライン（LEPS と LEPS2）を構築し、GeV 光ビームを用いたハドロン物理研究を進めている。

## 2. LEPS/LEPS2 ビームライン

LEPS ビームラインは SPring-8 の運転開始初期の 1999 年に建設され、翌年から主に 350 nm 近傍の紫外レーザー入射による、 $1.5 \text{ GeV} < E_\gamma < 2.4 \text{ GeV}$  の直線偏光ビームを使って実験を行ってきた。放射光施設としては世界最高の 8 GeV という高い蓄積電子エネルギーのおかげで、他のレーザー電子光施設では生成できなかった  $\phi$ 中間子や $\Lambda(1405)$ 等のハイペロン共鳴の生成閾値を超えることができ、ペンタクォーク粒子 $\Theta^+$ の存在の示唆などの成果をあげてきたが、統計精度の向上や生成・崩壊機構の解明のためには、ビーム強度の増強と検出器の大型化が必要であった。そこで、新たに LEPS2 ビームラインを建設し、4 台レーザーの平行入射によるビーム増強と測定器の大立体角化を行い、2014 年より実験を開始している。図 1 に LEPS2 ビームラインの概観図を示す。

本講演では両ビームラインの概要とそこで展開されている実験の一端を紹介する。

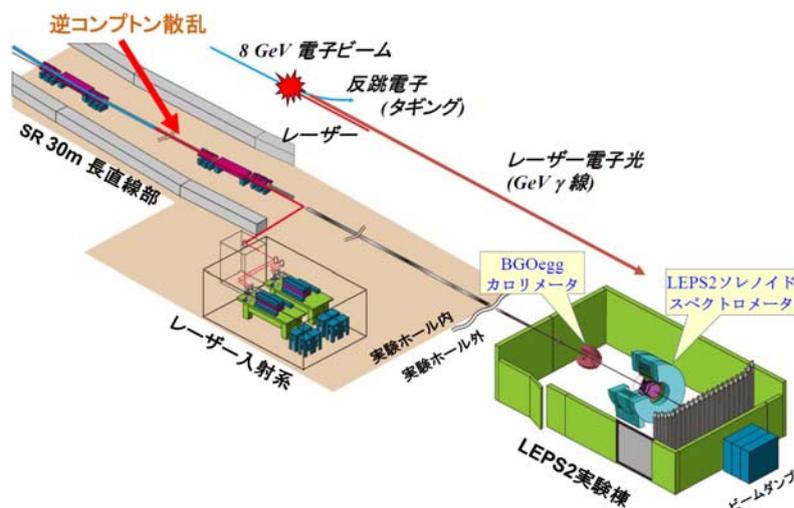


図1 LEPS2 ビームラインの概観図。蓄積リング棟実験ホールから側壁を通して蓄積リング内にレーザー光が入射され、長直線部で電子と逆コンプトン散乱を起こす、生成されたレーザー電子光ビームは真空輸送パイプを通して、衝突点から約 130 m 下流の LEPS2 実験棟に導かれる。

\*Masaru Yosoi

RCNP Osaka Univ.

放射線工学部会セッション  
レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開  
New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

### (3) NewSUBARU BL01 ビームラインの整備と実験

#### (3) Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01

\*宮本 修治

兵庫県立大高度研

#### 1. はじめに

NewSUBARU 放射光施設では、蓄積リング電子にレーザー光を入射して、ガンマ線ビームを発生できる、BL01 ビームラインを運転している。2012年にはガンマ線ビームライン利用者と協力して、ガンマ線照射ハッチ2を追加した。現在、1MeV から 76MeV の偏光ガンマ線を最大 0.33mW 発生できる。

#### 2. レーザーCompton 散乱 (LCS)ガンマ線ビームライン

NewSUBARU 電子蓄積リングは、通常 1GeV の線形加速器から電子を入射し、TopUp (随時継ぎ足し入射) 運転を行っている。蓄積モードでは、0.5GeV から 1.5GeV までのエネルギー可変運転が可能である。図1に、BL01 ガンマ線ビームラインの配置部を示す。周長約 120mの電子蓄積リングは、コンクリート遮蔽の収納トンネル内に設置されている。入射するレーザーは、トンネル外部に設置しており、ミラーとレンズを介して、真空ダクト内に入射し、更にミラーで折り曲げられて、電子ビームの集光位置で正面衝突するようアライメントされる。レーザー波長に応じて、電子・レーザー散乱点を2箇所 (P1, P2) 設定しており、短波長レーザーは、P1、長波長レーザーはP2で散乱させる。発生したガンマ線ビームは、ミラーおよび真空窓を通り抜けて、後方のガンマ線照射ハッチまで、大気中を飛行して伝送される。途中で2箇所のコリメータ(鉛厚さ 10cm) で散乱角度を制限して、準単色ガンマ線ビームとして取り出される。

#### 3. ガンマ線ビームを用いた実験

MeV ガンマ線ビームゲンは、国際的にも少ないため、国内外から利用者がある。主に、光核反応関連の核物理研究や、宇宙核物理研究、準単色で安定な偏光ガンマ線を標準線源として各種検出器試験、対生成陽電子を使った材料非破壊検査、光核反応による高速中性子イメージング研究、円偏光ガンマ線ビームによる電子スピン磁化の測定などに利用されている。

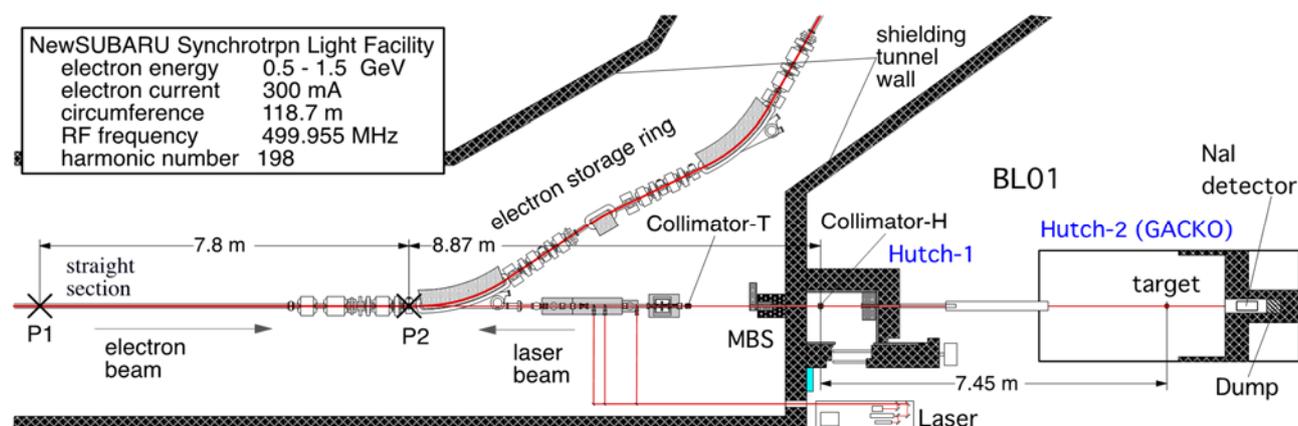


図1 ガンマ線ビームラインの配置図。ガンマ線ハッチは2箇所あり、ハッチ2は、甲南大学との共同研究ハッチ。数種類のレーザーを切り替えて、遮蔽壁の外部から、蓄積リング内へ入射している。

\*Shuji Miyamoto

Laboratory of Advanced Science and Technology for Industry, University of Hyogo

## 放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開  
New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

## (4) 逆コンプトン光を利用した光中性子スペクトル測定

## (4) Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon

\*桐原 陽一<sup>1</sup>, 波戸 芳仁<sup>2,3</sup>, 佐波 俊哉<sup>2,3</sup>, 糸賀 俊朗<sup>4</sup>, 中島 宏<sup>1</sup>, 宮本 修治<sup>5</sup>, 浅野 芳裕<sup>5</sup><sup>1</sup>原子力機構, <sup>2</sup>KEK, <sup>3</sup>総研大, <sup>4</sup>JASRI, <sup>5</sup>兵庫県大

**1. 緒言** これまで、原子核内の核子の挙動を知るための手段として、光核反応による放出中性子のエネルギースペクトル測定が多く行われている。これまでの測定で、光核反応の巨大双極子共鳴(GDR)領域において、エネルギースペクトルに蒸発過程と直接過程の2成分があることが示されている[1]。そこでの光源は、主に電子加速器からの制動放射が用いられており、単色性を良くするために、2種類のエネルギーで得られた中性子エネルギースペクトルの差分を取るなどの工夫がなされていた[1]。

近年、加速器とレーザー物理の発展により、レーザー逆コンプトン散乱ガンマ線(LCS ガンマ線)を利用できるようになった。これにより、単色性が良く、かつ、任意の方向に偏光した LCS ガンマ線を比較的容易に用いることができ、これらの特徴を生かした光核反応実験を行うことができるようになった。Blackstoneらは、直線偏光した LCS ガンマ線を用いて、 $d(\gamma, n)p$  反応による放出断面積の偏光方向に対する角度分布の異方性を測定している[2]。また、Horikawaらは、同じく直線偏光 LCS ガンマ線を用いて、GDR 領域での中性子の方位角分布における異方性を示している[3]。これらの実験では、入射 LCS ガンマ線の偏光方向に対する放出中性子の角度分布に着目しており、偏光方向に依存した放出中性子エネルギースペクトルについては言及されていない。

このような状況において、我々は LCS ガンマ線が利用できる NewSUBARU の BL01 で、十数 MeV 程度の直線偏光光子及び円偏光光子をターゲットに照射し、光核反応による放出中性子エネルギースペクトルを測定した。講演ではこの測定により得られた、いくつかの結果について報告する。

**2. 実験と結果** 本研究の一例として、17 MeV の LCS ガンマ線を金ターゲットに照射したときの実験方法と結果を示す。線源として方位角 90 度方向の直線偏光した LCS ガンマ線を用いた。また中性子検出器としては、NE213 液体シンチレータ 6 台をターゲットから水平方向と鉛直方向にそれぞれ角度位置を変え、距離約 60 cm に配置した。図に TOF 法によって得られた中性子スペクトルを示す。蒸発過程による成分(4 MeV 以下)と、直接過程による成分(4 MeV 以上)の2成分があることが分かる。直接過程の成分においては、偏光の影響が強く現れることが分かる。また、放出中性子の角度分布は、偏光方向と放出される中性子のなす角  $\theta$  の関数として、 $a+b \cos(2\theta)$  に従うことが分かった。

講演ではこれに加え、輸送計算コードとの比較、非偏光における直接過程成分の角度分布、放出中性子スペクトルの入射 LCS ガンマ線のエネルギー依存性、及びグラフィットターゲットを用いた結果について言及する予定である。

**参考文献** [1] G.S. Mutchler, PhD thesis, MIT (1966), [2] M. A. Blackston *et al.* Phys. Rev. C **78**, 034003, (2008), [3] Horikawa *et al.* Phys. Lett. B **737**, 109, (2014)

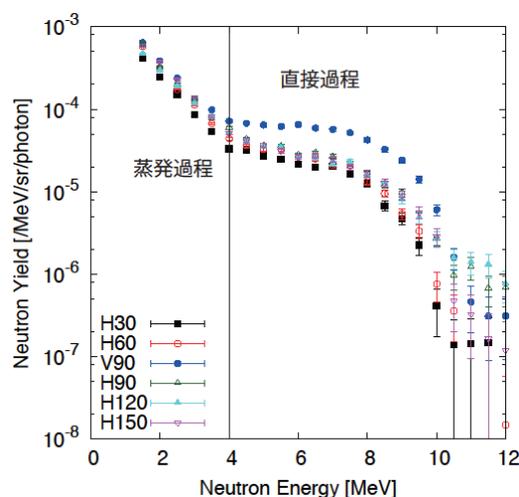


図 方位角 90 度に偏光した 17 MeV の LCS ガンマ線を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトル

\*Yoichi Kirihara<sup>1</sup>, Yoshihito Namito<sup>2,3</sup>, Toshiya Sanami<sup>2,3</sup>, Toshiro Itoga<sup>4</sup>, Hiroshi Nakashima<sup>1</sup>, Shuji Miyamoto<sup>5</sup> and Yoshihiro Asano<sup>5</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>KEK, <sup>3</sup>SOKENDAI, <sup>4</sup>JASRI, <sup>5</sup>U Hyogo

---

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

## [2I\_PL] 10th Fellows Gathering

Chair: Hideaki Yokomizo (Chair, FPC)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

---

### [2I\_PL01] PWR Development History and Recent Nuclear Status

\*Yonezo Tsujikura<sup>1</sup> (1. KEPCO, retired)

## フェロー企画運営委員会セッション

## 第10回フェローの集い

## 10th Fellows Gathering

## 国内 PWR 開発の歴史と原子力の現状

## PWR Development History and Recent Nuclear Status

\*辻倉 米蔵

日本原子力研究開発機構

元関西電力

## 1. はじめに

我が国の原子力研究・実用炉の開発は、国産技術によるエネルギーの自給を目標に開始されたが、実用炉の開発は先進技術の導入とその国産化を基本として進められた。加圧水炉（PWR）の導入もこれを基本として米国技術の導入が進められた。我が国の開発は、初号機の導入から大容量化に至るまで、米国での開発に少し遅れながら並行して進められたので、初期故障から経年変化による多くの不具合を経験することになった。またその原因究明や対策においては、我が国独自の安全文化に照らして、自ら独自の取り組みを行うことが必要となった。

結果として、運転成績は必ずしも良好なものではなかったが、根本原因に立ち戻った対応や、システムや設備機器等に改良が行われ、安全性、信頼性等完成度の高い原子力発電設備を完成することができた。これらの成果は改良標準プラントとして具現化されている。

始めに、今日までの半世紀に亘る PWR 開発の歩みについて解説する。

次に、このような技術を産業インフラの一つとして活用していく上で、原子力利用を取り巻く技術的な開発の現状を簡単に集約し、俯瞰的に大きな課題がないか見てみたい。

## 2. PWR 開発の歩み

## 2-1. 開発の経緯

PWR 初号機は、米国から導入された。初号機的美浜 1 号機は建設中のギネー発電所をモデルプラントとして、また 3 ループ、4 ループの初号機についても同様に米国の建設と並行して導入された。初号機の導入に引き続き約 30 年程度の間には 24 基の PWR 開発が行われた。このように米国での建設と並行して建設が進められたことから、米国における規制変更や設計、運用などに係わる諸課題に自ら対応していくことが必要となった。このようなプロセスを経て我が国の技術開発力の向上が図られ、国産化、標準化が進められた。

## 2-2. 工学的安全システムに係る問題

軽水炉実用化が始まった初期段階において、事故時、非常用炉心冷却システム（ECCS）による安全注入に失敗すると炉心溶融を起し、溶融炉心が格納容器を貫通して放射性物質が格納容器外に放出される可能性があるとの Ergen 報告が出され、ECCS の重要性が議論されていた。そのような中、米国アイダホ国立工学研究所において、冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した LOFT 実験が進められていた。その一環として PWR の LOCA を模擬して、Semiscale 設備を用いたブローダウン実験が実施された。その結果、注入した冷却水は炉心に入らず炉心をバイパスして破断口からループ外に流出してしまった。これは ECCS バイパスと呼ばれる現象で、LOCA 後炉心が再冠水するが、Semiscale 装置の熱容量が実機プラントを適切に模擬できていなかったことから、注入水が炉心に入らず、バイパスして破断口から格納容器に流出したものであった。しかし、これを契機に PWR の LOCA に関する研究が国内外で広範囲にかつ精緻に行われた。LOCA 時のブローダウン、リフィル、再冠水など事故時の各フェーズに応じた熱水力挙動や

炉心での水-ジルコニウム反応等実態の把握やその解析コード化と検証が行われた。また、それらの知見を踏まえた規制基準が整備された。我が国においては旧原子力研究所における ROSA 実験が大いに安全研究に寄与してきた。

### 2-3. 蒸気発生器伝熱管損傷に係る問題

PWR の開発過程で大きな課題の一つは、蒸気発生器 (SG) 伝熱管の健全性維持であった。伝熱管損傷は、伝熱管材料にニッケル基合金の 600 合金が用いられたこと、初期故障から経年変化的な事象まで運転経過とともに種々の損傷形態が現れたこと、設計や製作過程に起因して構造的に腐食要因や腐食環境を形成したこと、また、それらに 1 次系、2 次系の水質が関与していたことなどから極めて複雑な様相を示した。発生した損傷に対応して原因究明と対策を講じるとともに、損傷原因を排除した新材料 (TT690 合金) と構造が開発された。これらを取り入れた改良された SG に取り替えることにより、既設プラントの SG 損傷問題は、ほぼ解決することができた。また、この問題を通じて 2 次系の水質管理の重要性が認識され、SG のみならず 2 次系全体を俯瞰した 2 次系水質管理が提案されている。

### 2-4. 原子炉冷却圧力バウンダリ

PWR 開発過程において 600 合金の PWSCC 問題は 1 次系の種々の箇所に影響を及ぼした問題であった。前項の SG の 1 次系からの損傷に加えて、原子炉容器上蓋等大がかりな取替工事が必要となった。1 次系の 600 合金使用箇所は SG や原子炉容器の出入口管台セーフエンド継手や制御棒駆動装置用管台等幾つかの容器に付いた管台に用いられていた。600 合金の PWSCC 感受性は使用温度や表面残留応力により大きく影響を受け、製作・施工履歴に依存するので、プラント、構造、施工方法により異なり、経時的に PWSCC が顕在化してきた。損傷を受けた管台には耐食性に優れた TT690 合金による補修や、原子炉容器上蓋の取替工事が行われた。

### 2-5. 炉内構造物に係る問題

炉内構造物については、それを組み立てている接合部材に損傷が生じた。

制御棒クラスタ案内管支持ピン、たわみピンが PWSCC により損傷した。これらのピンは、ばね力がリラクゼーションしないようにクリープ強度が高く、耐食性、ばね特性に優れた X-750 合金が採用されてきた。この材料の熱処理は、1 次冷却水中で使用するには最適なものではなく、運転中に加わる過大な応力により PWSCC を生じた。形状を応力の低減可能なものにするとともに、適切な熱処理を施したものと取り替えられた。

炉内構造物に特徴的な損傷事象は、炉心に接していることから中性子照射を受けることである。炉心に接するバッフル板を取り付けるバッフルフォーマボルトは炉心に近接しており、炉心からの中性子照射を受け材料が硬化する。この材料には SUS347 や 316 が用いられているが、中性子照射誘起偏析を起し SCC 感受性が高まったところへ、バッフル板のスウェリングにより大きな曲げ歪みがボルトに加わり照射誘起応力腐食割れを生じた。予防保全的に検査や取替が行われてきている。また一部には炉内構造物を取り替えたプラントもある。

### 2-6. 原子炉内流動による燃料、制御棒等の損傷

原子炉容器内には種々の冷却材の流れがあり、流体が加振源となって燃料や制御棒の健全性に影響を与える。主な損傷事例は、バッフルジェットによる燃料損傷、17×17 燃料グリッドフレティング、制御棒被覆管摩耗と割れである。

バッフルジェットによる燃料損傷は導入初期から発生した。バッフル板同士の突合せ部の隙間からバッフル板内外の差圧により炉心側に流入するバッフルジェットで燃料棒が損傷したものである。バッフル板の隙間を小さくするピーニング施工が行われたが、根本的な対策としてバッフル板の内外差圧をなくすため、バッフル板の外側の流れを炉心側と平行に流れるように変更し、内外差圧をなくしてバッフルジェッ

トをなくす対策が取られた。

制御棒は制御棒案内管に挿入されている。制御棒案内管には主に下向きの流れがあり、流れが加振源となり制御棒が振動して制御棒案内管内に取り付けられている位置決め用のカードと接触して被覆管に摩耗を生じさせた。

また制御棒は常時少し炉心に挿入された状態で運用されているので、炉心からの中性子照射を受けている。これにより中性子吸収材にスウェリングが生じ被覆管のひずみが増大して割れが生じた。制御棒の取替や運用方法の改善が行われている。

## 2-7. タービン設備に係る問題

原子力タービン設備は火力タービンをベースに原子力仕様として設計されてきた。タービンに係るトラブルも種々経験しているが、ここでは低圧タービンロータの取替が予防保全の観点から計画的に取り替えられた事例を紹介する。タービンのロータは高速回転体であるので、延性破壊、脆性破壊を防止する観点から強度と靱性を兼ね備えた材料改善が行われてきた。また、その構造は素材の製造能力により、回転翼円板とロータを別々に製造した焼嵌め構造から、一体型ロータへと発展してきた。当初米国において円板キー溝部や動翼翼溝部に割れが認められ、我が国においても保全の観点から点検が行われ、一部のプラントにおいて SCC が確認された。その後国内外で発生した乾湿境界領域の SCC 対策として、部分的に焼嵌め構造をなくした部分一体型ロータが開発された。その後、SCC の知見の拡大と、製鋼メーカーの製造能力が向上したことを受けて、ロータ全域低強度材の全一体型ロータの製造が可能となり、順次全一体型の低圧ロータに取り替えられた。

## 2-8. その他の主要な問題

上記の諸問題に加え PWR 固有のシステムに係る 2 次系配管の流れ加速腐食 (FAC) や補機類に多く見られた機械的・熱的・流動的荷重による損傷、電気設備に係る問題、製作・作業管理に係る問題など多くの課題を経験してきたが、根本原因に立ち返り対策が取られ、かつ、それらに伴う設計や運用管理のルール整備が行われてきた。

## 2-9. 共通的な課題やトラブル要因についての考察

多くの課題やトラブルを経験してきたが、これらの原因を考察してみるとトラブル防止の観点から幾つかの共通要因が抽出できる。今後の設計や施工に当たり留意すべき主な事項を以下に示す。

①国際規格・基準と日本の規格・基準への両立性、②材料選定、③構造・形状、④流動荷重、⑤温度変化を伴う熱荷重、熱疲労、⑥機械的振動・荷重、⑦施工管理、作業管理、⑧接合に係る管理（溶接、トルク管理等）、⑨新設計・新工法管理、⑩変更管理、⑪経年劣化管理

## 2-10. まとめ

以上述べてきたように、PWR 導入初期から多くの不具合を経験しその対策を講じるとともに改良が加えられてきた。半世紀に亘るこれらの活動を通して、PWR は成熟した発電システムとして完成していると云える。

## 3. 原子力開発の現状

実用発電設備として PWR 発電の成熟の過程を 2. で述べ、このような発電システムが社会のインフラとして活用されていくことが望まれるが、一方で、原子力開発の現状が、どのような状況にあるか全体を俯瞰してみたい。

### 3-1. 原子力政策・行政の枠組みと基本方針

我が国の原子力利用は 1955 年原子力基本法が制定され、原子力平和利用 3 原則を基本として進められ

てきた。1956年には原子力委員会が発足し原子力開発に係わる基本方針や長期計画の策定や行政の基本方針等を策定してきた。動力炉開発の究極的な目標を、国産技術による高速炉開発や高速炉サイクルとして定めた。その後、長期計画は、新計画策定会議の議論を踏まえ、原子力政策大綱に変更されたが、福島第一発電所事故を受けて、原子力政策大綱は作成しないこととなった。原子力委員会は原子力利用推進を担うのではなく、平和利用と核不拡散、放射性廃棄物の処理処分、その他重要事項に重点を置くよう縮小された。また、原子力安全委員会の設立を受け、原子力委員会の役割であった安全関係の所掌が移管された。さらに、原子力規制委員会が発足し、核物質防護に係る業務を移管するとともに設置許可における計画的遂行や経理的基盤の意見聴取も廃止された。現在、原子力の開発計画は、政府が総合資源エネルギー調査会の意見を聞いて定める、エネルギー基本計画の一環として定められている。

### 3-2. 軽水炉サイクル・廃棄物処分の現状

産業レベルでの活動は日本原燃の事業の現状で代表されるが、ウラン濃縮についてはすでに操業が開始されている。低レベル放射性廃棄物埋設センターは1992年に操業開始している。高レベル放射性廃棄物貯蔵センターは1995年に操業開始している。再処理工場は、主工程の使用前検査はアクティブ試験で約425 t Uの再処理を実施し、残り施設の使用前検査中である。MOX燃料工場は2010年に着工しているが新規規制基準の安全審査中である。高レベル廃棄物最終処分については、原子力発電環境整備機構(NUMO)が実施主体として設立されている。処分場建設については、公募方式から国が自治体に申し入れる方式に変更し、昨年には国が処分地の適正を4区分で示す「科学的特性マップ」を公表した。現在「科学的特性マップに関する意見交換会」が開催されているところである。

### 3-3. 高速炉サイクルの現状

我が国の実用化は、1967年にATR,FBRの併行自主開発を決定し、動力炉・核燃料開発事業団を発足し開発が始められた。ATRの成立性は原型炉ふげんにおいて確認されたが、実証炉の開発は経済性の観点から見送られた。FBRはもんじゅ計画を廃炉にしたものの、高速炉サイクル開発は継続する方針を堅持している。海外においては、ロシアで実証炉が稼働中で、中国が実験炉の出力運転を実施するなど、複数の国が開発を継続している。また、高速炉サイクルの再処理についても研究開発が続けられている。

### 3-4. 新型炉開発

原子力利用の多様化、効率化を目的に、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)で国際プロジェクトとして第4世代炉の開発が進められている。また、IAEAでは革新的原子炉及び燃料サイクル国際プロジェクト(INPRO)が設立され、活動が続けられている。その他、各国間協定に基づき国際協力が行われている。

### 3-5. まとめ

以上のように、種々の開発が並行して行われていることがわかる。現状を整理してみると、

- ① 軽水炉の利用を制限する技術的要素は見当たらない。
  - ② 軽水炉サイクルを形成するに必要な取り組みは、技術的な見通しを持って進められている。
  - ③ それぞれの進捗はニーズに応じて整合していく必要がある。
  - ④ 将来的には、更なる利用の安全性、多様性、効率性、エネルギーセキュリティの確保などの観点で多くの可能性が開けていると考えられる。
  - ⑤ 原子力開発を総合的にマネジメントしていくことが望まれる。
- などの視点で整理ができるように考える。

---

\*Yonezo Tsujikura

Japan Atomic Energy Agency, Former Kansai Electric Power Company

---

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Nuclear Safety Division, Standards Committee

## [2K\_PL] Comprehensive Framework for Safety against External Events - Current Situation and Challenges -

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

---

[2K\_PL01] Framework of Nuclear Safety against External Events

\*Tatsuya Itoi<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo)

[2K\_PL02] Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS

\*Koichi Miyata<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

[2K\_PL03] Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standardization

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1,2</sup> (1. Standard Committee, 2. JANSI)

[2K\_PL04] R&D against Natural Events and Application to Practice

\*Yoshito Umeki<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

## 原子力安全部会、標準委員会合同セッション

## 外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

## Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

## (1) 外的事象に対する原子力安全の枠組み

## (1) Framework of Nuclear Safety against External Events

\*糸井 達哉<sup>1</sup><sup>1</sup> 東京大学

## 1. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災における福島第一原子力発電所事故に見られるように、わが国の原子力施設は、欧州等の諸外国と比較して地震などの過酷な自然環境下にあることから、一般の構造物と同様、自然事象を含む外的事象が事故の主要な誘因であることを免れない。原子力安全部会では、外的事象への対策について、2015年秋の大会における原子力安全部会企画セッション等を通じて外的事象対策の安全確保の原則となる考え方とその具体化について議論を行ってきた<sup>1)</sup>。そこでは、原子力安全に影響を与える外的事象とそれに対する効果的な対策は地域ごとに異なること、そのため、外的事象に対する対策を検討する上では、原子力安全の枠組みに関する一般論に加えて、立地地域の状況に応じて事故の誘因となりうる外的事象を把握し、その外的事象の特徴に応じた具体的な対策が必要であること、さらに、外的事象、特に、地震等の自然事象に対する安全対策は、わが国が主導すべき部分が大きいと考えられることなどが議論された。本稿では、その後の議論の進展も含め、外的事象に対する安全確保の枠組みについて現状と課題を提示することを目的とする。

## 2. 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた外的事象に対する原子力安全の考え方

2-1. 外的事象の定義と特徴<sup>1)</sup>

表1に外的事象の分類を示す。外的事象が原子力発電所に与える影響を評価する際には、例えば、地震と津波など複数の外的事象の同時又は連続的な発生に加えて、それに起因して火災等の内的事象が連続的に発生する可能性がある。つまり、原子力発電所に対するそれらの作用が重畳、つまり、複合的に影響する可能性がことを考慮する必要がある。その際には、複数ユニットが同時に影響を受ける可能性もある。以上から、外的事象が誘因で発生する事故は、複雑なシナリオとなりうることにその特徴がある。

表1 外的事象の分類<sup>1)</sup>

分類		例
外的 事象	自然事象	地震（地震動・地盤変状等）、津波、洪水（高潮、河川氾濫等）、火山（火山灰、火砕流等）、強風・飛来物（台風、竜巻）、高温／低温、積雪、施設外火災（森林*1）など
	人為事象	事故的航空機落下／意図的航空機衝突、施設外火災（航空機落下、森林*1、工場）、サイバーテロなど
内的事象		施設内浸水（溢水）、施設内火災、タービンミサイルなど

\*1 森林火災は自然事象の場合と人為事象の場合がある

注：慣例的には、事故の発端となるプラント（発電システム）内部で発生する「ランダム故障」を「内的事象」と呼び、表に示す施設内で起こる事象を含む誘因事象全体を「外的事象」と呼ぶこともある。

## 2-2. 外的事象の評価における不確かさの取り扱い

特に、原子力発電所に事故を発生させる程度に規模の大きい外的事象は、一般には低頻度の事象であり、その予測における不確かさが大きいことに特徴がある。また、その不確かさのため、運転期間中に、予測にかかわる知見が更新され、将来的に、現在とは異なる予測がなされることが避けられない点もその特徴

といえる。このような特徴を踏まえると、外的事象に対する安全確保は、新設時の設計の問題にとどまらず、運用や保全も含めた課題である。そのため、安全規制が知見の更新に対して可能な限り頑健なものとする必要があることに加えて、規制の改正や定期安全レビューのような最新の知見を踏まえた定期的な再評価と改善を行う枠組みが重要である。

尚、外的事象に関わる設計や再評価の際の意思決定においては、その不確かさゆえに、着目する視点によってその判断が異なるような場合も考えられる。このことが更なる議論を招き、意思決定の妨げや遅れにつながる原因にもなりうる。このような状況下での規制判断も含めた意思決定においては、それがごく一部の意見ではあったとしても異なる意見に対して敏感であることが必要である一方で、評価や検討の完全性を求めるあまり不作為に陥ることがないように、例えば、運用中の再評価においては詳細な評価・検討に並行して暫定的な是正措置を実施するなど迅速に対応すること (agility) で不作為を避ける枠組みなど、時間的な観点も考慮した包括的で体系的な枠組みとそれに基づく取り扱いを行う社会的・制度的な成熟が求められる。

以上のように、外的事象の評価における不確かさに対処し安全性を保ち、さらに、向上させる枠組みは、単に外的事象の特徴のみが関係するものではなく、人的、組織的及び技術的要因が複雑に関係するものである。そのため、その不確かさへの対処においては、技術的な問題にとどまらず、人的及び組織的考慮事項を含めた体系的アプローチが必要である。

### 2-3. 外的事象に対する深層防護

#### (1) 深層防護と原子力発電所の設計

不確かさに対して原子力安全の目的を達成するために原子力発電所の設計と運用に適用される概念として、深層防護の考え方が重要とされてきた。IAEA の INSAG-10<sup>2)</sup>では、原子力発電所のプラント状態に対応した5つのレベルを定め、それぞれのレベルの目的および目的を達成するために不可欠な手段を定めている。福島第一原子力発電所事故を受けて、国際的に、深層防護の実現方法を強化する動きが見られる。特に、設計範囲の拡張が議論され、INSAG-10 の深層防護のレベル4に対応する設計として設計拡張状態 (Design Extension Conditions, DECs) の概念とその実現の方法が議論されている<sup>3),4)</sup>。そこでは、共通原因による設備の多重故障などが考慮され、そのような状態に対して事故の発生を防止し、また、事故の影響を緩和する方策が設計される。設計拡張状態に関わる要求は主に新設のプラントに対するものであるが、既設のプラントにも合理的に実現可能な範囲で適用されうるものである。

事故を発生させる程度に規模の大きい外的事象が発生する際には、原子力発電所内の構築物・系統・機器 (Structures, Systems and Components, SSCs) が同時に被害を受ける可能性が考えられる。つまり、外的事象という共通原因により、「異常・故障の発生防止」と「異常・故障の拡大防止、事故の制御」、「重大事故への対処」等に関わる SSCs が同時に機能喪失する可能性がある。さらに、事故への対処を行う人員や組織も同時に影響を受け、発電所敷地内のみでなく、敷地外においても被害が同時に発生して、事故時の対応に影響する可能性がある。これらは、設備のランダム故障を起因事象とする事故とは異なる特徴のひとつである。

IAEA の SF-1<sup>5)</sup>などにおいては、各レベルの防護の独立性が重要としているが、設計基準を超える外的事象の際には、上述のように、レベル間の完全な独立性は成立せず、深層防護の複数のレベルに同時に影響を与えるような共通原因故障が引き起こされる可能性がある。2015年秋の大会企画セッションとそれを受けたフォローアップセミナーでは、深層防護の各レベル間の独立性を合理的に実行可能な範囲で高めるための方策として、物理的分離と機能的隔離、多様性 (例えば、設備の位置的分散、可搬型 (モバイル) 設備の活用、地震に対する免震/制震等の導入) の導入等が、課題として議論された<sup>1)</sup>。関連して、外的事象に対するプラントの設計の考え方に関する課題も議論された。フランスに見られるように、設計基準の外的事象を超える状態を想定し、その場合に影響緩和設備が有効に機能するような対策を求められる場合もある一方、IAEA の SSG-30 など影響緩和機器の安全カテゴリーが低いままとする考え方があり、設計基準を超える状態に対する設備の設計の考え方の統一が必ずしもされていないことが、その課題のひとつであ

ると指摘された<sup>1)</sup>。

## (2) 外的事象に対する原子力発電所の設計

将来の発生予測が不確かな外的事象に対しては、不確かさの程度に応じて保守的に設計基準を設定することで、設計基準を下回る範囲で深層防護の有効性を確保することが基本である。しかし、それだけでは不十分であり、設計基準を超えるさまざまな規模の外的事象に対して合理的に達成可能な範囲で深層防護の有効性を確保するための備えを行う必要がある。大きな事故につながるような共通原因故障は、設計基準の想定が不十分、裕度が不十分、あるいは、深層防護のレベル間の独立性が不足している場合に引き起こされる<sup>6)</sup>。以下では、設計基準の設定と見直し、設計基準を超える外的事象に対する備えという2つの観点で、原子力発電所における外的事象に対する対処に必要な要素を議論する。

### a) 外的事象に対する設計基準の設定・見直し

上述のように、設計においては、保守的に適切な規模の外的事象を設計基準として想定することが前提となる。その際、確率論的ハザード評価結果に基づくか、あるいは、参照することでその妥当性を確保する。どの程度の規模の外的事象を設計基準として設定するかは、安全目標、および、原子力発電所全体、および、各々のSSCsに、どのレベルの機能維持を、どの程度の信頼性で要求するか依存し、概ねハザードの超過頻度 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年（50年間での超過確率0.5%～0.05%に相当）が目安とされる。尚、その際に参照される確率論的ハザード評価においては、経験データが存在しない領域についての評価を行う必要があることから、評価プロセスの品質を確保することで評価結果の妥当性を確保し、それにより、専門の見地から正当化される解釈の中心と分布、幅を把握することが重要である<sup>7),8)</sup>。その際、評価上特に留意することが必要な要素として、事象の網羅性、包括的な不確かさの考慮、評価結果の適用可能範囲の明示、多面的な評価の実施、サイト固有の評価、国内外の経験や最新知見の反映などが考えられる<sup>9)</sup>。

### b) 設計基準を超える外的事象に対する備え

設計基準を超える規模の外的事象に対しては、上述のように、個々の設備による対応にとどまらず、物理的分離と機能的隔離、多様性を導入することで、設備の集合としての機能にも着目し、個々の設備の損傷が発生した場合においても、いずれかの設備が機能することで、効果を発揮させるという考え方が重要である<sup>1),10)</sup>。さらに、設計基準を大きく超え、設備のみでの対応が困難な状況を想定した備えの議論も必要である。この際、プラント内外の人や組織による事故対応が重要な役割を占める。このような備えは、サイトやプラントの状況に応じて様々な可能性が考えうる。それらの備えに対する考え方が有効であるかを判断するためには、保守的な仮定に基づく決定論的な評価と、定量的なリスク評価など多面的かつ相補的な評価を活用することが有効である。

## (3) 深層防護の議論に必要な論点

以上のように、原子力発電所の設計として深層防護を実装するアプローチが重要である一方で、適切なプラント設計や緊急時対応の備えのみで深層防護が実現できるものではないことに注意が必要である。例えば、最近、事業者や規制機関の安全文化、シビアアクシデントマネジメントの体制を含む人的・組織的要素が深層防護における各レベルの機能喪失の共通原因となりうるのかとの問題が改めて議論されるなど、深層防護を含む原子力安全について、人的・組織的要因も含めた体系的観点でとらえる議論<sup>9),11)</sup>が増えている。また、深層防護を含む安全に関する考え方やその実現の方法そのものについても、適宜見直すことが、定期安全レビューを含めた継続的な安全性向上の重要な論点のひとつであると言える。

## 2-4. 外的事象に対する継続的な安全性向上の取り組みにおけるリスク情報活用の役割

上述のように、外的事象により引きこされる事故は、複雑なシナリオとなりうることにその特徴がある。確率論的リスク評価（PRA）を含むリスク評価は、そのような事故を発生させるプロセスとその可能性、結果について、設計、運転、保全、外的事象等の異なる分野の知見を統合して評価するものである。また、

評価結果に基づき、事故の可能性を低減させる方策の効果が検討される。福島第一原子力発電所の教訓を踏まえると、外的事象については特に、地震や津波などそれによるリスクが大きいと考えられている外的事象はもとより、台風や竜巻などの強風や火山噴火に伴う降下火砕物などその他の外的事象およびそれらの作用の重畳に対しても、その重要性に応じた精度で、包括的なリスク評価を行うことが重要であると考えられる。

また、国内外における運転経験や自然災害、人為災害等の経験を継続的な安全性向上の取り組みに活用することが重要であるが、その際には、リスク評価を活用して得られた知見と併せて洞察することで、事故の原因になる可能性がある事象を同定し、必要に応じた規制の改善や安全性向上対策実施の必要性を評価することが、重要な点であると考えられる<sup>12)</sup>。リスク評価を行うことは、日常の保全活動等において経験することのないこのような事故の発生に対する想像力をもつ上でも重要な役割を担う。

尚、リスク評価結果の活用においては、予測の不完全さや不確かさの程度を見極め活用することが重要であるとされる<sup>1)</sup>。一方で、不確かさがどの程度かを把握すること自体も、安全性向上のための重要な情報であると言える。また、前述のように、リスク評価の完全性を求めるあまり不作為に陥ることがないことも併せて重要である。

### 2-5. 安全研究が安全性向上に果たす役割

福島第一原子力発電所事故を踏まえて、原子力安全に対する考え方自体にも変化が見られる。文献<sup>12)</sup>では、安全とは、研究や運転経験の評価等を通じて学習することではじめて発展する長期的なプロセスであると定義される。そのうち、安全研究について考えると、福島第一原子力発電所事故をはじめとするこれまでの事故の教訓の反映や、事故の教訓に関連する安全研究は、長期間にわたる活動であり、それによりはじめて、事故からの真の教訓を得ることができると考える。このような安全に対する考え方は、新しい知見が継続的に更新される可能性がある等、上述した特徴を有する外的事象に対する原子力発電所の安全性を議論する際にも重要となると考えられる。

安全研究の議論においては、産業界、規制行政、推進行政、学術界の役割や協働の観点、加えて、実プラントへの適用を含めた大規模な研究や基盤的な研究などの研究体制、国際協調と国際的な研究への貢献と成果の取り込みなど様々な観点がある。また、外的事象に関わる安全研究では、上述のように、地震や津波などわが国において主要なリスク源であると考えられる事象はもとより、その他の外的事象まで広く対象とする必要がある。以上のように様々な観点が複雑に関連するため、取り組むべき技術課題について、短期的視点のみならず、中長期的な視点も含めた俯瞰的な視点からの議論と課題の提示が関係者間での目標と情報の共有、コミュニケーション、調整の観点から重要である。

### 3. まとめ

外的事象に対する原子力安全の枠組みについて、外的事象の定義と分類、不確かさに対する対処、深層防護の有効性に影響を与える要素、原子力発電所における対処、継続的安全性向上とリスク情報の活用、安全研究の観点から議論した。これらは、事業者や安全規制における様々な取り組みの有効性を議論する際に有効な観点になるものと考えられる。

### 謝辞

本稿の一部は、日本地震工学会研究委員会において現在検討されている地震安全の基本的考え方に関する議論を参考に作成したものである。

**参考文献**

- 1) 糸井達哉、中村秀夫、中西宣博：多様な誘因事象に対する原子力安全の確保（その2）外的事象対策の原則と具体化，日本原子力学会誌，58(5)，pp. 318-323，2016.
- 2) IAEA: Defence in Depth in Nuclear Safety, A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, INSAG Series No. 10, 1996..
- 3) IAEA: Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1, 2012.
- 4) IAEA: Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016.
- 5) IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, 2006.
- 6) OECD/NEA: Implementation of Defence in Depth at Nuclear Power Plants: Lessons Learnt from the Fukushima Daiichi Accident, 2016.
- 7) U.S. NRC: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, NUREG-2117, 2012.
- 8) 酒井俊朗：確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・研究，電力中央研究所調査報告，O15008，2016.
- 9) 糸井達哉、他：原子力安全確保における地震安全原則の必要性 (4) 地震安全原則と地震ハザード，日本地震工学会大会，2017.
- 10) 藤本滋、他：原子力安全確保における地震安全原則の必要性 (3) 地震安全基本原則と発電所システム性能，地震工学会大会，2017.
- 11) IAEA: Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems – Institutional Strength in Depth, INSAG-27, 2017.
- 12) OECD/NEA: Five Years after the Fukushima Daiichi Accident Nuclear Safety Improvement and Lessons Learnt, Executive Summary, 2016.

---

\*Tatsuya Itoi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo

## 原子力安全部会、標準委員会合同セッション

## 外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

## (2) 柏崎刈羽原子力発電所における外的事象に対する取り組み

## (2) Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS

\*宮田 浩一<sup>1</sup><sup>1</sup>東京電力

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波により引き起こされたものであり、当事者として、その主原因である津波対策を事前にとれなかったことを痛切に反省をしている。

当該事故は、地震により外部電源を喪失し、津波により交流電源のみならず直流電源を全て喪失したことで過酷事故に進展しており、これは外的事象特有の共通要因（没水等による電源喪失）によってもたらされたものである。加えて、津波による瓦礫等により復旧作業も困難を極め、被害の拡大を抑制することができなかった。

柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一事故の教訓を踏まえ事故直後から、新規制基準の策定を待つことなく速やかに意思決定をし、防潮堤を設置したり、注水のための可搬設備を多数準備する等、安全対策に取り組んできた。また、新規制基準への適合性審査では、外的事象からの防護を含む厳格かつ慎重な議論を受け、設計の改善等を図ってきている。

本稿では、柏崎刈羽原子力発電所における安全対策を外的事象との関連で説明する。

## 2. 原子力安全確保体系における福島第一事故の位置づけ

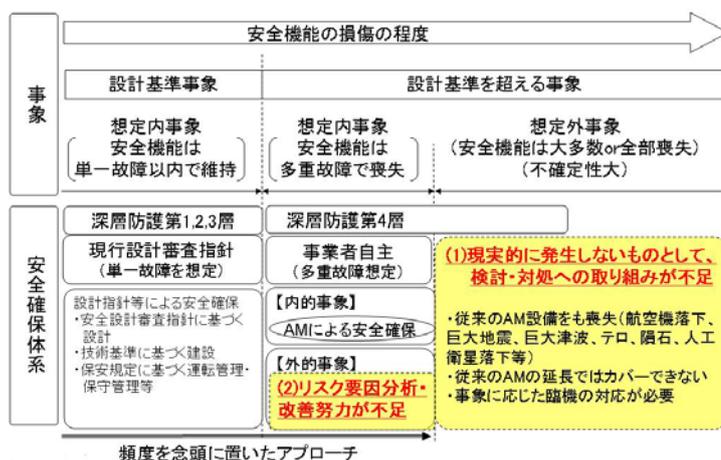
福島第一原子力発電所事故以前は、深層防護の第三層までを設計基準事象でカバーし、単一故障の想定を踏まえた決定論的な評価により設計の妥当性を評価してきた。

設計基準事象を超える領域については、事業者自主のアクシデントマネジメント(AM)で対応することとされ、確率論的リスク評価(PRA)を活用して対策をとってきた。しかしながら、当時は外的事象に対するリスク評価技術が未熟であったことから、このAMの検討は、内的事象を対象としたものとなっていた。

また、それまで、内的事象・外的事象のいずれも、設計上の想定を定め、その想定に対して安全対策を整備してきたことから、想定を超える事態を具体的にイメージした取り組みは不足していた。

このような状況の中で、福島第一事故が発生した。

## 従来の安全確保体系からみた福島事故の原因分析



## 3. 新規制基準を踏まえた安全対策の全体像

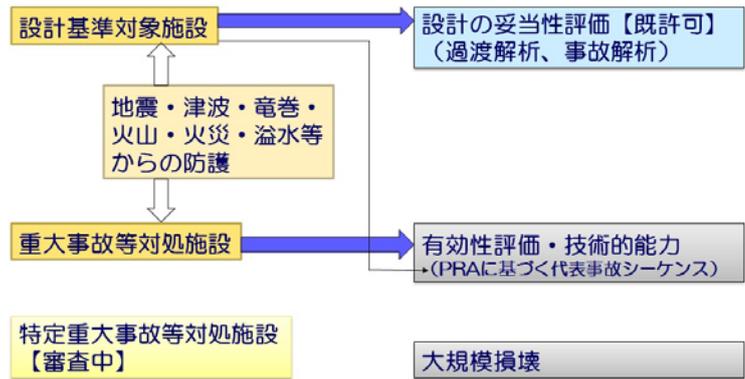
柏崎刈羽原子力発電所では、新規制基準施行前から安全対策に取り組み、6、7号炉の設置変更許可申請を提出し、平成29年12月に設置許可処分が下された。

新規制基準では、従来からある設計基準対象施設（DB設備）の信頼性を向上させるべく、従来より厳し

い自然現象や人為事象に対し DB 設備を防護すること等が要求されている。また、福島第一原子力発電所の事故が外的事象により DB 設備のほとんどが機能喪失したものであったことから、DB 設備が故障した場合に想定される炉心損傷に至る事故シーケンスを確率論的リスク評価 (PRA) により抽出し、新たに設置している重大事故等対処施設 (SA 設備) により炉心損傷が回避できることを確認している (有効性評価)。また、内外の知見を駆使しても炉心損傷を防止できない場合には、格納容器の破損防止ができることを確認、あるいは有意な影響をもたらすことは考え難いシナリオであることを確認している。さらには、深層防護の観点から、これらの事象より厳しい状態を大規模損壊として考慮し、体制や手順書等の適切性を確認している。

このように、安全設計を実際に進める上で設計基準という想定を設けてはいるものの、これを超える領域に対しても、分散配置や機動的対応、人的パフォーマンスの活用といった、設計基準とは異質のロバスト性を確保するようにしている。

#### 設置変更許可申請の全体像



#### 4. 外的事象に対する設計基準の想定

柏崎刈羽原子力発電所に影響をもたらす地震・津波以外の外的事象として、立地点の特徴、ヨーロッパのストレステスト、IAEA の基準などを踏まえ、42 の自然現象と 19 の人為事象を抽出した。次に、以下の 4 つの観点から一次スクリーニングをし、詳細評価すべき事象を選定した。

- A. 影響が及ぶほど発電所近傍では発生しない
- B. 現象の進展が遅く、そのリスクが事前に検知または予測できる
- C. 安全設備等への影響の程度が、設計で考慮している程度に包含される
- D. 影響が他の自然現象で代表できる

この結果、9 つの自然現象 (風 (台風)、竜巻、低温 (凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山、生物学的事象) と 5 つの人為事象 (火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、内部溢水) を詳細評価対象とした。なお、意図的な人為事象は、故意によるものであるため設計上考慮する外的事象として取り上げないが、その対応力について、技術的能力の中で確認している。

想定する自然現象の規模については、①既存の規格基準、②過去のデータ、③年超過確率  $10^{-4}$  に相当する規模の 3 つを比較検討した上で、より厳しい値を採用することとしている。ただし、竜巻に関しては、規制庁のガイドラインで暫定の基準として年超過確率  $10^{-5}$  としているところ、柏崎刈羽原子力発電所では、将来の気候変動を考慮し、年超過確率  $10^{-6}$  に相当する規模の竜巻を設計基準としている。

また、人為事象の規模については、敷地内外に存在し得る最大のハザードを考慮している。なお、航空機落下については年超過確率を算定し、原子炉建屋等に落下する確率が  $10^{-7}$  を下回ることを確認した上で、 $10^{-7}$  の確率に相当する角丸長方形の外縁部に航空機が落下することを想定し、火災による影響がないと評価している。

さらに、これら外的事象の重畳についても考慮している。具体的には、地震・津波を含む柏崎刈羽原子力発電所にて発生

自然現象	設計基準値	根拠
風	40.1 m/s	②観測記録
竜巻	92 m/s	②観測記録+裕度
低温	-15.2 °C (24 時間 継続)	③ $10^{-4}$ 値
降水	101 cm/h	③ $10^{-4}$ 値
積雪	167 cm	③ $10^{-4}$ 値
落雷	200 kA	③ $10^{-4}$ 値
火山	35 cm	②文献等
地すべり	影響なし	個別評価



放射性物質の拡散抑制を図る場合等と結果が異なるものの、様々な対応が可能であることを確認している。

これらの手順を的確に遂行する上では、個々の要員の教育・訓練が重要であり、計画的に実施している。また、福島第一事故で本部長に情報が集中しすぎた反省を踏まえ、個々の機能班が自律的に活動していく体制とするなどしたうえで、総合訓練として、厳しい自然現象や航空機衝突等を想定した訓練を月に一回以上実施し、柔軟な対応力の育成を図っている。

### 個別訓練

社員自ら訓練を積み重ねている

がれき撤去や  
道路の段差を埋める訓練



ガスタービン  
発電機車の  
操作訓練



消防車の  
操作訓練



大容量放水設備  
の操作訓練

## 7. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の整備に当たっては、福島第一事故の教訓を徹底的に分析し、その一つの大きな取り組みとして共通要因対応としての外的事象への対策をとっている。従来に増して設計基準を厳しく設定するだけでなく、設計基準を超える事象への対応が可能であることを確認している。これらの対応は、位置的分散等の多様性を考慮した可搬設備等を配備し、具体的な手順や体制として作り込んでいる。特に設計基準を超える対応には柔軟性が必要であり、訓練は日常業務であるとの認識のもと、様々な状況に対応できるよう、個別要員の訓練や総合訓練を繰り返している。これらの取り組みを通じて、発電所員の安全意識が高まり、安全性向上のインセンティブにもつながってきていると考えている。

\* Koichi Miyata<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tokyo Electric Power Company HD

## 原子力安全部会、標準委員会合同セッション

## 外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

## Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

## (3) 外的事象にかかるリスク活用の意義と標準化の必要性

## (3) Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standards

\*成宮 祥介<sup>1</sup><sup>1</sup>標準委員会（原子力安全推進協会）

## 1. はじめに

日本列島は、環太平洋の変動帯の中にあり地震や火山活動が活発であること、大洋西部域にあり台風の襲来を頻繁に受けること、梅雨や台風などによる降雨量が多いことと急峻な山地のため急激な流量変化・流路方向の変化など大陸とは異なる洪水が発生すること、などの特質から、わが国ではほとんどすべての気象災害及び地震・火山災害が起こっている<sup>1)</sup>。これは、原子力発電所に対しても、その立地選定段階において自然災害を極力に避けることは行われてもその可能性をゼロには出来ない。2011年3月の福島第一原子力発電所事故においては、想定を超えた地震と津波が誘因になったことは、原子力施設を過酷な自然現象から護ることが単に設備保護ではなく、周辺住民・環境を放射線の影響から護ることが、原子力安全の目的であることを、改めて浮き彫りにした。

本稿では、外的事象に対する原子力施設の安全確保を、リスクの概念を用いて取り組むことの意義と方法論を示すとともに、学術的な視点から合意された技術基盤としての「標準」を策定することの有効性と必要性も考察する。

## 2. 外的事象にかかるリスク評価とその活用

## 2-1. 外的事象の分類

最初に、「外的事象」の定義は「原子力施設の外部で発生する事象」と定義されており、プラント内部で発生する溢水や火災も含むものである。これには多種多様な事象が含まれる。リスク評価には、起因となる事象の特性を分析し原子力施設への影響を考えることが重要である。原子力学会標準委員会が2014年に発行した「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014 (AESJ-SC-RK008:2014)<sup>2)</sup>」(以下、外部ハザードリスク評価選定標準)には、災害、という視点ですべての外的事象をまとめている。これらは必ずしも原子力施設に影響を及ぼさないものも含まれている。抜粋を表1に示す。

なお、外部ハザードリスク評価選定標準では、発電所外部で起きる原子力発電所の安全性に脅威を与える可能性のある事象、を外部ハザードと定義して用いているが本稿ではこれを外的事象と呼ぶ。

表1 外的事象リスト(抜粋)<sup>2)</sup>

自然事象	地震	地震動 地盤変動(地盤沈下、地割れ、地滑り、土石流、地震による洪水 他)
	津波	津波(地震による津波、火山による津波、他)
	風水害	潮位変化(静振、高潮、海流異常、他)
		強風(台風、竜巻、他)
		気圧変化(高圧、急激な圧力変化、他)
		豪雨(豪雨による洪水、豪雨による土石流、他)
		雷(落雷、落雷による火災) 温度変化(高温、氷結、霧、他) 降雪
	火山	火山噴火(火山弾、溶岩流、土石流、爆風、降灰、他)
	雪害	豪雪(積雪、豪雪による雪崩)
		融雪(融雪による雪崩、融雪による洪水、他)
その他	生物学的事象(海生物、海藻、他)	
	塩害	
	隕石	
人為事象	海上災害	船舶事故による油流出、船舶の爆発、他
	航空災害	航空機落下
	鉄道災害	鉄道事故による爆発、他
	林野火災 災害	森林、原野及び牧野における火災
	その他	人工衛星の落下、治水構造物の破損による洪水、他

## 2-2. 外的事象の特性分析

外的事象を、発生、到達、プラントへの影響、の3段階に分けて特性を図1に示す。最初のステップでは、ほかの物体に影響を与える潜在力を有する事象が発生する。ステップ2では、発生がすぐにプラントへの影響に直結しないことから、距離や時間の隔離があると考えられる。最後に、プラントへの影響を生じるステップであり、ここでは建屋の外壁への影響だけでなく、内部の設備への透過影響も考える。またサイト内の別の建屋や設備に作用しプラントシステムとして影響を生じさせることも考える。

次に外的事象の組み合わせについて考える。発生や伝播において因果関係のない外的事象が同時発生は、その確率は極めて小さいと予想されるが、この考えだけで整理すると、頻繁に発生する2つの外的事象が同時（発生あるいは影響で）に起こった場合に、その影響の大きさに不確かさがあるため、想定以上の影響を被ることもある。ここでは、IAEA SSG-3<sup>3)</sup>の複合事象（Combined Hazards）の次の定義を基にする。

- (a) 同じ原因による影響を受けて、同時期に発生する可能性がある外的事象の組み合わせ
- (b) 外的事象がほかの外的事象を誘発するような組み合わせ

本稿では、外部ハザードリスク評価選定標準に従い、(a)の組み合わせを「原因共有事象」、(b)の組み合わせを「随件事象」と呼ぶ。たとえば、(a)には「海水・海氷、風・気圧、雨、雷」、(b)には「地震・地盤、海水・海氷」が挙げられる。

以上の特性分析から適切なリスク評価方法を選定する。次の4つの基準を用いて、プラントシステムを対象に定量的リスク評価が必要な事象を選定する。

基準1：外的事象の発生頻度が極めて小さい。

基準2：外的事象がプラントに影響を与えるほど近傍で発生しない。

基準3：外的事象が進展するタイムスケールがプラントでの対処時間と比べて十分に長い。

基準4：外的事象がプラントに到達したと仮定しても、炉心損傷につながる起因事象を引き起こさない。

これらの基準に合致しなかったものは、炉心損傷リスクを有する可能性のあるとし定量的リスク評価に進む。定量的リスク評価はPRA（確率論的リスク評価）だけでなく、発生頻度分析、影響度分析、裕度評価なども含む。

## 3. 外的事象にかかるRIDMプロセス

リスク情報を活用する意思決定プロセスについて、原子力学会から技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について（AESJ-SC-TR012:2015）」<sup>3)</sup>が発行されている。統合的意思決定プロセスとして図2に示す概念図が示されている。現在、この概念を基に、原子力学会標準委員会では、統合的なリスク情報活用意思決定標準を策定している。

図2は外的事象にも共通のプロセスの概要を示したものであるが、外的事象の特性を踏まえ特に留意する点を考えてみる。外的事象が引き起こす事故シナリオには、外的事象源からの隔離をとることや活断層を避けるなどの立地段階での考慮や、耐震設計、敷地高さの確保など設計段階の対処で安全を確保できる

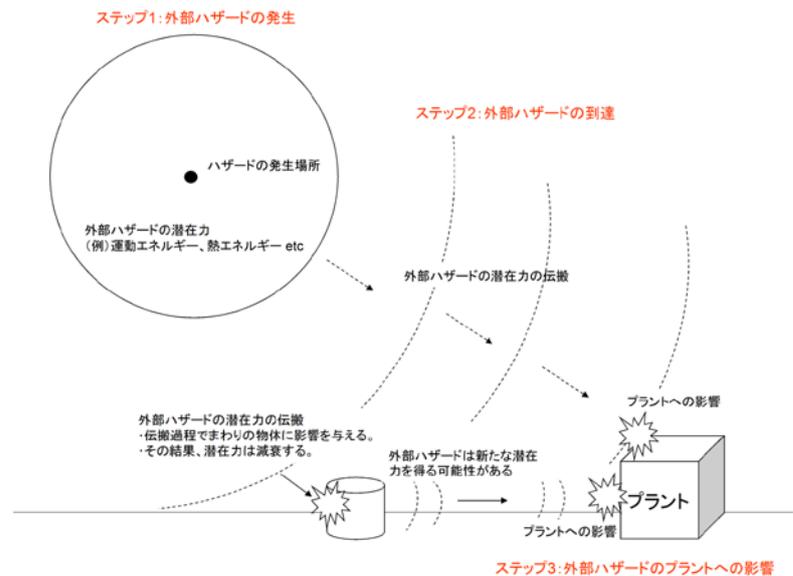


図1 自然事象の発生、到達、影響の概念図 <sup>2)</sup>

ものもあるが、運転段階における保全管理で、当初の機能を維持すること、新知見や運転経験、社会環境の変化など、継続して取り組むものもある。外的事象の発生そのものを管理できないことも含む不確かさを考えると、発生頻度の不確かさだけでなく、対策の想定条件としていた外的事象の大きさ（頻度、影響）やシナリオを超えるもの

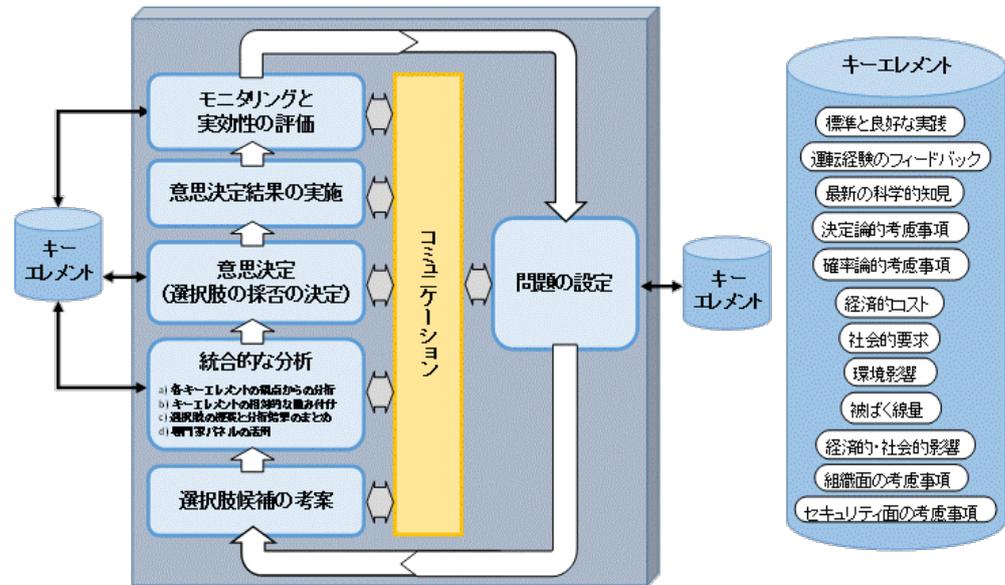


図2 統合的意思決定プロセス<sup>3)</sup>

が出てくることによる不確かさについても、考慮する必要がある。図2でキーエレメントとして経済的・社会的影響などの項目も入っているが、外的事象のもう一つの特性である「広範囲に影響を及ぼす」ことについては、このような視点が重要となる。さらに「同時に複数個所（設備）に影響を与える」という特性は、リスク評価により定量的な情報を得て意思決定に資することが必要になる。

なお、外的事象の定量的なリスク情報は、その不確かさからすぐには信頼されず長期の議論になる場合がある。しかし、新知見として外的事象が引き起こす可能性のある事態に気付いたことは、重要なことであり何らかの対策を施しておくべきである。恒久的で最適な対策は、外的事象の特性から暫定的な対策でもよいので、取っておき、クリフエッジを回避したうえで、恒久的な対策をしっかりと議論し決定する、という流れがよいと考える。

#### 4. 外的事象にかかる規格基準の体系

地震や津波など、いくつかの外的事象については、リスク評価手法の標準、設計のための技術規程が整備されている。しかし、日本電気協会の原子力発電所耐津波設計技術規程や日本原子力学会の原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準が、福島第一原子力発電所事故の後に策定が開始されたことから、外的事象にかかる規格基準が体系的に整備されているわけではないことが判る。これは、外的事象の規格の議論には、現象、設備設計、構造設計、リスク評価、防災など幅広い専門家の参画が必要であり、異なる分野の議論は用語の定義の違いなど越えるべき課題が多いこともあり、簡単ではないことが、迅速な規格整備につながらない遠因だと考える。

原子力学会としては、原子力安全の視点から外的事象全体を複合事象も含め俯瞰し、その特性を踏まえた安全確保の基本的考え方をまとめたうえで、規格整備のための体系を検討することも重要であると考えている。これには多くの専門家、学協会の協力が必要である。

さらに外的事象の規格（標準）は、各事象に対する安全確保だけを達成できていればよい、ということではない。そのサイトにおける複数の外的事象のうちの安全重要度を考え、加えて複数事象の重複（発生の重ね合わせと影響の重ね合わせ）を考慮し、対策を考える必要がある。これらの判断には、外的事象のもつ不確かさから、リスク評価からの情報が有効である。

#### 5. まとめ

外的事象に対する原子力学会標準委員会で検討している標準の考え方を中心に、説明し、外的事象の特

性に応じた適切な方法論で原子力安全を確保できる枠組みの重要性を説いた。学協会規格基準類は、単にその方法論を規定するだけでなく、国際的にも我が国の取り組みの成果や考え方などを反映し発信する手段としても有効である。個々の外的事象規格の整備が全体最適かつ事象間のバランスのとれたものになることが、これからの原子力安全に大きく貢献することを期待する。

#### 参考文献

- 1) 独立行政法人 防災科学技術研究所 自然災害情報室 防災基礎講座：自然災害について学ぼう、2011.
- 2) 日本原子力学会：外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014, AESJ-SC-RK008, 2014.
- 3) 日本原子力学会：継続的な安全性向上対策採用の考え方について：2015, AESJ-SC-TR012, 2018

---

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Standards Committee (Japan Nuclear Safety Institute)

## 原子力安全部会、標準委員会合同セッション

## 外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

## Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

## (4) 自然事象に対する研究開発と実務への適用

## (4) R&amp;D against Natural Events and Application to Practice

\*梅木芳人<sup>1</sup><sup>1</sup>電力中央研究所 原子力リスク研究センター

## 1. はじめに

原子力リスク研究センター（NRRC）は、原子力従事者が原子力発電の利用における安全性をたゆまず向上させていく取組みに必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として、2014年に電力中央研究所内に発足した。

本稿では、NRRCの活動のうち、自然事象に対する研究開発と実務への適用に関する活動について報告する。

## 2. 研究開発と実務への適用事例

NRRCにおける自然事象研究では電中研が保有する研究基盤の強みを活かしながら、巨大地震や巨大津波等、非常に低い頻度であっても発生した際には甚大な被害をもたらす事象の発生メカニズムの解明や、地震、津波等の自然外部事象を起因とする確率論的リスク評価（PRA）手法の高度化に取り組んでおり、得られた成果は適宜、事業者が実施する新規制基準への適合審査やリスク評価等に用いられている（図1）。

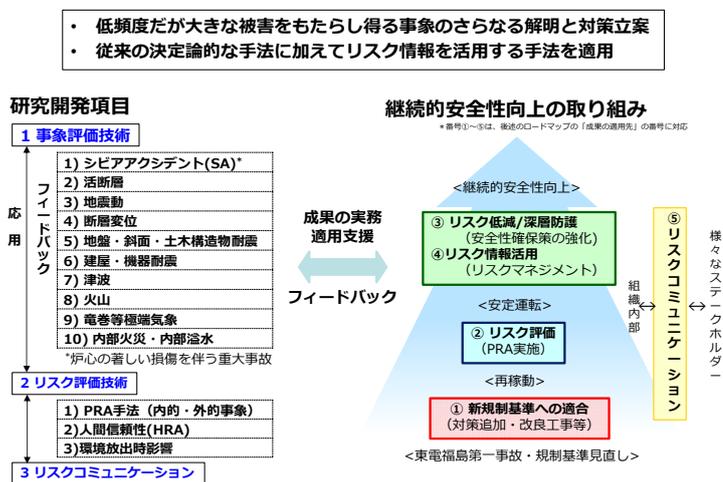


図1 安全性向上を支えるリスク研究開発

## 2-1. 地震/耐震に関する研究の事例

東京電力福島第一原子力事故以降の原子力規制委員会による規制の改訂をうけ、各原子力サイトの基準地震動（決定論）や確率論的地震動ハザードは、従前の結果と比較して増大する傾向にある。増大した地震動に対して、原子力施設を構成する重要な機器・配管系構造物の耐震裕度、特に動的機器の機能維持確認加速度を確認するため、従来型の振動実験装置に共振装置を付加し最大 20G までの加振を可能とした共振振動台を用いて、主蒸気逃し安全弁や電動弁等の最大機能維持に関する実験を継続実施している。

機器・配管、構造物の条件付き損傷確率（フラジリティ）評価については、保守性を排除したより現実的な応答・耐力評価を実現するための三次元応答解析手法、非線形性の導入等の研究を実施している。

地震 PRA については、米国で開発された定量的に確率論的地震ハザード評価を実施するためのガイドライン<sup>\*</sup>を電力事業者と協働で初めて我が国に適用し、専門家会合の開催や地震ハザード評価に必要な研究開発を進めている。また、地震ハザードの前提となる活断層評価について、活断層の運動性・端部の定量的な評価手法を開発し、より合理的な評価手法を確立する研究を進めている。

※：SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee：地震ハザード解析専門家委員会)にて開発された確率論的地震ハザード評価手順

## 2-2. 施設の直下断層評価に関する研究の事例

施設直下の断層評価に関しては、まず地質学的な観点での断層破碎物質の性状に基づく活動年代評価に関する研究を実施している。そのうえで、工学的な対処という観点で、例えば、高度な数値解析（HPC: High Performance Computer）による変位の予測手法の開発や、定量的なリスク評価の観点での断層変位に対する施設のフラジリティ評価手法の開発等を実施している。

## 2-3. 津波に関する研究の動向

東京電力福島第一原子力事故において津波リスクが再認識された。NRRC では、陸上で氾濫する大規模な津波を、実現象に近い形で再現可能な「津波氾濫水路」を設置して、従前は十分な検討がなされていなかった、津波波力や漂流物の衝突実験を行いこれらの評価式を策定している。

また、平成 29 年度からは現実の原子力サイトを対象とした包括的な津波 PRA 手法構築に、当該の原子力サイトを所有する電力会社と協働で取組み、国内外でも最先端の津波 PRA 手法を構築することとしている。同手法は国内の他の原子力地点にも展開されることとなる。

## 2-4. 強風・飛来物（台風・竜巻）影響評価に関する研究の事例

竜巻の最大風速の評価や飛来物の衝突速度を評価する手法を開発しており、さらに確率論的なモデル化の高度化を進めている。また、竜巻飛来物から原子力発電所の重要施設を防護する工法を開発し、衝突試験等で性能を評価している。開発した工法は多くの発電所で竜巻防護対策として活用されている。今後、台風の影響も取り入れた研究も進めていくこととしている。

## 2-5. 火山に関する研究の事例

火山噴火に伴う降灰堆積量のシミュレーションや原子力施設の降灰影響評価手法を進めている。前者については、火山噴火のメカニズム解明に気象予測モデルを組み合わせた評価を行うとともに、確率論的火山灰ハザード評価手法の構築も進めている。後者については、火山灰が原子力発電設備に与える影響や効率的なフィルターの開発について主として実験的研究を進めている。

---

\* Yoshito Umeki<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center

---

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

## [2L\_PL] Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation

Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors

Chair: Yasushi Mimura (HGNE)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

---

[2L\_PL01] Development of Safety Culture in Kansai Electric Power

\*Tai Furuta<sup>1</sup> (1. KEPCO)

[2L\_PL02] Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University

\*Ken Nakajima<sup>1</sup> (1. Kyoto Univ.)

[2L\_PL03] Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University

\*Tetsuo Ito<sup>1</sup> (1. Kindai Univ.)

[2L\_PL04] Ethics Required for Nuclear Safety

\*Kyoko Oba<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理  
～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation  
- Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

## (1) 関西電力における安全文化醸成に係る取組み

## (1) Development of Safety Culture in Kansai Electric Power

\*古田 泰<sup>1</sup><sup>1</sup> 関西電力株式会社 高浜発電所

## 1. はじめに

当社の安全文化は、原子力利用の黎明期からステークホルダーの要請に応えながら、原子力発電における安全を実現するために、様々な取組みを行った結果として形成されている。本発表では、安全文化の醸成により、組織事故の未然防止を図ることが重要との認識の下、平成16年8月の美浜3号機二次系配管破損事故以降の取組みについて、安全文化、CSR（企業の社会的責任）、発電所職員のモチベーション、立地地域とのコミュニケーションについて紹介する。

## 2. 安全文化

## 2-1. 美浜3号機二次系配管破損事故と安全文化の再構築

平成16年8月9日、当社は、美浜発電所3号機において、二次系配管の破損により高温の二次系冷却水が流出して、タービン建屋内にいた協力会社の作業員5名の方の尊い命を奪い、また6名の方に重傷を負わせるという、非常に痛ましい事故を引き起こした。

この事故に対して、規制当局から、事故のあった配管の点検リストからの記載漏れにより、当該配管が減肉していた事実を長年見落としてきた過誤が事故の直接的原因であったこと、さらには、各社の不適切な保守管理・品質保証活動が事故の根本原因であり、その背景には、社内での「安全文化」の綻びがあったことが判明した、との指摘を受けた。

これを受け、当社は、社長の宣言「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」と、5つの基本行動方針を定め、「美浜発電所3号機事故再発防止に係る行動計画」により、安全文化の再構築に取り組んだ。

5つの基本行動方針は、平成17年度から、品質マネジメントシステム(QMS)の品質方針に位置づけるとともに、安全文化醸成の方針とした。この方針の下に、行動計画と実施項目を整理し、品質目標を設定するなど、日常業務（保安活動）の中で再発防止対策に取り組むことで、安全文化を意識だけではなく業務・行動、マネジメントに根付かせて再構築しようとした。現在、これらの再発防止対策は、日常業務などで継続的に実施されている。

## 2-2. 安全文化評価

また、平成19年度から、安全文化の再構築の状況について評価を毎年行ってきた。

安全文化評価の目的は、原子力事業運営における安全最優先の組織風土（安全文化）を継続的に維持、改善するために、安全文化の劣化の兆候、組織や人の気がかり事項を早期に把握し、経営層に意見具申することで、大きな問題点を未然に防止することである。

評価は、発電所および本店組織でそれぞれ評価を行い、これらの結果を踏まえて原子力部門全体で行う。評価の枠組みは、「I. 組織・人の意識、行動の評価」、「II. 安全の結果の評価」、「III. 外部の評価」からなっ

---

\*Tai Furuta<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Takahama Power Station, The Kansai Electric Power Co., Inc.

いる。

このうち、「I. 組織・人の意識、行動の評価」は、IAEA の文献を参照し、アンケート結果、自己評価、実績指標など複数の切り口から三角測量的に行っており、評価の入力情報として、既存の情報（アンケートや保安活動の結果）を最大限活用し、客観的事実に立脚することで、恣意的な評価に陥らないよう腐心している。

また、再発防止対策の実施において、経営の明確なコミット、社内外のコミュニケーション、再発防止対策の継続的改善を念頭に取り組んでいたことや、それまでの当社の安全性の維持・向上のための活動は、トップマネジメントのコミットメント、コミュニケーション、技術力に関するものに重点が置かれていたことから<sup>ii</sup>、「トップマネジメントのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」を当社における“安全文化の三本柱”とし<sup>iii</sup>、これらに沿って評価の視点を設け「I. 組織・人の意識、行動の評価」を行っている。

### 2-3. 安全文化醸成活動

安全文化醸成活動は、

- ① 美浜3号機の再発防止対策や福島第一の事故を踏まえた保安活動、およびCSR活動などを含むあらゆる活動を、安全を最優先に日々実践する。
- ② 前年度の安全文化評価結果等から重点施策に取り組む。
- ③ 年度末に、安全文化評価を行う。

を基本的なサイクルとして、年度単位で継続してきている。

### 2-4. 発電設備総点検

昨年秋頃から、自動車メーカーや、(株)神戸製鋼所、三菱マテリアル(株)、東レ(株)など、企業の不適切な事例が相次いで明らかになった。同様の問題は、電力会社も経験している。平成18年、当社が美浜3号機の事故を受け、安全文化の再構築への取組みを継続する中、電力会社の水力、火力、原子力の各発電部門においてデータ改ざんなどの問題が明らかになった。このため、電力各社は、水力、火力、原子力の部門ごとに調査を行い、原因を分析した。

その結果、当社の場合、各部門共通の課題として、①第一線職場への支援の不足、②CSR推進活動が不十分、③モニタリングの不足が明らかになった。また、当社原子力部門では、法令等に抵触するものをはじめ、8件が判明し、これらの事例に対し、7つの原因と4つの根本原因を特定し、再発防止対策を講じた。

その後もCSRとして全社的に取組みを継続し、現在、関西電力全社共通の「CSR6原則」のもと、高浜発電所を含めて当社の各事業所でCSR活動計画を定めて取組みを続けている。

表 平成18年 発電設備総点検 原子力部門での事例にかかる原因

7つの原因		4つの根本原因
i.	業務遂行に必要な教育の不足	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一線職場への支援の不足</li> <li>・ CSR活動の浸透の不足</li> <li>・ 地元への情報提供意識の不足</li> <li>・ 品質保証教育の不足</li> </ul>
ii.	判断・審査の支援ツールが不十分	
iii.	説明責任の回避	
iv.	コンプライアンス意識の欠如	
v.	地元への前広な情報提供意識の欠如	
vi.	品質記録に対する重要性の認識不足	
vii.	不適合管理が不十分	

### 2-5. 「原子力発電の安全性向上への決意」の制定

平成23年3月11日、東日本大震災とともに東京電力福島第一原子力発電所事故が発生した。当社は、美浜発電所3号機事故の反省を踏まえながら、安全最優先の事業運営を行ってきたが、この事故から、原子力発電固有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないかとすることを教訓と

して学んだ。

これを踏まえ、原子力発電の安全性向上に向けた自主的かつ継続的な取り組みのさらなる充実を進める取り組みのひとつとして、美浜3号機事故から10年となる平成26年8月、将来世代の従業員まで引き継いでいく原子力安全に係わる理念を明文化した「原子力発電の安全性向上への決意」を、主に「経営方針等に関する事項」について定めた最上位の社内規程である社達として制定した。

本社は、全ての役員および従業員が原子力発電の特性とリスクを十分認識し、事故の重大性を片時も忘れることなく、社長のリーダーシップのもと、全社一丸となって、立地地域をはじめ社会の皆さまの安全を守り、環境を守るため、原子力発電のたゆまぬ安全性向上に取り組んでいくという決意を示したものである。[http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2014/0801\\_1j.html](http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2014/0801_1j.html)

この社達を受けて、品質方針（安全文化醸成の方針）を改訂し、引き続き安全最優先の事業運営を行いながら安全文化の醸成に取り組んでいる。

### 3.モチベーションの維持

震災の後、高浜発電所3号機の最初の再稼動まで4年、大津地方裁判所による仮処分命令を経て、平成29年夏前に3,4号機が運転を再開した。この間、運転再開の見通しが立たない時期もあり、協力会社を含む発電所職員の士気を維持することは、大変重要な課題であった。

状況に応じて種々の取り組みを行い、これらは、①社長を含む経営幹部、発電所幹部による原子力の価値、方向性・見通しの提示、②様々な形でのコミュニケーションの実施、③運転員に対する技術力維持の取り組みなどに大別できる。①は、たとえば、トップからのメッセージを継続して発信し、時期に応じた各種説明会等を実施し、②は、安全審査・再稼動関連情報の協力会社を含む職員への提供、レクリエーションなど、③は、稼動している近隣発電所での研修、シミュレータの活用などである。

### 4.地域住民等との意思疎通

(株)原子力安全システム研究所が20年以上にわたり行っているアンケート調査では、平成11年(1999年)のJCO臨界事故、平成16年(2004年)の美浜3号機事故にもかかわらず、平成23年(2011年)の震災までの間は原子力利用に対する肯定的割合が漸増傾向にあったが、それ以降は、否定する割合が4割以上で推移している。

このような中、当社は、原子力・エネルギーに関する理解活動として、当社広報誌の新聞折込や新聞広告の掲載、テレビコマーシャル等のマスメディアを使った活動を展開するとともに、福井県内の一般の方を対象に原子力発電所の見学会を積極的に実施している。特に、国内ではじめて運転期間延長認可を得て安全対策工事を行っている高浜1,2号機について、顔の見えるコミュニケーションを図るなど、地元を始めとする皆様にご理解を賜れるよう取り組んでいる。

### 5.まとめ

本発表では、平成16年の美浜発電所3号機二次系配管破損事故以降の安全文化醸成の取り組みについて、CSRに関する平成18年の発電設備総点検、平成23年の福島第一原子力発電所事故への対応も含めて述べる。また、原子力安全を支える第一線現場において重要な、モチベーションに関する取り組みの概要、ならびに、近年ますます重要性が増している、ステークホルダーとのコミュニケーションの取り組みについても、触れる。

i 「関西電力株式会社美浜発電所3号機二次系配管破損事故について(最終報告書)」(平成17年3月30日 原子力安全・保安院)

ii 美浜発電所3号機 定期安全レビュー報告書(平成18年4月3日)

iii 大飯発電所1,2号機 定期安全レビュー報告書(平成20年7月1日)

## 倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理  
～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation  
- Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

## (2) 京大炉の運転再開に係る取組み

## (2) Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University

\*中島 健<sup>1</sup><sup>1</sup>京都大学

## 1. はじめに

京都大学原子炉実験所（以下、京大炉）の研究炉 KUR（京都大学研究用原子炉、熱出力 5,000kW）及び KUCA（京都大学臨界実験装置、熱出力 100W）は、新規制基準対応のために 2014 年より運転を休止していたが、2017 年 6 月に KUCA が、また同年 8 月に KUR がそれぞれ利用運転を再開した。本報告では、大学における研究炉の安全管理の実態を理解してもらい、課題を共有することを目的とし、研究炉の運転再開に当たり京大炉が実施した種々の取組みについて報告する。なお、ここでは 2 基の研究炉のうち、主に KUR について述べる。

## 2. 原子炉実験所の取組み

## 2-1. 新規制基準への対応

新規制基準は、原子力規制委員会が福島第一原発事故（以下、1F 事故）の教訓を踏まえて策定した原子力施設の設置許可基準であり、発電炉用の基準が 2013 年 7 月に施行されたのに続き、研究炉用は同年 12 月に施行となった。これらの基準では既設の炉にも適用される、いわゆるバックフィットが導入されており、すべての研究炉が新規制基準に適合しなければ、運転の継続ができなくなった。京大炉の KUR も 2014 年 5 月（KUCA は同年 3 月）の施設定期検査開始から運転休止となり、その後、新規制基準の適合確認が終了するまで 3 年以上にわたり、休止状態が継続した。発電炉では、新規制基準が検討されている段階から設置変更の準備を進めており、新規制基準の施行と同時に複数の炉の申請が行われたが、研究炉では、準備が遅れ、最も早く申請が行われた JAEA の JRR-3 や京大炉の KUR、KUCA でも施行から 9 か月後の申請となった。

設置変更申請後は原子力規制庁による、いわゆる安全審査が開始され、2016 年 9 月の合格まで、ほぼ週 1 回のペースでヒアリング（または審査会合）が開催された。審査の具体的な内容はここでは述べないが、1F 事故の教訓として、規制が強化された外部事象（自然現象）への対応には、多くの時間と労力を要した。審査合格後は、各種の工事等に取り掛かったが、ここでは新たに研究炉の工事に対して導入された品質保証制度の運用に手間取り、運用の方法を皆で確認しながら、また手引き等を整備しつつ進めていった。そうして、2017 年 8 月に KUR の運転に必要なすべての検査が終了し、その後利用運転を開始した。

結果的に、KUR、KUCA とともに新規制基準対応のために、3 年 3 か月の間、運転休止となった。研究炉の中では再開が早いこととなるが、茨城県にある JAEA の研究炉はすべて東日本大震災により被災しており、その後の健全性確認等が必要だったことを考えると、必ずしも京大炉の規制対応がスムーズに進んだということにはならない。むしろ、先例のない中で、規制側も含めて手探り状態に対応せざるを得ないことが多々あり、今から考えると、遠回りしたところが数多くあったと思う。また、発電炉では設置変更申

\*Ken Nakajima

<sup>1</sup>Kyoto Univ.

請から運転開始まで早いもので約2年間となっており、出力規模の違い、そしてそれに伴う規制の厳しさの違いから見ると、発電炉は非常に早く運転再開しているといえる。これは、人員を含むリソースの投入量が大幅に違うことによる。京大 KUR の場合、安全管理を担っている教員と技術職員の計10名程度が主に対応し、外部への業務委託も一部に限られていた。また、停止中とはいえ原子炉の保守管理も同時に行わなければならなかった。このため、発電炉のように頻繁にヒアリングを行うことができず、上述のように週1回の対応が精いっぱいであった。

## 2-2. 安全確保の取り組み

京大炉では、他の原子炉施設と同様に、1F 事故前から安全確保のための取り組みとして安全設備等の整備や教育訓練などを行ってきた。このうち、京大炉独自の取り組みといえるのが、「所内自主検査」制度である。これは、所内の職員（事務系も含む）が検査官となり、安全管理の実施状況を1年間かけて確認するものであり、検査対象施設等を8つに区分し、各区分に3名の検査官（計24名）を選任して実施する。どのような点に着目し、どのような検査を行うかは選任された3名の検査官に委ねられている。検査結果は、12月に開催される拡大安全委員会において報告される。普段、安全管理に関わっていない所員も検査官に選任されるので、そのような所員や新人にとっては、京大炉の安全管理がどのように行われているかを理解する絶好の機会となっている。また、管理を行っている所員も自分の担当ではない設備等を検査することになるため、管理の考え方の違いなどに気づくことができる。さらに、検査を受ける側にとっても、通常の検査ではなされないような指摘やコメントがあり、慣例としていたことの見直しなどが行われるなど、安全向上に役立っている。

一方、1F 事故直後に実施した京大炉の自主的な対応としては、KUR での想定を超えた事象（BDBA）への対応がある。具体的には、恒設設備として設置されたすべての給水系が使用できないことへの備えとして、可搬型消防ポンプ、緊急注水配管、40トン水タンクを整備した。また、全交流電源喪失時に計装系の電源を確保するために、可搬型発電機も用意した。さらに、鉄筋コンクリート製であったスタック（排気筒）をスチール製に更新、地中の共同溝を通る放射性排水管を2重管にするなど、安全性の向上を図った。これらに加えて、一般設備の災害対応として、汎用の非常用発電機の設置、商用電源の受電ラインの2重化と地下敷設、大型貯水タンクの設置などを行っている。新規規制基準対応のための長期停止期間中には、施設の健全性調査として、高経年化の懸念がある原子炉建屋、炉心タンク・生体遮へい、冷却系配管などの詳細な調査を行い、今後の使用に問題がないことを確認している。このように、運転再開に備えて、十分な準備をしてきたつもりであったが、KUR の運転再開後にトラブルが重なり、機器等の安全管理のあり方の見直しに取り組んでいるところである。特に、1F 事故後は、安全上は軽微な事象でも、その社会的な影響が大きくなることもあり、研究炉のような大型実験設備の安全管理をどう行っていくべきか、再考が必要と云える。

この他、1F 事故後の規制法では常に最新の知見を安全管理に反映することが要求されており、これに従い京大炉では、国内外の原子力施設のトラブル情報を収集し、研究炉の安全管理に反映すべき事項を汲み取るためのスクリーニングを開始したところである。これまで、このようなこと（トラブル事例の水平展開）は、主として規制当局の指示により行われてきたところであるが、新たな規制の下では原子力事業者の責務として要求されることとなった。

## 2-3. 地域との関係

研究炉といえども地元の理解がなければ、運転を継続することは難しい。KUR も設置の当初は反対の声が強かったと聞かすが、KUR における医療照射（ホウ素中性子捕捉療法）が成果を挙げるにつれ、むしろ歓迎する声をよく聞くようになった。1F 事故直後こそ、KUR の安全性に懸念を示す声もあったが、新規規制基準への対応で長期停止していた期間には、むしろ早期の運転再開を望む声が多くなっていた。これは、我々の先輩たちが、長い時間をかけて築き上げた地元との信頼関係がその大きな要因であると考えられる。過去の地元対応活動を調べあげているわけではないので、信頼関係構築にどのように資しているかは不明だが、現時点で地元等に対して実施している京大炉の取り組みには、以下のようなものがある。

- ・協議会の開催：地元自治体（熊取町、泉佐野市、貝塚市、大阪府）と定期的（年に1、2回）に会合（協

議会)を行い、原子炉の状況や今後の予定などを説明し、意見を伺う。

- ・一般公開、桜公開の実施：年に1回(原則として4月はじめ)、原子炉施設の見学会、科学実験・工作コーナーでの科学体験、ビデオを使った実験所の研究紹介等を行う一般公開及び敷地内の桜見物(お花見)を行う桜公開を実施している。
- ・講演会、実験教室、出前講義の実施：年に1回(10月頃)、講演会及び実験教室を開催している。講演会は、地元の住民に向けて研究成果などの情報を広く発信し理解を深めてもらうことを目的に、京大炉の教職員や外部から招いた講師による講演を行う。また、実験教室では、放射線や原子に関する実験やバラエティ豊かな体験コーナーを通じて、子どもたちが科学の楽しさやおもしろさを実感できるイベントを行っている。この他、あらかじめ決まったテーマについて、要望に応じて学校などの先方に講師が出張して講義を行う出前講義を行っている。
- ・学術公開の実施：毎月1回、事前申し込み制の学術公開を実施している。この中では、ミニ講義・原子炉実験所紹介ビデオ視聴・施設見学会を行っている。
- ・学術講演会の開催：年1回、2日間にわたり、京大炉における共同利用・共同研究成果の講演、定年退職教員の記念講演などを行う学術講演会を開催している。

### 3. 今後に向けて(課題)

京大炉には2基の研究炉、KURとKUCAが設置されており、上述のように1F事故後の運転再開に向けて、様々な取り組みを行ってきた。また、現在は、研究炉の運転を行い、共同利用に供している。これらの取り組みは、全て京大炉の職員が行っているが、大学の法人化後の定員削減により、研究炉の運転管理を行う人員も減少している。一方、新規制基準では、従来よりも厳しい安全管理が求められており、この対応のため従来以上の労力が必要となっている。また、昨年4月に公布となった原子炉等規制法等の改正法により、今後3年以内に改正炉規法が施行されることとなったが、この改正では、これまで規制当局が実施してきた各種の検査等を事業者が実施する制度など、事業者の自主的な対応が要求されている。大学における研究炉の安全管理業務は、現状においても人的・経済的に大きな負担となっており、今後の更なる規制要求への対応は非常に大きな課題である。現在、文部科学省では、原子力研究の基盤施設としての研究炉を我が国としてどう位置付けるのか、またその運用体制をどのようにするのかといった議論が行われているが、少なくとも現状の大学における運営方法では、将来もこれを維持することは難しく、早急な対応が必要と考えている。

## 倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理  
～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～

Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation  
- Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

## (3) 近大炉の運転再開に係る取組み

## (3) Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University

\*伊藤 哲夫<sup>1</sup><sup>1</sup>近畿大学 原子力研究所

## 1. 近大炉の特徴

1961年に設置された近畿大学原子炉（以下「近大炉」という）は、1950年代後半、米国アルゴンヌ国立研究所の Argonaut 原子炉を原型として、American Standard 社によって開発された教育・研究用低出力原子炉（図1左）で、軽水減速黒鉛反射非均質型熱中性子炉（図1右）と呼ばれている。このタイプの原子炉は世界にいくつかあるが、最大熱出力1Wの極低出力で運転しているのは近大炉だけである。

近大炉の沿革は、図2に示した。



図1 近大炉及び炉心

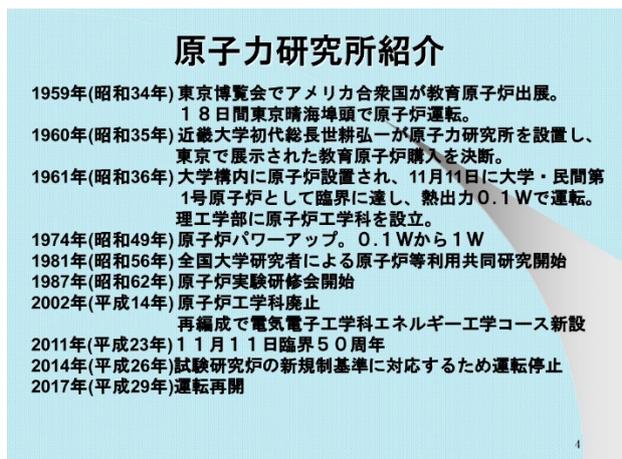


図2 近大炉沿革

この炉の特徴は、次のとおりである。

- (1) 最大熱出力1Wという極低出力炉のため、熱の発生がなく、またウランの燃焼が微量（これまでのウラン消費量：数mg程度）であるため核分裂生成物の生成が極微量であり、そのため炉心への接近も燃料操作も容易である。しかも、炉心構造もきわめてわかりやすく、約20分程度でフルパワーとなり、学生などの教育・訓練に適した原子炉である。
- (2) 炉心は2分割されているため、大型試料の照射も可能であり、また、分割炉心間の中性子分布が平坦で照射場には水がないDry領域であるため、速中性子成分が比較的大きい。このことから、炉物理、生物実験や放射線計測器の校正などに適した研究炉といえる。

\*Tetsuo Itoh<sup>1</sup><sup>1</sup>Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

## 2. 近大炉運転再開までの経緯

近大炉は、平成23年3月11日に発生した「東京電力福島第一原子力発電所の事故」を契機として新たに設置された原子力規制委員会が定めた「試験研究用原子炉の新規制基準」が平成25年12月18日に施行されたのに伴い、平成26年2月6日から原子炉の運転を停止するとともに新規制基準の適合性審査に向けて準備を開始し、同年10月20日付けで原子力規制委員会に対して新規制基準への適合性確認に係る原子炉設置変更許可申請を行った。

近畿大学原子力研究所（以下「原研」という）は、その後規制当局の審査ヒアリングまたは行政相談をほぼ毎週受け（通算約130回）、平成28年5月11日付けで原子力規制委員会より原子炉設置変更許可を受けた。引き続き、許可内容を満たすべく設備増設・改造を目的とした「設計及び工事の方法の認可申請」や、施設運用規定の新規制基準適合を目的とした「保安規定変更認可申請」等を経て、平成29年2月28日にはこれらすべてが認可され、実施した設備工事等に対する原子力規制庁が実施する「使用前検査」及び「施設定期検査」等を順次受検した。

平成29年3月17日付けでわが国の試験研究炉としては新規制基準の下で最初に最終官庁検査に合格し、即日合格証が交付された。その後、利用のための運転再開を目指し所内手続きを進め、同年4月12日に38ヵ月ぶりに原子炉運転を再開し、初となる利用として学生を対象とした原子炉運転実習を実施し、マスコミに公開した。

近大炉が試験研究炉で最初に新規制基準に合格した裏には、プロの原子力界OBの協力を得たこと、所員が原子力規制庁と真摯に対応したこと、報道各社が原子力人材育成の観点からこまめに近大炉を取り上げ報道したこと、大学本部の強い後押しがあったこと等があげられる。

## 3. 運転再開までの3年間

3年間の原子炉停止に伴う原子炉実習及び原子炉利用研究の欠落は、わが国の原子力教育及び研究にとって極めて大きなダメージを与えたことは言うまでもない。

振り返ってみれば、国も事業者も全く準備不足のまま実施された研究炉の新規制基準対応は、近大炉の運転を強制的に長期にわたって停止させるとともに、新規制基準をクリアするために膨大な労力の提供、資料作成、予定外の予算支出、人手不足による学外からの多数の協力者の投入など莫大なエネルギーを費やした。我々は、研究炉の早期運転再開をめざすため、原研が一丸となって取り組むとの決意で作業をスタートしたが、本来業務である研究・教育・日常管理業務等を行いながらの追加業務であったため、対応作業に集中しきれず、また申請作業に対する経験も乏しいことから思いのほか時間を要する展開となった。

近大炉が運転再開した4月12日の田中俊一原子力規制委員会委員長（当時）の定例記者会見で、NHK記者から3年も審査にかかったことを問われ、田中委員長は、「おもちゃみたいな原子炉ですから、もう少し速やかに動かせるようにしたほうがいいと思うのですが、…」さらに、「元々私なんかは、ああいう炉は本当におもちゃみたいなので、何も危なくはないよと、止めたらずぐ燃料を手で触って抜けるくらいの炉なのだから、どうということはないのだということを申し上げてきたのですが、…」と語られた（平成29年4月12日の原子力規制委員会記者会見録より抜粋）。

まさに運転再開した日の記者会見で、原子力規制委員会のトップからこのような発言があったことに対し、マスコミからのインタビューを受け、事業者としてどのように回答してよいのか大変困惑した。委員長の発言の真の意図はわからないが、3年間原子力規制庁の審査官と事業者が共に汗をかき、一步一步前進させながら今日に至った3年間は何だったのだろうかとの思いがした。

## 4. 新規制基準のポイント

今回の試験研究炉に対する新規制基準のポイントは、下記のとおりである（原子力規制委員会の資料から）。

- ① 取り扱われる核燃料物質の形態や施設の構造が多様であることから、それらの特徴を踏まえて、施設ごとに基準を策定（いわゆるグレーデッド・アプローチ（リスクの大きさに応じた規制））
- ② 深層防護の考え方に基づく対策を要求

- ③ 再処理施設及び加工施設については、「重大事故」対策に係る基準の整備
- ④ 試験研究用原子炉施設については、事故時に及ぼす影響の大きさに応じて、「設計基準事故に加えて考慮すべき事故」への対策を要求
- ⑤ 廃棄物処理施設については、管理期間中の適切な管理及び定期的評価、管理を終了する段階における安全性の評価を要求するなどの管理を強化
- ⑥ 基準の策定に当たっては、IAEAの安全要件等に示された考え方を取り入れた他、各国の規制基準を参考

その結果、国際的な基準と比較しても、遜色のない規制基準となった。

さらに、新規制基準は、従来に比べて地震、津波、竜巻等の自然現象の想定が大幅に引き上げられ、事故に関しても従来を上回る想定とその防護対策が求められ、遡及適用となった。

発電炉では統一的な審査ガイドが事前に策定されたのに対し、試験研究炉は型式、出力などが千差万別・多種多様であり、事前のガイド策定が困難との考えから、「グレーデッド・アプローチ」の考え方を採用することとなり、各炉の特徴を踏まえた審査が期待された。

本来であればこの時点で、熱出力1Wの近大炉は、想定されるリスクを近大炉と規制側で十分議論し、理解を共有するステップがあればグレーデッド・アプローチの考え方が活かされたのではないかと思う（当時そのようなことを申し出ができる雰囲気ではなかった）。

今回の新規制基準対応で、福島第一原子力発電所の事故以降一本化された規制側が何を望み、何を期待しているのかを多少知ったという意味では、今後この経験と教訓を基に「事業者としての新しい安全責任」に引き続き取り組まなければならないとの教訓を得た。

## 5. 新規制基準に関する問題点

今回の新規制基準の審査を経験してみて、グレーデッド・アプローチ以外にも新規制基準の制定や審査等を通じて様々な根本的問題点や疑問が浮上した。

一番の問題は「なぜ審査にこれほどの時間がかかったのか？」である。

特に、近大炉の場合は、熱出力1Wの極低出力で潜在する放射能も極めて少ない炉であるのに、本当にこれだけの時間をかける必要（価値）があったのか、教育用の原子炉を何故これほど長期間停止してまで審査する必要があったのか等の疑問をいまだ持っているのも事実である。

以下、新規制基準の制定及び審査に関する問題点や疑問を列記した。

### (1) 原子力規制委員会及び原子力規制庁の審査能力は十分だったか？

原子力規制委員会は、試験研究炉等の新規制基準対応を急ぎすぎ、原子力規制庁の組織・体制・方針をしっかりと構築せず、規制として必要な要求事項や判断基準を明確にすることなく、見切り発車されたためではないかとの疑問が残る。

### (2) 基準制定に当たって求める安全レベルや必要性の議論が十分だったか？

新規制基準制定に当たっての準備期間が非常に短く、安全性や必要性の議論及び国外の現状調査が十分でなかったのではないか。

### (3) 基準の公表後に事業者の理解を促す内容の説明があったか？

新規制基準の内容は、公表後において事業者に対する丁寧な説明がなく、更に基準の施行前に審査基準、解釈等が十分公表されなかったため、どの程度までの内容の申請を行えばよいのか事業者は相当迷い、申請後も解釈等が混乱し、審査に予想以上の時間がかかる要因となった。

### (4) 極低出力低リスクの近大炉を長期運転停止する必要があったか？

経過措置で、燃料の加工メーカーは操業を続けながら新規制基準の適合性審査が受けられる。近大炉のような極低出力・低リスク教育研究炉も運転を長期間停止し、新規制基準適合審査をしなければ真の安全が確保できないとの判断だったのだろうか、知りたいところである。

## 6. 新規制基準対応での事業者の反省と今後やるべきこと

規制サイドにおいては、発電炉を念頭に置いて考えた安全基準を下敷きに審査するという発想ではなく、そもそも別物であるとの認識の上に立って根本から議論を組み立て、審査すべきではなかったかと思う。

そのためには、施設の現状やリスクの程度を正確に知るという意味で「事前の施設調査（観察）と事情聴取」が不可欠（常識）であったにも拘らず、十分なされたであろうかと思うと同時に、事業者も受け身の審査ヒアリングではなく、グレーデッド・アプローチの取り入れについて定量的に説明し、説得すべきであったと反省している。

その他の近大炉側の反省点としては、冷静に眺めれば以下の点があったと考える。

- ① 他に業務を抱えているために、新規制基準の審査対応に専任できるスタッフが極めて少なかった。
- ② パワー不足であったため、宿題返しが全体的に遅かった。
- ③ 情報を関係者がタイムリーに共有されておらず、個人の管理になりがちとなった。
- ④ 原子力規制庁対応の QMS は一部の者しか理解できていなかった。
- ⑤ 原研の司令塔が十分機能していなかったためスケジュール管理や作業分担が甘く、工程が遅れた。

更に、運転再開という一区切りがついた今、記憶が鮮明なうちに以下の取り組みも必要と考える。

- ① 新規制基準の対応の足跡と公的申請／提出書類等の時系列的整理
- ② 議事録／備忘録／メモ等の整理と今後確実に引き継いで行くべき項目の整理
- ③ 規制当局との解釈事項、約束事項、設置されている設備等の設計根拠等の整理
- ④ 発注図書類、検査資料、検査要領書／検査成績書、仕様書／保証書／取扱説明書／図面類の整理

以上のことは、今後、「より高い安全水準を事業者自らが確認し、規制側は事業者の取組みを総合的に監視し評価する」という新検査制度の目的を事業者としての確に果たしていく上からも必要なことと考える。今後 QMS の運用が厳しく要求される中、研究炉でしっかり運用していくには、これまでのデータを整理し、管理体制をしっかり構築していくことが必要となる。

## 7. 研究炉が抱える課題

今後、研究炉を長期維持・管理していく上で、研究炉が抱える課題は事業者や研究炉の規模によっても異なるが、その多くは共通している。

### (1) 原子炉等規制法の新たな改正に伴う研究炉での研究の停滞

今後、規制当局の要求を満たし研究炉を維持・管理していくには、多くの時間と人手と経費が必要となり、また研究以外の専門的知識がさらに要求され、研究を行いながら大学教員の力量で研究炉を健全に維持していくには研究の高度化や研究の発展への影響を招くことが懸念される。

しかし、事業者は、しっかりと研究炉の維持・管理をしなければならない。国においても研究炉に対する方針・体制を整え、人的支援、経費的支援、維持管理支援、さらに廃止措置支援（国による廃炉後の使用済み燃料の受け入れ体制）等の支援を行い、事業者とともに日本の研究炉の活性化に寄与して頂きたい。

### (2) 核物質防護の強化と核燃料低濃縮化

テロの懸念から核セキュリティのレベルが引き上げられ、その対応のための追加的措置に対応する経費が膨らんできた。さらに、いずれ廃炉となる研究炉の使用済み燃料の処理問題も極めて大きな課題である。

### (3) 高経年化対策と次期研究炉の検討

原子力人材育成は継続的に実施していくことが不可欠であり、その基盤施設である研究炉を長期に維持しなければならない。将来、すべての研究炉はいずれ廃止措置の対象となり、新規の研究炉建設がなければ、原子力の研究・開発や人材育成に欠かせない研究炉が全くなくなる日が訪れる。

この事態を避けるためには、現存する研究炉をあらゆる面から支援するとともに、これまでの研究炉を引き継ぐ新研究炉設置の具体的な検討を早急に行わなければならない。

### (4) 原子力人材の流出と不足

原子力界においては、長期にわたる原子炉停止、維持管理の複雑化や原子炉事故などから、原子力に対するモチベーションが低下し、原子力専門家の原子力離れや育成の鈍化、さらには人材確保の滞りなどが

起こりつつあり、原子力の発展に障害をきたしている。

(5) 研究炉維持経費の拡大

研究炉の新規制基準対応や核セキュリティ対応などに伴い、研究炉の維持経費は毎年拡大しており、その予算化に苦慮している。特に私学の近大炉では、苦しいものがある。

## 8. 近大炉を含めわが国研究炉の世界貢献に向けて

研究炉の減少や利用の低下は、原子力人材育成・教育、研究開発、医療利用や産業利用に支障をきたす。わが国は、原子力分野でも世界に貢献しなければならない。そのためにも、研究炉の規制は、発電炉とは別の体制でグレーデッド・アプローチの考えからそれぞれの研究炉に適応した QMS を取り入れ、原子力人材育成と研究の自由度を尊重した最小の労力で最大の安全を確保できる規制の構築を行わなければならない。

研究炉は、原子力の人材育成や基礎研究、さらに医学分野の診断、治療等において必要不可欠な基盤施設であり、どの種の研究炉も国の繁栄において重要な施設であり、わが国から原子力の灯を消してはならない。

現在の研究炉はいずれ寿命が来る。日本の現状からみて、新たに研究炉を建設するのに 10 年・15 年ではできない状況から見て、早急に引継炉の建設可能な環境整備を整えることも必要である。

近畿大学原子力研究所は、極低出力の小さな原子炉であるがその特徴を生かし、運転再開に当たり新たな気持ちで日本・世界に貢献するため、次のような目標を掲げ挑戦していきます。

- (1) 極低出力大学原子炉の特徴を生かし、長期に活用できるよう維持・管理を行う。
- (2) 原子力人材育成を活性化し、横断的に研究者・技術者の育成に努力する。
- (3) 近畿大学原研が原子力の研究・教育・社会貢献の拠点となるよう努力する。
- (4) 産官学と相互協力し、原子力のポテンシャル・アップに協力する。
- (5) 日本のみならず世界に貢献できる研究所となるよう努力する。

## 倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理  
～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation  
- Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

## (4) 原子力安全に求められる倫理

## (4) Ethics Required for Nuclear Safety

\*大場 恭子<sup>1</sup><sup>1</sup>日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から7年が経ち、発電炉、研究炉ともに一部が再稼働されている。一方で、原子力発電所の運転をめぐる裁判では、電力会社が敗訴した裁判例にも見て取れるように、社会には原子力技術に強い不安も根強い。

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F事故）は、原子力技術に携わる者に、当時の安全対策では、自然災害を起因に、これだけの規模の事故が起こることを示した。1F事故後の再稼働にあたり、我々はあらためて「災害」にどのように向き合うべきであろうか。本セッションでは、再稼働を果たした事業者や大学の「現場の声（経験）」を、共有した上で、あらためて「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」に関する検討・討議を行いたい。

## 2. 倫理規程における「災害」

日本原子力学会が、会員一人ひとりが持つべき心構えと言行の規範として書き示した日本原子力学会倫理規程[1]（以下、倫理規程）には、災害という言葉が3箇所ある。

憲章2.（公衆優先原則・持続性原則）

## ・2-1（原子力利用と安全確保の両立）

会員は、過去に起きた原子力をはじめとするさまざまな事故や災害を絶えず思い起こし、携わる技術の潜在的な危険性や、どのような安全策を講じてもリスクが残ることを、強く認識する。その上で、常により高い安全レベルを目指し、その確保に務める。

## ・2-5（労働安全の確保）

会員は、常に原子力施設で働く人々の安全確保と災害の防止に努める。

憲章5.（専門性原則）

## ・5-8（国際社会への貢献）

我が国は原子力平和利用に豊富な実績がある一方、原子力災害の当事国である。会員は、この経験から知見・教訓を深く学びとり、我が国のみならず世界の原子力の安全と技術の向上に貢献する。

しかし、災害という言葉を使っただけではないが、2-1（原子力利用と安全確保の両立）および2-5（労働安全の確保）の源にある憲章2（公衆優先原則・持続性原則）では、「会員は、公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。」ことを求めており、これは、災害が起きないようにするとともに、もし災害が起きた場合も、その被害を小さくするように行動することである。また、5-8（国際社会への貢献）の源である憲章5（専門性原則）では、「会員は、原子力の専門家として誇りを持ち、携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また、その成果を積極的に社会に発信

\*Kyoko OBA<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

し、かつ交流して技術の発展に努めるとともに、人材の育成と活性化に取り組む。」ことを求めており、これは、憲章6（有能性原則）の「会員は、原子力が総合的な技術を要することを常に意識し、自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに、自らの専門分野以外の分野についても理解を深め、常に協調の精神で臨む。」と合わせ、1F事故を防ぐことができなかった我々の学びや姿勢のあり方を意識し、検討した結果の条文である。

### 3. 再稼働の現場，大学研究炉から学ぶ意義

1F事故後、発電炉，研究炉ともに、新規制基準および自主的な安全向上策により、安全対策の強化が行われている。このような中、再稼働を果たした事業者や大学は、なぜ再稼働を実現できたのであろうか。西日本である、炉型が福島第一原子力発電所とは異なるといった側面もあるが、たとえば立地地域との関係が良好でなければ、再稼働には至らなかった可能性は十分考えられる。倫理委員会では、東日本大震災後に、あえて良好事例のみを集めた事例集「東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理」[2]を発刊し、また倫理規程5-5（経験からの学習と共有・継承）でも「会員は、経験から教訓を学び取る。特に事故や故障については、失敗事例のみならず良好事例にも着目・研究し、再発防止や類似事態の発生防止に努めるとともに、情報を共有・継承する。」として、良好事例への着目を求めているが、今回の企画セッションの場でも、良好事例からの学びを重視し、再稼働を果たした組織の方よりご講演いただくこととした。発電炉および研究炉の「現場の声（経験）」を、倫理や安全文化、立地地域を中心としたステークホルダーとのコミュニケーションの切り口も含めて共有したい。

### 4. 災害に備えるために

住民の避難や被ばくを伴う原子力事故が現実化したJCO事故，1F事故を受け、現在は新規制基準に基づくより高い「災害への備え」が求められている。また、それらを具備していることおよび運転する能力を有していることを、立地地域を中心としたステークホルダーに認められる必要がある。さらに、原子力関係者は、新規制基準を満たすだけでなく、用意した設備とその使用手順を超える災害が起こり得ることも念頭においた原子力安全についても考え、備えなければならない。

そのために必要な倫理あるいは安全文化のあるべき姿の検討は大変に難しいが、より高い原子力安全の実現のために、是非、みなさまと「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」に関して、積極的に検討・討議を行いたい。

#### 参考文献

- [1] 日本原子力学会，日本原子力学会倫理規程（2018），[http://www.aesj.net/about\\_us/action\\_rule\\_of\\_aesj](http://www.aesj.net/about_us/action_rule_of_aesj)
- [2] 日本原子力学会倫理委員会編，東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理（2016）

---

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

## [2M\_PL] Reports on Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

---

- [2M\_PL01] Purposes of the committee and major targets of the session  
\*Yosuke Katsumura<sup>1</sup> (1. JRIAS)
- [2M\_PL02] Major information obtained from Phebus FP Projects and its application on Fukushima plant decommissioning  
\*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup> (1. IAE)
- [2M\_PL03] Information obtained from Benchmark analysis based on Phebus FP Project and its feed back to SA analysis codes  
\*Koichi Nakamura<sup>1</sup> (1. CRIEPI)
- [2M\_PL04] Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phebus FP Project  
\*Shunsuke Uchida<sup>1</sup> (1. JAEA)
- [2M\_PL05] Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA  
\*Masahiko Osaka<sup>1</sup> (1. JAEA)
- [2M\_PL06] Discussion and concluding remarks  
\*Junichi Takagi<sup>1</sup> (1. Toshiba)

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 1. 専門委員会設立趣旨と本企画セッションの狙い

## 1. Purposes of the committee and major targets of the session

\*勝村庸介<sup>1</sup>、唐沢英年<sup>2</sup>、中村康一<sup>3</sup>、内田俊介<sup>4</sup>、逢坂正彦<sup>4</sup>、高木純一<sup>5</sup><sup>1</sup>アイソトープ協会、<sup>2</sup>エネ総研、<sup>3</sup>電中研、<sup>4</sup>原子力機構、<sup>5</sup>東芝エネルギーシステムズ

本セッションでは本研究専門委員会の目指す方向および3つのWGの活動計画を紹介し、関連部会関係者と議論し、方向性の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

## 1. はじめに

本研究専門委員会は水化学部会内で2年間の準備会活動を経て、水化学、熱流動、核燃料、保健物理・環境科学、計算科学技術、原子力安全、再処理・リサイクルおよびバックエンドの各部会のサポートを受けて、6月に発足した。本セッションでは本研究専門委員会の3つのWGの活動計画を紹介し、設立後半年余の期間の活動状況を報告する。また、本研究専門委員会の目指す方向について、関連部会関係者と議論し、活動方向の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う場としたい。

## 2. 専門委員会設立趣旨と活動状況

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」での調査活動において、事故時のソースタームの評価に、従来の評価ベースでは説明できない事象が散見されることが示された。一方で、1990年代後半以降、ソースターム関連の研究が衰退し、その技術を支えてきた研究者、技術者の多くが第1線を離れ、技術的な空洞化が顕著となっている。かかる現状を踏まえ、日本原子力学会 2014 年年会及び 2016 年年会で、核燃料・水化学・熱流動・計算科学技術、保健物理・環境科学の5部会合同企画セッションで、ソースターム研究のあり方について議論した。この議論の結果は、以下のように総括された。

- 1) 従来の過酷事故研究では、原子炉から格納容器内までの現象を主対象としていたが、福島事故では炉心インベントリに対し、無視できない量の放射性物質の環境および汚染水への放出が確認された。原子炉建屋から環境まで広範な領域での事象を的確に把握し、その結果をソースタームの予測技術の向上に反映させることにより、原子炉安全の一層の向上に繋げることができる。
- 2) ソースターム評価では対象、課題が、広い技術分野にまたがるため、学会全体の英知を結集して、問題の再整理、解決に当たることが重要であり、部会の枠を超えた検討組織（研究専門委員会等）の設置が望ましい。既に活動を開始している水化学部会の「FP 挙動」研究専門委員会準備会を発展させ、原子力学会全体としての研究専門委員会を発足させ、組織的、計画的にソースターム研究を推進する。また、この活動を通して、ベテランから若手への確実な技術伝承を図る。

本研究専門委員の具体的な活動内容としては、以下の4つの項目を掲げた。

1. Phébus FP プロジェクト関連論文他の調査報告書(「FP 挙動」研究専門委員会準備会の成果として原子力学会水化学部会より出版済み)をベースに、新たな技術サーベイを加え、FP 挙動に関する情報の共有化を図り、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築する。
2. 福島第一原子力発電所事故で見られた過酷事故時の FP 挙動をサーベイし、FP 挙動評価の視点から、従来技術で予測されたものと、予測できなかった現象を区分し、新たな技術課題を整理する。
3. 上記1. と2. に FP 挙動に係る新しい技術課題を加えて、技術報告書(応用編)としてまとめ、

\*<sup>1</sup>Yosuke Katsumura, <sup>2</sup>Hidetoshi Karasawa, <sup>3</sup>Koichi Nakamura, <sup>4</sup>Shunsuke Uchida, <sup>4</sup>Masahiko Osaka, <sup>5</sup>Junichi Takagi

<sup>1</sup> Japan Radioisotope Association, <sup>1</sup> Institute of Applied Energy, <sup>3</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry,

<sup>4</sup> Japan Atomic Energy Agency, <sup>5</sup> Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

現場での実務者、若手技術者との協働をも通して、FP 挙動に関する技術伝承に資する。

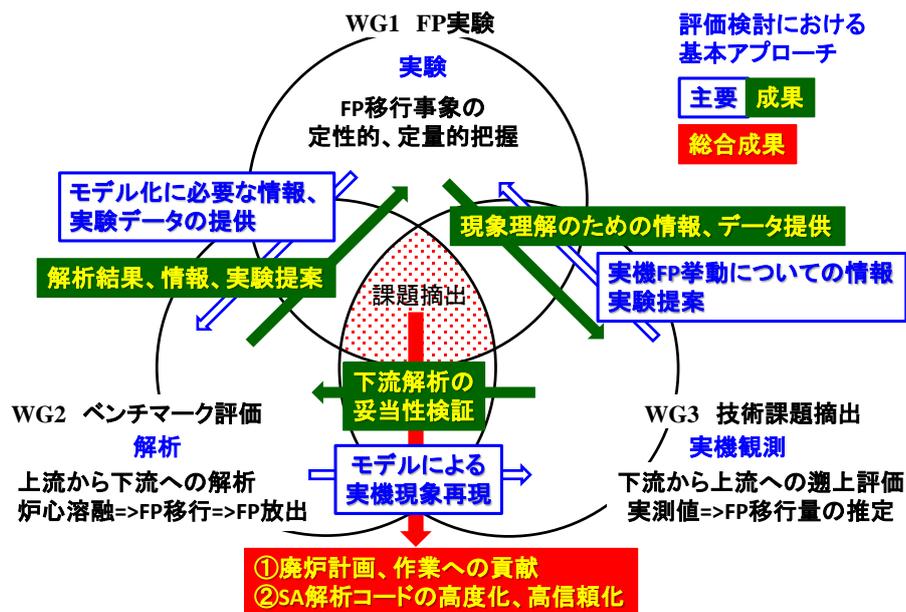
4. 上記 3. をベースに、40 年超の長期にわたる技術継続、継承に資する。

また活動を進めるに当たり、委員会内に表 1 に示す 3 つの WG を組織し、お互いに協力しつつ、議論を進めることとした。

表1 3つのWGの活動概要と目標成果

WG名称	活動概要	目標成果
1 FP実験	FP放出・移行・環境動態に係る現象を把握・理解し、物理現象を適切に表現できるモデルを構築するための実験および解析を提案	①新たな実験の提案 ②FP挙動についての検討課題リスト
2 ベンチマーク (BM)評価	主要SA解析コードのFPモデルをPhébus FPプロジェクト(P)のBM評価を通して理解し、Cs解析技術の課題を把握実機事故の解析結果に基づき、モデル改善の技術課題を抽出	③Cs解析改善点の提案 ④FPモデル改善の提案
3 技術課題抽出	Phébus FP P実験と実機でのFP挙動を比較検討し、両者のFP挙動の相違を検討し、新たな技術課題を抽出	⑤実機FPマスバランス ⑥実機での測定対案 ⑦新たな実験の提案

また、各 WG の連携及び成果の交換目標を図 1 に示すように設定した。



### 3. 本企画セッションの狙い

本企画セッションでは、以下の5つの発表で、各 WG の活動の具体的な活動状況を報告し、最後に今後の活動の進めたについて総合的な議論を持つ。

- |   |       |
|---|-------|
| 2. Phébus-FP 実験から得られた知見と廃炉計画への反映（準備会活動の総括）  | 唐澤 英年 |
| 3. Phébus 実験に基づくベンチマークで得られた知見と SA 解析コードへの反映 | 中村 康一 |
| 4. 実機と Phébus 実験入手情報とのギャップ                  | 内田 俊介 |
| 5. FP 挙動の統合的な評価技術基盤構築に必要な実験の検討              | 逢坂 正彦 |
| 6. 総合討論と総括                                  | 高木 純一 |

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 2. Phébus-FP実験から得られた知見と廃炉計画への反映（準備会活動の総括）

2. Major information obtained from Phébus FP Projects and

its application on Fukushima plant decommissioning

\*唐澤 英年<sup>1</sup><sup>1</sup>エネ総研

本研究専門委員会設立までの準備会において、Phébus FP 関連の論文 71 編を調査した。本発表では、準備会活動の成果としてまとめた技術報告書「Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ—福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用—」[1]の内容を紹介する。

**キーワード**：Phébus FP 実験、核分裂生成物、福島第一原子力発電所、廃炉計画

Phébus FP プロジェクトは 1988 年に設立され、1993 年から 2004 年にかけて仏 Cadarache 原子力センターの Phébus 実験炉を用いて大規模 FP 放出・移行実験が計 5 回実施された。Phébus FP 実験は、900MW-PWR を模擬した 1/5000 スケールの体系で、模擬炉心、上昇管、水平管（ホットレグ HL、700℃に保持）、蒸気発生器を模擬した U 字管(SG)、水平管（コールドレグ CL、150℃に保持）、模擬格納容器(PCV)から構成された。

模擬炉心には、中央に制御棒を配し、その周りに 18 本の照射済燃料と 2 本の新燃料を装荷した。水蒸気を模擬炉心下部より供給し、炉出力を燃料が溶融するまで増加させた。燃料から放出した FP は一次系に沈着・移行して、PCV に蓄積した。その後 PCV を隔離して、エアロゾルとヨウ素の挙動を調べた。これら FP 挙動を評価するため、温度・圧力などの熱水力データを取得し、 $\gamma$ 線スペクトロメータにより FP 濃度の経時変化をオンラインで測定した。また、エアロゾル濃度やヨウ素化学形もオンラインで測定した。実験後には、燃料領域に残存した放射能と上昇管に付着した放射能を測定し、 $\gamma$ 線放出核種のマスバランスを求めた。

各実験の実験マトリックスを、表 1 に示す。各実験で得られた主な知見を、以下に示す。

- Phébus FPT0
  - ・本実験装置でシビアアクシデント時に予測される現象を模擬できることを実証
  - ・燃料は  $\text{UO}_2$  の融点(3,110 K)より 500 K 低い温度で溶融、再配置
  - ・水素の発生率および発生量の予測値は過大評価
  - ・低揮発性および不揮発性 FP の放出率の予測値は過大評価
- Phébus FPT1
  - ・制御棒破損温度は約 1,350 °C
  - ・Cs は初期内臓量の約 84 % 放出し、その化学形は CsI,  $\text{Cs}_2\text{O}$ , CsOH,  $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$  と評価
  - ・実験後の SEM 観察から、PCV 内のエアロゾルは球形で直径は 0.1~2  $\mu\text{m}$
  - ・I は初期内臓量の約 90 % 放出し、0.4 % はガス状で PCV へ移行
  - ・ペイントした凝縮器をソースとする有機ヨウ素生成
- Phébus FPT2
  - ・低水蒸気流量のため、炉心上部の損傷は比較的少ない
  - ・Te と Mo の放出は燃料被覆管が完全に酸化され、水素発生が低下した時点で開始
  - ・燃料上部での最高到達温度は約 1,650 °C と比較的 low だったため、FP(Cs, I, Te, Mo など)が燃料棒上部の周辺領域に顕著に付着
  - ・ガス状ヨウ素の割合は FPT1 より増加し、一次系の酸化還元状態の依存性は小
  - ・PCV 内ではガス状ヨウ素が主で、有機ヨウ素は全ヨウ素の 30 % 以下

\*Hidetoshi Karasawa<sup>1</sup><sup>1</sup>The Institute of Applied Energy

- Phébus FPT3
  - ・ B<sub>4</sub>C 制御棒のため低粘性の B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を含む溶融体が生成し、制御棒損傷を加速
  - ・ 制御棒崩落時に CO 及び CO<sub>2</sub> が放出されたが、B の放出は遅れ放出割合も C に比べ低下
  - ・ B 化合物が CL 入口で多量に沈着し、配管の一部を閉塞
  - ・ Ag-In-Cd が存在しないためヨウ素のエアロゾル形成が抑制され、ガス状ヨウ素の割合が増加
  - ・ PCV 内の有機ヨウ素の割合はガス状ヨウ素全体に対して 20 %以下で、B<sub>4</sub>C の酸化で生成する CH<sub>4</sub> の寄与はペイントへの反応と比べて小
- Phébus FPT4
  - ・ Ba は UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> の酸化が十分なため放出量が増加
  - ・ マイナーアクチノイドは、上部プレナムに燃料粒子として付着
  - ・ Cs の再蒸発は高温(700~900 °C)で顕著で、水蒸気雰囲気では 14 %、水素雰囲気では 26 %が再蒸発
  - ・ 再蒸発割合は Mo で 20~30 %、Rb で 7~8 %、Sn は水蒸気雰囲気では再蒸発しやすい
  - ・ 少量の燃料成分が蒸気雰囲気では再蒸発

表 1 Phébus FP 実験の実験マトリックス

	目的	流入条件	燃料	格納容器
FPT-0	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 3.0 g/s (酸化条件)	・ 9日間照射新燃料 ・ Ag-In-Cd 制御棒	酸性サンブ 90°C
FPT-1	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 2.2 g/s (酸化条件)	・ BR3 23 GWd/tU ・ Ag-In-Cd 制御棒	酸性サンブ 90°C
FPT-2	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 0.5 g/s + ホウ酸 (蒸気枯渇条件)	・ BR3 32 GWd/tU ・ Ag-In-Cd 制御棒	アルカリ性サンブ 90°C (化学反応フェーズ 120°C)
FPT-3	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動 ・制御棒材料の違い	水蒸気 < 0.5 g/s (蒸気枯渇条件)	・ BR3 23 GWd/tU ・ B <sub>4</sub> C 制御棒	酸性サンブ 90°C (化学反応フェーズ 120°C) + 再結合器
FPT-4	・デブリからの低揮発性 FPとアクチノイドの放出	水蒸気 0.5 g/s + H <sub>2</sub> (デブリヘッド形成条件)	・ デブリ塊 38GWd/tU ・ 酸化した被覆管破片	—

Phébus FP 実験で得られた知見から、熱水力と FP 挙動モデルの見直しが行われた。熱水力では、「B<sub>4</sub>C 酸化モデル」、「物理—化学相互作用モデル」、「溶融プール形成モデル・酸化モデル」が見直され、FP 挙動では、「FP 放出モデル」、「FP 移行モデル」、「化学反応モデル」が見直され、シビアアクシデント解析コードの改良が行われた。

Phébus FP 実験全体で得られた FP 挙動に関する主な知見は、①燃料溶融時に揮発性 FP は 100 %放出する、②Ba, Te, Ce, La の燃料からの放出割合は従来知見より少く Ru, Mo は従来知見より多い、③Cs の化学形に Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> を考慮する必要がある、④PCV 内のヨウ素の化学形には不確定性が大きい、である。廃炉計画には、崩壊熱の評価が重要である。表 2 に、事故後 10 年での主な FP の崩壊熱と放出割合を示す。Phébus FP プロジェクトで得られた知見をベースに実機との相違に考慮して、原子炉内での FP 分布を評価し、廃炉計画に役立てていく。

表 2 10 年後崩壊熱に寄与する FP の燃料からの放出割合

FP	半減期 (年)	10年後崩壊熱[2] (GBq/core)	燃料からの積算放出量(初期内臓量に対する割合)				
			FPT0 (%)	FPT1 (%)	FPT2 (%)	FPT3 (%)	FPT4 (%)
Kr-85	10.8	1.21E+07	No data	77	79	82	90-100
Sr-90	28.9	1.18E+08	>0.23			1	1.4
Cs-134	2.1	6.63E+06	>66	84	58	72	84
Cs-137	30.2	1.61E+08					
Eu-154	8.6	3.85E+06					0.33
Eu-155	4.8	1.48E+06					

#### <参考文献>

[1] 水化学部会、「Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ—福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用—」、日本原子力学会、2017.

[2] 西原、岩本、須山、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」、JAEA-Data/Code 2012-018.

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 3. Phébus FP試験に基づくベンチマークで得られた知見とSA解析コードへの反映

3. Information obtained from Benchmark analysis based on Phébus FP Project and its feedback to SA analysis codes

\*中村 康一<sup>1</sup><sup>1</sup>電力中央研究所、

本発表では本研究専門委員会の3つのWGのひとつ「ベンチマーク評価」WG活動計画を紹介する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物、Phébus FP 試験

シビアアクシデント（SA）時のプラント内の核分裂生成物（FP）の挙動は、格納容器（CV）内あるいは原子炉冷却材系統における熱水力、デブリ挙動、エアロゾル、及び化学挙動が絡む複雑現象である。このような挙動の評価ツールとしてはSA解析コードが開発されてきた。既存のSA解析コードとしては、米国のMAAP, MELCORの他、欧州のASTEC、国内ではSAMPSONなどが存在する。コードごとに、試験解析や実機事故のベンチマーク解析を通じた改良が精力的に進められてきた。一方でSA現象やFP挙動はそもそも不確実さが大きく、依然未解明な点が多く存在し、コードごとに様々なモデルアプローチや特徴が存在するのが現状である。SA解析コードの開発者はこのような現象論的な特徴を十分に理解した上で、モデリングとコード設計を行う必要がある。またSA解析コードのユーザーは、このような現象論的な特徴の理解に加えて、使用する解析コードの特性を理解し、目的を踏まえた適切な境界条件に基づき解析を行う必要がある。

本ベンチマーク評価WGは、SA時のFP挙動に関する国際的な重要知見を調査することにより、今後のFP挙動研究の実施、SA解析コードの開発、またはSA解析コードを様々な分野（図1参照）に適用するに際して参考となる情報を抽出することを目的とする。次のステップにより実施する。

まずは、Phébus-FP試験に基づく知見とSA解析コードへの反映状況の調査を行う。Phébus-FP試験は仏国IRSNを中核とする国際プロジェクトで実施された唯一のSA総合試験である。本試験では、FPの炉心燃料からの放出、配管内移行、CV内挙動の一貫した試験が行われた。さらに、国際標準問題(ISP46)<sup>[1]</sup>及びECプロジェクト(SARNET)<sup>[2]</sup>として、各国各機関によるSA解析コードによるベンチマーク解析



図1 SA解析コードの主な適用先とアウトプットの例

\*Koichi Nakamura<sup>1</sup>,

CRIEPI

が行われた。既存の SA 解析コードの FP 挙動評価モデルにこれらの知見がどのように反映されたかを整理する。表 1 に ISP46 の結果のまとめを示す。各フェーズにおけるコードの後とのベンチマーク結果に加えて、改良又は追加が必要なモデルが整理されている。

表 1 ISP46 のまとめ<sup>[1][3]</sup>

フェーズ	項目	コード	比較的良く合った解析結果	必要なモデル開発など
炉内	熱応答	ASTEC, ATHELET, SAMPSON, MAAP4.04, MELCOR1.8.4	・バンドルの温度履歴	・バンドル出口温度の評価精度向上 (過大評価) ・照射燃料と非照射燃料との差を考慮した溶融 Zry による燃料溶融モデル
	水素生成		・試験誤差±10%のほぼ上限	・酸化被覆管の破損クライテリア
	デブリ分布		・バンドル最終状態	・FP と構造材との反応、エアロゾル発生量
	FP 放出割合		・FP の積算放出量 (CORSOR では低温側で放出量を過大評価)	・中/低揮発性核種の放出 (Mo は低く Ba は非常に高く評価、Ru/U は分散大) ・溶融 AIC からの Ag/In/Cd の放出、Zr 被覆管からの Sn 放出 (過小評価)
一次系	FP と構造材の保持	MELCOR, ASTEC, MAAP4, SAMPSON	・全体での沈着割合 (UP で過小評価、SG で過大評価、ノード分割が粗すぎると過小評価)	・壁への蒸気凝縮 ・熱泳動モデル (検証済にも拘らず過大評価) ・Cs と I の化学形と物理形状
格納容器	熱水力挙動	MELCOR, ASTEC, MAAP, SAMPSON, ECART	・熱水力	・実機適用性 (サイズや形状の違い)
	エアロゾル沈着速度		・拡散泳動と重力沈降が重要だが、結果は様々	・滞在時間が実機より短い(凝集効果小)
ヨウ素化学	Ag/I 反応モデル	ASTEC, ATHELET, SAMPSON, MAAP4.04, MELCOR1.8.5		・一次系でのガス状ヨウ素 (非熱化学平衡?) ・気相反応、有機ヨウ素反応、放射線分解 (吸着速度、ペイント表面への吸脱着速度、ガス状ヨウ素割合などの最適化)

次に福島第一発電所 (1F) 事故解析の知見を調査する。OECD/NEA BSAF プロジェクト<sup>[4]</sup>では各国各機関が参加するベンチマーク解析が実施されている。1F プラント内の放射線量分布の計測値と SA 解析コードによる解析結果の比較から、SA 解析コードの FP 挙動モデルの特徴を整理する。またこれらの調査を通して、SA 解析コードの 1F 廃炉作業への活用方法や、SA 解析コードの精度向上に資する観点から今後の廃炉作業において取得することが有効な計測データ等も抽出したい。

最後に調査全体を通して SA 時の FP 移行挙動に関する現状知見、解析コードのモデリング及び課題の抽出を行う。SA 解析コードを取り巻く状況は、1F 事故を契機に大きく変化した。SA 解析コードは、1F 廃炉計画の検討、既存炉の設置許可申請における重大事故対策の有効性評価の他、原子力防災のシナリオ検討、レベル 2PRA 等、幅広い分野への適用されるようになった。これらの個々の目的に応じて、SA 解析のアウトプットや求められる精度は当然異なる。本 WG ではこのような目的の違いも踏まえて知見と課題の整理を進めていき、適切な情報発信をしていきたい。

#### <参考文献>

- [1] Clément B. et al., "Thematic network for a Phebus FPT1 international standard problem (THENPHEBISP)", Nucl. Eng. Design, Vol. 235, p.p. 347-357, 2005
- [2] M Di Giuli. et al., "SARNET benchmark on Phébus FPT3 integral experiment on core degradation and fission product behavior," Nucl. Eng. Design, Vol. 93, p.p. 65-82, 2016
- [3] B.Clement and T. Haste, "Comparison Report on International Standard Problems ISP-46", THENPHEBISP-D005 draft(2003).
- [4] OECD/NEA report, "Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project)," NEA/CSNI/R(2015)18, 2016

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 4. 実機とPhébus実験入手情報とのギャップ

## 4. Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phébus FP Project

\*内田 俊介<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

本発表では本研究専門委員会の3つのWGのひとつ「技術課題抽出」WG 活動計画を紹介し、関連部会関係者と議論し、方向性の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

福島第一原子力発電所では、3つの号機の炉心に装荷されていた約280トンのUO<sub>2</sub>の一部がメルトダウンし、燃料中に蓄積していた放射性核分裂生成物（FP）のうちヨウ素とセシウムを過半が原子炉容器（RPV）から格納容器（PCV）に放出された。この一部が原子炉建屋、タービン建屋に漏出し、汚染水として除去、処理され、またごく一部が環境大気中に放出された。図1に燃料から汚染水として放出される主要経路及び環境への放出経路を概念的に示した[1, 2]。

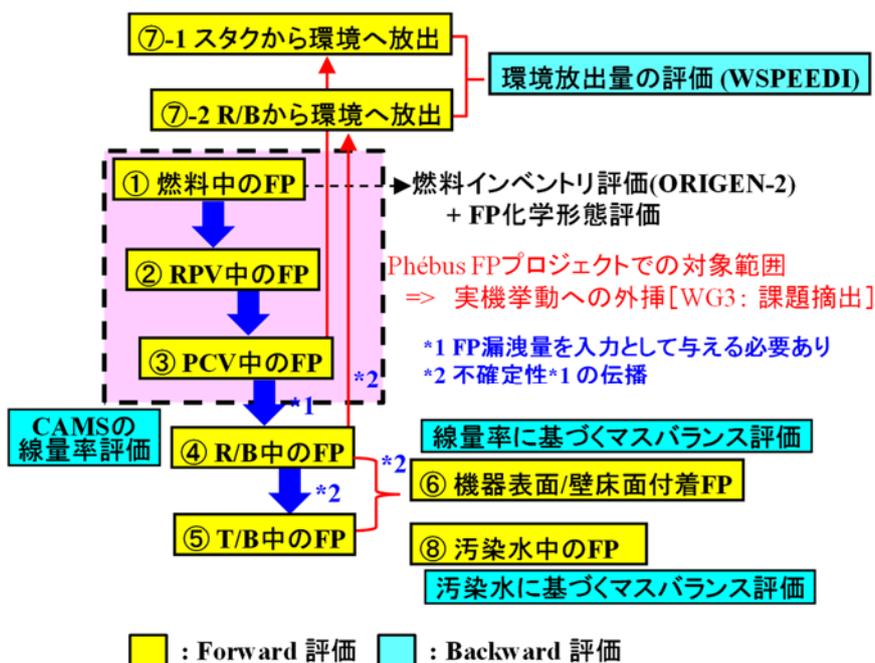


図1 過酷事故時のFP移行の主要プロセス

Phébus FP プロジェクトの実験では、燃料（UO<sub>2</sub> 総量:10kg）の溶融により放出されたFPが機器、配管系統を通り、最終的には模擬格納容器まで到達した。FPのすべてが、図1の破線で示した領域内、すなわち格納容器までに閉じ込められた。FPの燃料からの放出量、移行量および途中の機器、配管への沈着量、また格納容器内のヨウ素を主としたFPの量と化学形態に及ぼす燃料材料、制御棒材料の影響が詳細かつ定量的に測定されているが、格納容器からの漏出は完全に阻止されているため、漏出量についての情報は得られない。このようにPhébus FPプロジェクトでは、FPのマスバランスが定量的に評価され、主要な核種については、放出されたFPの80%以上が回収されている。

福島第一原子力発電所の事故では、Phébus FP プロジェクト実験に比べて燃料総量もFPの総量も膨

\*Shunsuke Uchida<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

大であり、RPV, PCV の容積、FP の沈着する機器、配管の表面積も膨大であるが、燃料から放出される FP 挙動は定性的には模擬されているものと考えられる。FP 挙動のスケール依存性については、シビアアクシデント解析コードでの外挿が不可欠である。現状では、格納容器内に残存する FP 量の定量が困難であるが、Backward 評価により、セシウムについては、環境に放出されたもの、汚染水から回収されたものは定量化されている[3]。また一部格納容器ほかに残存しているものは CAMS ほかの測定値から推定可能である。

WG3「技術課題抽出」では、プラントデータを駆使して、FP のマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係る FP の所在箇所とその量を可能な限り定量化して、作業計画に反映させることに注力したいと考える。このためには、WG1「FP 実験」からは、評価のための情報、データの提供を受け、実機評価のために不可欠な事象解明のために必要な実験を積極的に提案すると共に、WG2「ベンチマーク評価」からは、モデル解析による実機での FP 挙動に関する現象再現の情報を入手すると共に、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献したいと考える。このように 3つの WG の相補的な関係を円滑に進めることにより、高度な FP 評価を進めたい。

これまでの Backward 評価に基づいて評価したセシウムのマスバランスを図 2 に示す[4]。

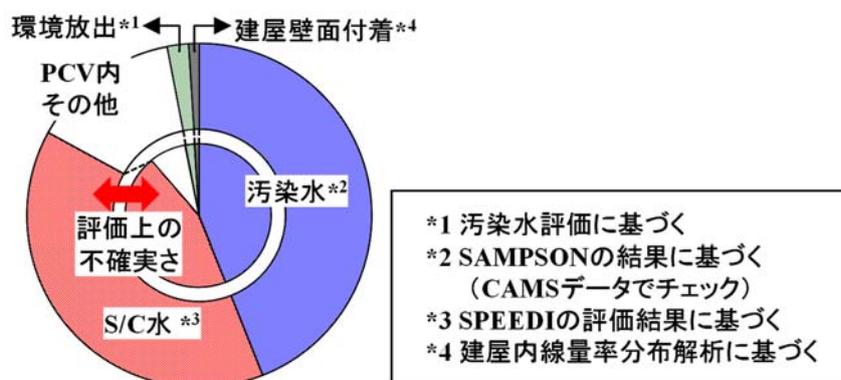


図2 実機での<sup>137</sup>Csを主対象としたマスバランス

評価精度としてはまだ不確定性が大きく、3つの WG が協力し、データ数を増やして、さらに評価精度を高め、特に、原子炉建屋及び PCV 内の残存量の評価を高めてゆきたいと考える。

#### <参考文献>

- [1] 日本原子力学会「水化学」部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会編：Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ = 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用、日本原子力学会（2017年5月）
- [2] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, M. Pellegrini, M. Osakabe, A. Achilli and Y. Hanamoto, “An approach toward evaluation of FP behaviors in NPPs under severe accidents”, Proc. 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16) Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4, (2015).
- [3] S. Uchida, M. Naitoh, H. Suzuki, H. Okada and S. Konishi, “Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant”, Nucl. Technol., 188(3), 252-265 (2014).
- [4] S. Uchida, M. Naitoh, M. Pellegrini and H. Nagai, “Fission product behavior in Fukushima Daiichi NPP under severe accident conditions”, Int. Conf. On Water Chemistry of Nuclear power Systems, NPC2016, Paper #44H, Oct. 2-7, 2016, Brighton, UK, Nuclear Institute (2016).

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 5. FP挙動の統合的な評価技術基盤構築に必要な実験の検討

## 5. Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA

\*逢坂 正彦<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

本発表では本研究専門委員会の3つのWGのひとつ「実験」WG活動計画を紹介する。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物、実験

福島第一原子力発電所（1F）廃炉に向けたデブリ取出し等のための研究開発においては、主な線源となる放射性 Cs 等 FP の高精度かつ精緻な空間分布とその時間変化（高度化ソースターム）を評価することが不可欠である。この評価は、Cs 環境放出量に係る性能目標達成など軽水炉安全性向上においても重要である。このために、SA 解析コードによる解析に加えて、1F 由来サンプル分析結果からの逆解析の試みが行われており、それぞれ、前者は「WG2 ベンチマーク評価」、後者は「WG3 技術課題抽出」の検討課題である。本「WG1 FP 実験」では、両 WG からの実験提案を受け、FP に関する現象の特定、モデルの高度化、及び解析の検証に必要な FP に関する実験の提案を目的とする。活動においては、国内外の関連アクティビティも踏まえ、高度化ソースタームのために必要な FP 挙動評価のための技術基盤（以下、FP 技術基盤）を構築していくため、FP 現象・挙動についての課題リストの作成も行う予定である。

事故時 FP 化学挙動の解明等、これまでにソースタームの重要課題として挙げられていたもの以外に、1F 事故においてはいくつかの新たな課題が明らかとなった。これらの課題のうちのいくつかを次ページに列挙する。FP 技術基盤は、これら新たな課題をカバーし、燃料放出から環境放出までを統合的かつ統一的に取り扱えるようなもの（下図）を念頭に構築していくことが肝要であると考えられる。

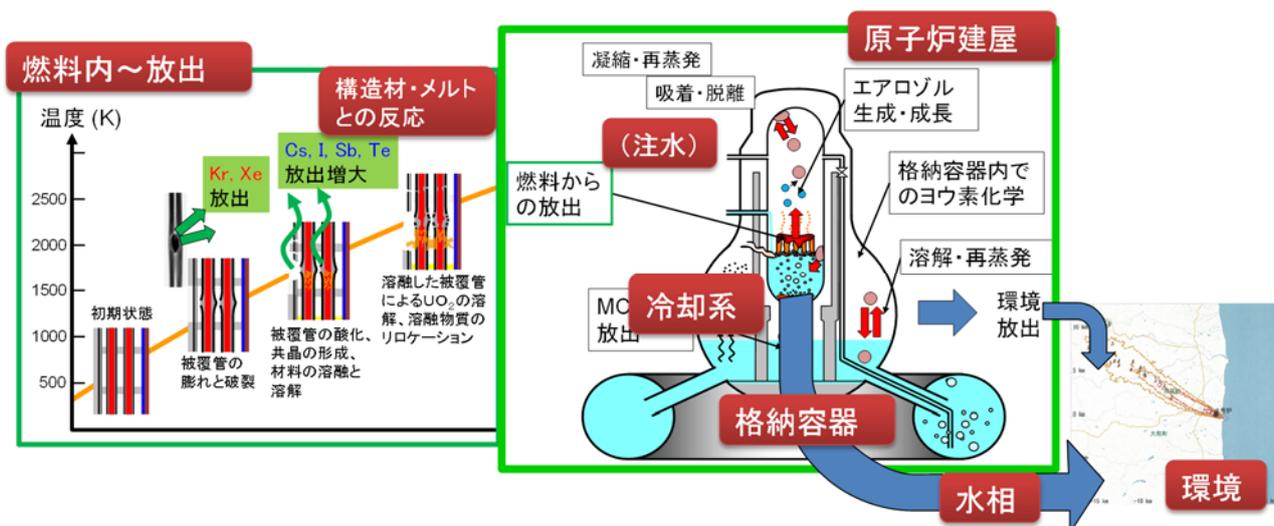


図 事故時燃料放出から環境放出までの FP 挙動

\*Masahiko Osaka<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## ① ホウ素 (B) の影響評価

B<sub>4</sub>C ピンが配された PHEBUS-FPT3 実験においてはガス状ヨウ素の割合が大きくなる等 B の影響と思われるいくつかの結果が示された。しかしながら、この実験は 1F のような BWR とは B/Fe 比や炉内配置が異なるため、これだけでは 1F の現象解明・解析は困難である。また、B の化学的な影響を考慮するためには、化学的に結合しやすい他の関連元素を含めた Cs-I-B-Mo-O-H 系として速度論を考慮した上で総合的に評価していく必要がある。

## ② Sr, Cs 等の水相を介した長期にわたる移行・環境放出挙動と水位変化による水相内線源の再露出予測

1F 炉外放出の大部分を占める水相（炉心冷却を経て汚染水として炉外に放出される経路）における年オーダーでのソースタームの評価が必要であり、特に水相中における FP のソース（デブリや FP 沈着物等からの FP 溶出）及びシンク（構造材表面等への沈着）の評価が重要となると考えられる。

## ③ 炉内沈着 FP 等の年オーダーでの物理化学性状変化と構造材等への沈着・遊離挙動評価

酸化・湿潤雰囲気にも長期間晒されたデブリや FP 沈着物等に関して、表面における酸化や水和等の化学反応による沈着物の安定性低下と FP 遊離、遊離 FP 化合物の水和による性状変化と構造物への再沈着など、さらにこれらに影響を与える沈着物等の崩壊熱やラジオリシス影響の評価が重要である。

FP 技術基盤の構築により、様々な 1F 由来サンプル分析結果から SA 時 FP 挙動を逆解析するための方法論の構築が期待される。これは、高度化された SA 解析コードと組み合わせつつ、今後取得される 1F 由来サンプルの分析結果から炉内 FP 挙動を評価するための手法であり、1F 廃炉の進展に合わせて継続的に手法の高度化がなされることが重要である。

本 WG においては、熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ」のローリング等他部会の関連活動、OECD/NEA 等の関連国際活動の状況も踏まえて検討をすすめる。また必要な実験の提案においては、国内外の特にホット関連施設・設備の状況を踏まえて、FP 技術基盤の構築にとって実現可能性があり、国際的にも重要な役割を担うことが可能で、かつ国内の施設・設備の有効活用にとっても魅力的な提案を目指す。

## 総合講演 報告2

## 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

## 6. 研究専門委員会の今後の方向性についての総合討論と総括

## 6. General discussion on the direction of the future activity of the Research Committee and its summary

\*高木 純一<sup>1</sup><sup>1</sup>東芝エネルギーシステムズ

本発表では本研究専門委員会の今後の方向性について総合討論を行うとともに、全体総括を行う。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

本研究専門委員会は、福島第一原子力発電所（1F）事故を契機とし、事故時の核分裂生成物（FP）挙動について福島プラント廃炉計画とシビアアクシデント（SA）解析との双方への適用を目的として Phébus FP 実験の知見を改めて取り纏め、さらに具体的な実機への適用を図ることを目的として発足した。現在、3つのWGを設け、FP挙動実験の提案、解析ベンチマークの高度化、実機と Phébus FP 実験とのギャップ検討の観点から活動を開始している。

今回、中間成果として各WGの活動状況を報告したが、それぞれまだ緒に就いたばかりであり、今後の議論の反映が期待される。その中で、WG1では、FPに関する現象の特定、モデルの高度化、及び解析の検証に必要となるFP実験の提案を目的としている。さらに、国内外の関連アクティビティも踏まえ、FP挙動評価のための技術基盤を構築していくための課題リストの作成についても検討する予定である。

WG2では、SA時のFP挙動に関する国際的な重要知見を調査することにより、今後のFP挙動研究の実施、SA解析コードの開発または様々な分野への適用に際して参考となる情報の抽出を目的としている。Phébus FP実験に基づく知見とSA解析コードへの反映状況の調査、1F事故解析の知見の調査、さらにSA時のFP移行挙動に関する現状知見、解析コードのモデリング及び課題の抽出を行う。

WG3では、プラントデータを用いてFPのマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係るFPの所在箇所とその量を可能な限り定量化して作業計画に反映させたい。このため、WG1からは評価のための情報提供を受け、実機評価に不可欠な事象解明のための実験を提案する。また、WG2からはモデル解析による実機でのFP挙動に関する現象再現の情報を入手し、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献したい。

これら3WGの活動の相関を図1に示す。

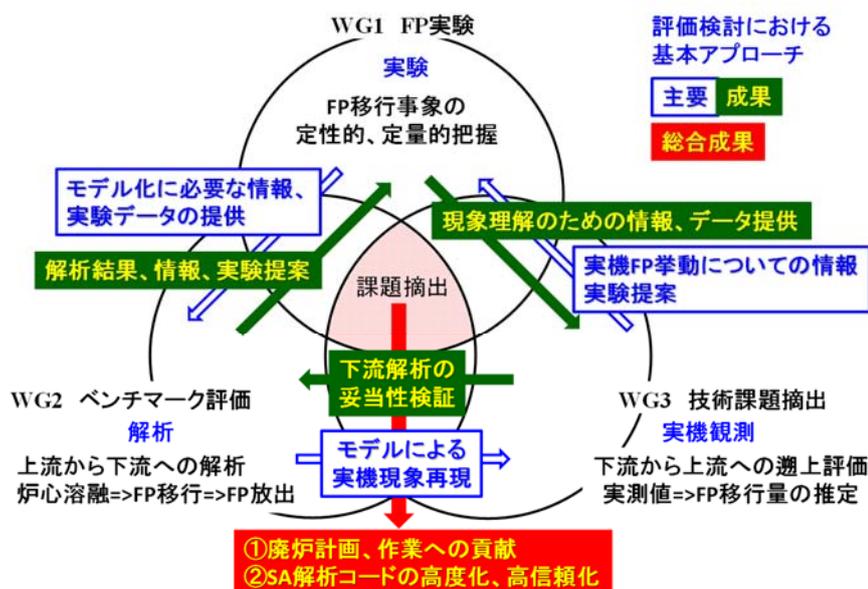


図1 3つのWGの役割分担と主要成果(再掲)

\*Junichi Takagi<sup>1</sup><sup>1</sup>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

さて、1F 事故のソースターム評価に当たっては、実機データを忠実にフォローする姿勢が重要であり、前提として今後の PCV 内部調査、RPV 内部調査の調査結果の共有と反映が必須である。それにより、今後の 1F プラント廃炉プロセスの確立に FP 挙動の知見を十分に反映する必要がある。この役割は主に WG3 が担って行くことになる。

さらに、再稼働プラントへのフィードバックとして、既存の SA 解析モデルの枠組みに固執せず、柔軟に入力条件、解析プロセスを見直していくことが重要である。WG2 においてはこのようなダイナミックな活動が期待される。

そして、インプットが不足している状況においては模擬実験を立案し、新規にデータ取得を行うことにより、実機情報を適切に補完し、解析精度の向上に寄与すべきと考える。そのための新たな実験とモデルの提案は WG1 が担うこととなる。

しかしながら、福島廃炉推進と SA 解析精度向上との 2 つの大きな課題の解決に向けては、現状、現実とゴールとのギャップが大きく、努力目標を明確に示すことが求められる。すなわち、WG 活動、委員会活動の推進に向けて適切な目標設定が重要となる。そして、その目標達成に向けては、学会内の部会横断での連携、協力が不可欠であると考え。一例として、SA 時の FP 移行の主要プロセスに対しての各部会の主要な守備範囲を図 2 に示す。今後、本研究専門委員会から適切に情報発信を行い、各部会からのフィードバックを仰ぎたいと考える。

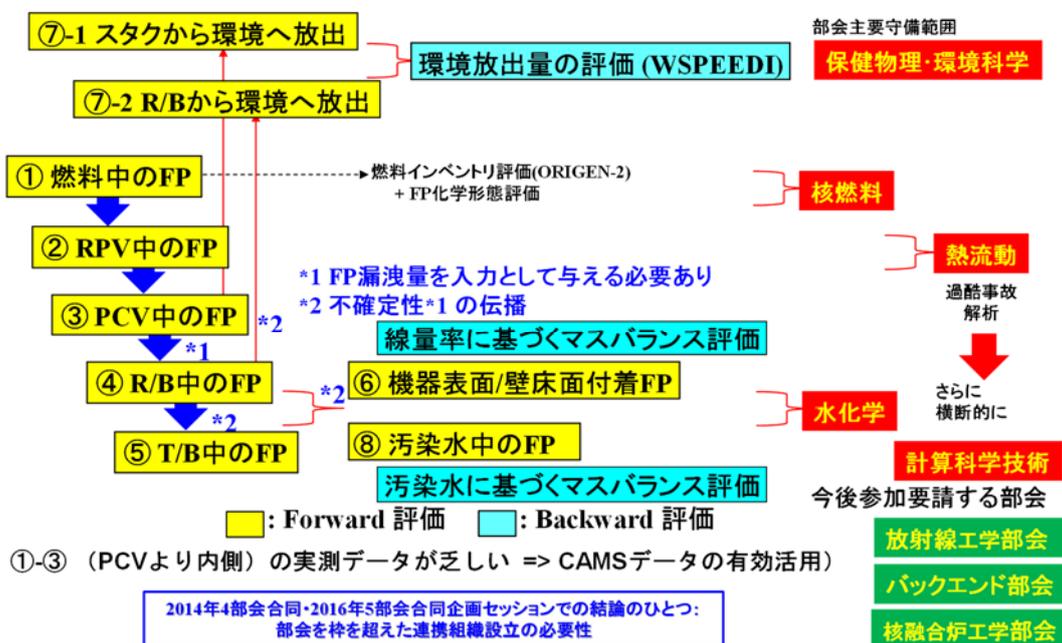


図 2 SA 時の FP 移行の主要プロセスと各部会の主要な守備範囲

このような状況認識の下、本研究専門委員会では本日の議論を踏まえ、今後の WG 活動を充実させ、福島廃炉推進と SA 解析精度向上の両輪の目標達成に向けて注力して行く所存である。

---

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation Nuclear System

## [2N\_PL] Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

---

[2N\_PL01] Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

\*Akira Yamaguchi<sup>1</sup> (1. Univ. of Tokyo)

[2N\_PL02] Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

\*Tatsuro Matsumura<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2N\_PL03] Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

\*Takao Ikeda<sup>1</sup> (1. JGC)

## 「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

## 将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

## (1) 分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

\*山口 彰<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

## (2) 将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

\*松村 達郎<sup>2</sup>

<sup>2</sup> 原子力機構

## (3) 放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

\*池田 孝夫<sup>3</sup>

<sup>3</sup> 日揮

## 1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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・研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

## 2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素(核種)に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、<sup>237</sup>Np(半減期: 214.4 万年)、<sup>241</sup>Am(半減

期：432.6年）、 $^{243}\text{Am}$ （半減期：7370年）、 $^{244}\text{Cm}$ （半減期：18.11年）といった MA 核種、ならびに  $^{99}\text{Tc}$ （半減期：21.11万年）、 $^{129}\text{I}$ （半減期：1570万年）、 $^{135}\text{Cs}$ （半減期：230万年）などの FP 核種が挙げられる。MA は核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA 核種を核分裂させることが考えられる。FP 核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

### 3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いた PUREX 法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA 分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生した HLW に含まれる MA を分離対象とする。MA のうち Np については、PUREX 法の分離条件の調整により U、Pu とともに回収することが可能であるので分離対象は Am と Cm である。溶液中で 3 価である Am と Cm は、FP として多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、RE との分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法による MA 分離技術の研究開発の歴史は長く、2000 年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)による SETFICS 法、および日本原子力研究所(当時)による 4 群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造(CHON 原則)を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、熔融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で熔融させた熔融塩、および Cd や Bi、Al などの比較的融点の金属を熔融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難な MA や RE の多くを、ハロゲン化物や金属(合金)の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

### 4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護(被ばく低減)の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考えられる。

### 5. まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

\*Akira Yamaguchi<sup>1</sup>, Tatsuro Matsumura<sup>2</sup>, Takao Ikeda<sup>3</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>JGC Corporation

## 「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

## 将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

## (1) 分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

\*山口 彰<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

## (2) 将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

\*松村 達郎<sup>2</sup>

<sup>2</sup> 原子力機構

## (3) 放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

\*池田 孝夫<sup>3</sup>

<sup>3</sup> 日揮

## 1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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・研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

## 2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素(核種)に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、<sup>237</sup>Np(半減期: 214.4 万年)、<sup>241</sup>Am(半減

期：432.6年）、 $^{243}\text{Am}$ （半減期：7370年）、 $^{244}\text{Cm}$ （半減期：18.11年）といったMA核種、ならびに $^{99}\text{Tc}$ （半減期：21.11万年）、 $^{129}\text{I}$ （半減期：1570万年）、 $^{135}\text{Cs}$ （半減期：230万年）などのFP核種が挙げられる。MAは核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA核種を核分裂させることが考えられる。FP核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

### 3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いたPUREX法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)のNp、AmおよびCm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生したHLWに含まれるMAを分離対象とする。MAのうちNpについては、PUREX法の分離条件の調整によりU、Puとともに回収することが可能であるので分離対象はAmとCmである。溶液中で3価であるAmとCmは、FPとして多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、REとの分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法によるMA分離技術の研究開発の歴史は長く、2000年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)によるSETFICS法、および日本原子力研究所(当時)による4群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造(CHON原則)を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、熔融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で熔融させた熔融塩、およびCdやBi、Alなどの比較的融点の金属を熔融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難なMAやREの多くを、ハロゲン化物や金属(合金)の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

### 4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護(被ばく低減)の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考えられる。

### 5. まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

\*Akira Yamaguchi<sup>1</sup>, Tatsuro Matsumura<sup>2</sup>, Takao Ikeda<sup>3</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>JGC Corporation

## 「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

## 将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

## (1) 分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

\*山口 彰<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

## (2) 将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

\*松村 達郎<sup>2</sup>

<sup>2</sup> 原子力機構

## (3) 放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

\*池田 孝夫<sup>3</sup>

<sup>3</sup> 日揮

## 1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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・研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

## 2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素(核種)に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、<sup>237</sup>Np(半減期: 214.4 万年)、<sup>241</sup>Am(半減

期：432.6年）、 $^{243}\text{Am}$ （半減期：7370年）、 $^{244}\text{Cm}$ （半減期：18.11年）といったMA核種、ならびに $^{99}\text{Tc}$ （半減期：21.11万年）、 $^{129}\text{I}$ （半減期：1570万年）、 $^{135}\text{Cs}$ （半減期：230万年）などのFP核種が挙げられる。MAは核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA核種を核分裂させることが考えられる。FP核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

### 3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いたPUREX法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)のNp、AmおよびCm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生したHLWに含まれるMAを分離対象とする。MAのうちNpについては、PUREX法の分離条件の調整によりU、Puとともに回収することが可能であるので分離対象はAmとCmである。溶液中で3価であるAmとCmは、FPとして多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、REとの分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法によるMA分離技術の研究開発の歴史は長く、2000年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)によるSETFICS法、および日本原子力研究所(当時)による4群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造(CHON原則)を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、熔融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で熔融させた熔融塩、およびCdやBi、Alなどの比較的融点の金属を熔融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難なMAやREの多くを、ハロゲン化物や金属(合金)の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

### 4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護(被ばく低減)の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考えられる。

### 5. まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

\*Akira Yamaguchi<sup>1</sup>, Tatsuro Matsumura<sup>2</sup>, Takao Ikeda<sup>3</sup>

<sup>1</sup>The University of Tokyo, <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>3</sup>JGC Corporation

---

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

## [2O\_PL] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

Chair: Masahiro Hamamoto (HGNE)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

---

### [2O\_PL01] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

\*Yuji Kuroda<sup>1</sup> (1. JEPIC)

## 海外情報連絡会セッション

## 世界の電力市場と原子力の動向

## World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

\*黒田 雄二

(一社) 海外電力調査会

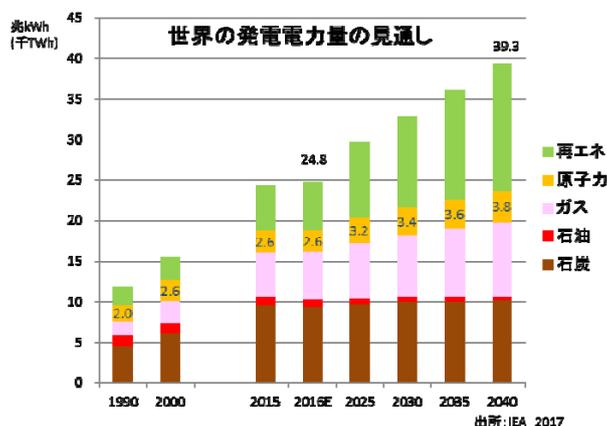
## 1. はじめに

世界では、欧米を中心に 1990 年代から電力自由化（小売全面自由化）が始まり、日本では、2016 年 4 月から自由化が開始されました。大規模な投資を必要とする原子力発電は、電力自由化の影響は大きく、自由化国においては原子力発電の新設計画は停滞気味です。一方、非自由化国においては、中国、インドなど新設に向けた動きは活発で、世界全体の原子力発電は今後も増加する見通しにあります。

今回は、このような世界各国の原子力情勢について、電力市場の現状と自由化国と非自由化国に分けて原子力への対応状況について説明します。

## 2. 世界のエネルギー情勢

- 世界エネルギー機関（IEA）によると、2016 年から 2040 年の間に、世界の一次エネルギー需要は 28%増加の見込み。この中で、原子力発電電力量は 47%増加の見込み。
- 世界の原子力発電設備は、2016 年末現在の 413GW から 516GW へと 25%増加の見通し。
- この増加の大半は、中国、インド、ロシア。



## 3. 競争環境下における原子力事業

- GDP 上位 20 カ国で電力自由化している国は、EU の 6 カ国と日本の 7 カ国。これらの国は、いずれも新規建設が停滞気味。建設が多い国は非自由化国。
- 原子力は、電力自由化（競争市場）の中で、他の電源に比べリスクを持つ。
- 原子力の電力市場におけるリスクは、建設投資リスク、市場競争リスク、政治規制リスク、バックエンドリスク、事故リスクの 5 つ。

リスク	内容
① 建設投資リスク	● 数千億円(1基)もの莫大な投資 ● 数十年の長期にわたり回収
② 市場競争リスク	● 市場に合わせて出力を増減させるような、柔軟な運転は不可
③ 政治・規制リスク	● 政治・国民感情に影響を受けやすい (ex. ドイツ、韓国、台湾) ● 安全規制に大きく影響される。(TMI、フェル)
④ バックエンドリスク	● 再処理、廃止措置、最終処分など未完結 ● 事業に係る費用が巨額でかつ不透明
⑤ 事故リスク	● 大事故により10兆円規模の損害が発生 ● 事業者が負うべき賠償限度が不明確

## 4. 電力自由化国の原子力動向

## 4-1 米国の状況

- 米国は 2005 年、原子力発電所新設支援策を導入。債務保証、発電税控除など。
- しかし、その後のガス価格低下（シェールガス）により、新設計画減速。
- さらに近年では、一部の運転中発電所も経済的に厳しい状況に。
- このため米国の当該州では、市場における原子力支援策を導入。

## 4-2 英国の状況

- 英国は 2008 年、政策を転換し、原子力推進を明確化。
- 2020 年代での発電所建設に向け支援策を導入。国家政策声明、包括的設計審査、FIT-CfD 等

- 現在 EDF エナジー等 3 社が 6 地点で、新設計画を進める。

4-3 フランスの状況

- 2012 年に減原子力政策(2025 年に原子力比 50% へ)を採用。
- しかし、2017 年、目標時期(2025 年)を遅らせること表明。

5. 電力非自由化国の動向

5-1 ロシアの状況

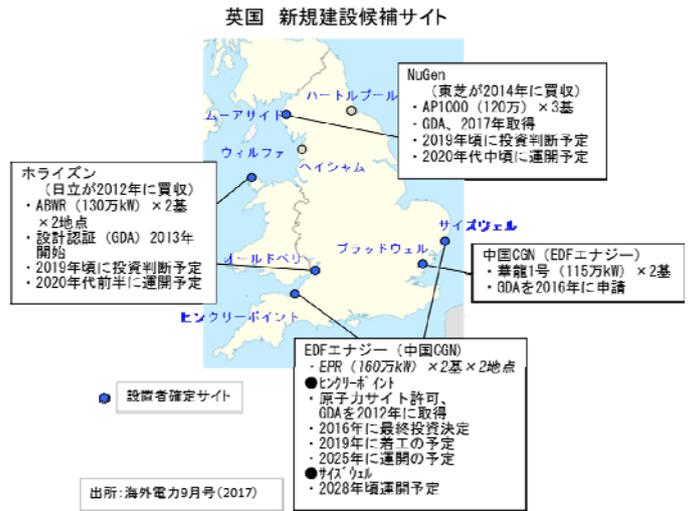
- 世界で最も原子力の海外進出に対し積極的な国。
- 建設中、計画中の原子炉の基数、国内よりも海外の方が多い。

5-2 インドの状況

- 2005 年から、積極的な原子力輸入国へ。
- 米国(日本)、フランス、ロシアと輸入を交渉中。
- サイト 5 カ所に各 6 基、建設する計画。

5-3 中国の状況

- 現在建設中原子炉基数 24 基で世界最多。
- 2020 年に、運転中 58GW、建設中 30GW の計画。
- 6 つの第 3 世代炉型の内、3 つ (AP1000、EPR、華龍 1 号) の初号機は中国で運転予定。



供給国	メーカー	炉型名	炉型	出力 万kW	開発基数		建設中	輸入国	
					運転	計画		建設中	計画
日本	三菱	APWR	PWR	150	0	0		(日本)	
U・米	東芝・WH	AP1000	PWR	110	8	14	中国、韓国	中国、韓国	
	日立・GE (東芝)	ABWR	BWR	140	4	3	日本、(台湾)	中国、インド、(日本)	
日・仏	日立・三菱	ATMEA1	PWR	110	0	4		トルコ	
フランス	アレバ	EPR	PWR	160	4	4	中国、マダガスカル、アラブ首長国連邦	中国、インド	
ロシア	ROSATOM	VVER1200	PWR	20	1	7	26	ロシア、ベネズエラ、ウズベキスタン、インドネシア、パキスタン、エジプト、ウクライナ	ウズベキスタン、インドネシア、パキスタン、エジプト、ウクライナ
韓国	KB&N	APR1400	PWR	140	1	7	14	韓国、UAE	(韓国)
中国	国産電機	CAP1400	PWR	140	0	2		中国	
	CGN CNNC	華龍1号	PWR	115	0	3		中国、ベネズエラ	中国、トルコ

出所: 原産協会「世界の原子力発電 開発の動向」2017など

6. まとめ

世界では原子力発電は今後も増えていく見通しです。しかし、電力自由化国では、原子力発電所の新設は難しくなり、米国では運転中の発電所も一部厳しい状況となっています。

このため、日本においても海外で実施されているような以下の対策の検討が必要と考えられます。

- ①原子力継続への国としての政策の明確化と国民的理解の促進
- ②新規建設に向けた、債務保証、発電税減税、英国の FIT-CfD 制度のような固定価格による長期収入確保等
- ③CO2 排出なしの環境性や供給・系統運用における信頼度などの価値が評価できる市場環境の整備
- ④安全確保を前提とした、審査期間の短縮、発電所の運転効率化などに資する規制の合理化
- ⑤バックエンド事業、事故対応などにおける、発電事業者の負担限界の明確化や国としての関与の強化

一方、世界における電力非自由化国であるロシア、インド、中国等では今後も積極的に原子力を建設するとともに、海外の新規導入国へ輸出していくものと見られます。日本は、これらの国と競争していくべく、国内発電所の早期再起動とともに海外展開の体制強化が必要と考えられます。

\*Yuji Kuroda

Japan Electric Power Information Center, INC..