

Wed. Sep 11, 2019**Room B**

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

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair: Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bldg. 1F C12)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboratory Projects

*Takeshi Semba¹ (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*Masato Kobayashi¹ (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI

*Ryuta Hataya¹, Yasuharu Tanaka², Takuma Hasegawa³ (1. CRIEPI, 2. CRIEPI, 3. CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future

*Kiyoshi Fujisaki¹ (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bldg. 2F C22)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms

*Mitsuhiro Kajimoto¹ (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms

*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

Room I

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

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for

International Safeguards

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safeguards on future reactors and nuclear fuel cycle

*Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair: Akito Oizumi (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bldg. 2F D22)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development

*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview

*Kazuaki Kito¹, Yoshitaka Kimura², Kazuhito Asano³ (1. Hitachi-GE, 2. MHI, 3. TOSHIBA ESS)

Room K

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

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bldg. 2F E21)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*Kotaro Nakada¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*Yoshiro Kudo¹ (1. TEPCO HD)

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*Koichi Sada¹ (1. CRIEPI)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments

*Tsukasa Aso¹ (1. Univ. of Toyama)

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*Kazami Yamamoto¹ (1. JAEA)

[1M_PL03] Muon accelerator

*Haruo Miyadera¹ (1. TOSHIBA ESS)

Room N

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

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

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*Kazuhisa Fujita¹ (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments

*Hironori Ohba¹ (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*Koji Tamura¹ (1. QST)

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair:Yu Maruyama(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters

*Tomoaki Yoshida¹ (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation

*Takashi Takata¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source

Term Analysis

*Xiaoyu Zheng¹ (1. JAEA)

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair: Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bldg. 1F C12)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboratory Projects

*Takeshi Semba¹ (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*Masato Kobayashi¹ (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI

*Ryuta Hataya¹, Yasuharu Tanaka², Takuma Hasegawa³ (1. CRIEPI, 2. CRIEPI, 3. CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future

*Kiyoshi Fujisaki¹ (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(1) 原子力機構における深地層の研究施設計画の成果の概要

(1) Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboratory Projects

*仙波 毅¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）は、地元自治体と協定等を締結し、北海道・幌延町の「幌延深地層研究計画」（以下、「幌延計画」）と岐阜県・瑞浪市の「超深地層研究所計画」（以下、「瑞浪計画」）の2つの深地層の研究施設計画（以下、「URL計画」）を進めている。我が国の地層処分事業とその安全規制の両面を支えるため、幌延深地層研究計画では堆積岩を、超深地層研究所計画では結晶質岩をそれぞれ対象とし、地層処分事業の段階的な進展に先行して、第1段階：地上からの調査研究段階、第2段階：坑道掘削時の調査研究段階、第3段階：地下施設での調査研究段階と段階的に研究開発を進めている。本報告では、URL計画の成果の概要を示す。

2. URL計画の成果の概要

URL計画では、第1段階から第2段階にかけて、地上からの調査・解析・評価手法の妥当性や、研究坑道の施工・維持・管理に関わる工学技術の有効性を確認した^{1),2),3),4),5),6)}。原子力機構は、2013年に「日本原子力研究開発機構の改革計画自己改革―「新生」へのみち―」を策定し、この自己改革の一環として、URL計画で行う研究課題としてそれぞれ3つの必須の課題を設定した⁷⁾。現在、研究開発の第3段階として、これらの課題に取り組んでいる。これまでに得られた成果としては、例えば、幌延計画においては、突発湧水の発生の原因となり得る粘土質せん断帯の事前予測において、鉱物中の包有物に着目した手法が有効であること⁸⁾や、瑞浪計画においては、坑道閉鎖後の物質の閉じ込め能力を実際の坑道を用いて示したこと⁹⁾等があげられる。研究開発を進めるにあたり、原子力環境整備促進・資金管理センターとの地下環境での人工バリアの搬送定置・回収技術に関する研究（幌延計画）や、電力中央研究所との物質移動に関する調査・評価技術の開発（瑞浪計画）等、研究機関や大学等との共同研究を進めている。また、国民との相互理解の促進の活動として、定期的に施設見学会を開催する等、地下研究坑道を積極的に公開している。2019年3月までの入坑者数は、幌延の施設が延べ約11,000人、東濃の施設が延べ約21,000人である。

2-3. おわりに

原子力機構は、地層処分事業や安全規制に具体的に役立つよう、これらの成果を適切に取りまとめ、発信していく。

参考文献

1) 三枝ほか (2007), JAEA-Research 2007-043.; 2) 野原ほか (2016), JAEA-Research 2015-026.; 3) 太田ほか (2007), JAEA-Research 2007-044.; 4) 藤田ほか (2007), JAEA-Research 2007-045.; 5) 佐藤ほか (2017), JAEA-Research 2016-025.; 6) 濱ほか(2015), JAEA-Research 2015-007.; 7) 日本原子力研究開発機構 (2013), “日本原子力研究開発機構の改革計画に基づく「地層処分技術に関する研究開発」報告書―今後の研究課題について―”; 8) Ishii, E. and Furusawa, A., Engineering (2017), Geology, 228, 158-166.; 9) Iwatsuki, T. et al. (2017), Applied Geochemistry, 82, 134-145.

*Takeshi Semba¹¹Japan Atomic Energy Agency

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(2) 原環センターにおける深地層の研究施設を活用した研究開発について

(2) Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*小林 正人¹¹原子力環境整備促進・資金管理センター

〇はじめに

原環センターでは高レベル放射性廃棄物の地層処分について、特に工学的観点から人工バリアの製作・施工技術の整備、品質管理技術の検討に取り組んできた。人工バリアの製作・施工技術については、要素試験から実規模の装置による実証的な検討まで段階的な技術整備を通して、我が国の地層処分事業に適用可能な技術としての実現性を確認しつつ技術オプションの整備を進めている。人工バリアの品質管理技術の検討例としては、定置後の処分環境における炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食挙動、緩衝材の再冠水時の浸潤挙動・流出挙動などを対象とした。これらの検討を実際の地下環境での試験や試験環境が制御できる室内試験によって行うことにより、前述の製作・施工技術として整備した技術が長期の安全性を確保するうえで期待される機能を満足することを示すための知見を拡充してきた。地層処分事業に対する信頼感をさらに高めていくには、実際の地下環境条件における技術的实现性の提示、人工バリア材料等の挙動評価技術の有効性の提示などの工学的な観点からの取組を着実に進めていく必要がある。また、2015年5月に改定された「高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」で示された回収可能性を担保するための技術の整備も事業や施策への信頼感の醸成に向けた重要な課題である。

〇深地層の研究施設における試験の概要

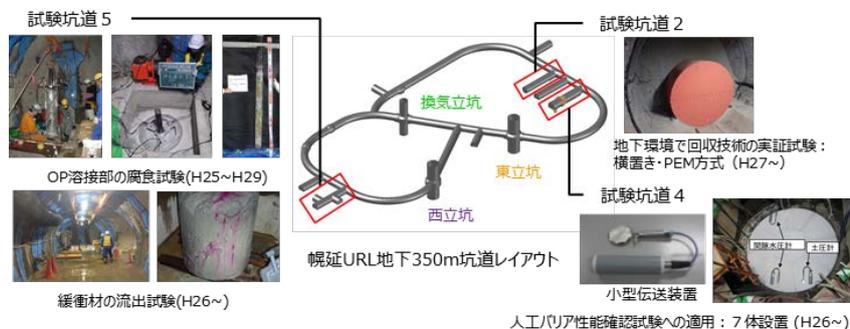
これらの技術開発課題について、原環センターは日本原子力研究開発機構幌延深地層研究センターとの共同研究契約等により、地下350mの試験坑道を活用した調査研究計画を策定し取り組んできた。

人工バリア等の健全性評価及び無線計測技術の適用性に関する研究¹⁾

地下350mの試験坑道5において、原位置の実地下水を使用した炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食試験や緩衝材の流出試験を実施し、これまでに室内試験で得られた知見等の妥当性を検証するとともに、実環境で実際に起こる挙動の把握を行った。同深度の試験坑道4で実施中の人工バリア性能確認試験では、ケーブルが不要な無線伝送技術による計測技術の実証試験を実施している。

搬送定置・回収技術の実証的検討に関する研究²⁾

処分坑道横置き・PEM*方式を対象とした回収技術については、地下350mの試験坑道2を活用した実規模の実証試験を実施している。同試験では、一連の定置作業の逆動線による回収作業を念頭に置き、PEM坑道間ヘスクリー方式／吹付け方式による隙間充填材の施工試験、機械的方式／流体的方式による隙間充填材の除去試験、狭隘な空間にも適用可能なエアベアリング方式の定置装置によるPEMの回収試験を実施中である。*PEM: Prefabricated Engineered barrier system Module



本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「処分システム工学確証技術開発（平成25年度～平成29年度）」、「可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発（平成27年度～平成30年度）」の成果の一部である。

参考文献

1) 原環センター、平成25年度～29年度 処分システム工学確証技術開発 報告書、2014～2018。

2) 原環センター、平成27年度～30年度 可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発 報告書、2016～2019。

*Masato Kobayashi¹¹Radioactive Waste Management Funding and Research Center

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(1) 電中研における深地層の研究施設を活用した研究開発について

(1) Research and development at underground research laboratories by CRIEPI

*幡谷 竜太¹, 田中 靖治¹, 長谷川 琢磨¹¹電力中央研究所

1. はじめに

一般財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」）では、2002年度より、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）との共同研究として、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センターおよびそれらの周辺において、地下水流動、物質移行などの研究を展開してきた。本発表では、これらのうちの主なものについて紹介するとともに、深地層の研究施設を活用した研究開発の意義について触れたい。

2. 地下水年代

当所では、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センター周辺において地下水年代（滞留時間）の研究を継続的に実施している。

瑞浪超深地層研究所は広域的な地下水流動では流出域に位置しているが、¹⁴Cの前処理がうまくいかない（沈殿ができない）、⁴Heの原位置生成とフラックスの分離ができないなどの技術的な理由により、地下水年代が推定できていなかった¹⁾。しかし、地下坑道からの採水では、品質の良いサンプルを比較的簡単に採取する事ができ、採取方法や前処理方法²⁾を変更し、地下水年代を繰り返し試行することにより、¹⁴C、⁴He、希ガス温度計などの測定精度向上を図ることができた。この結果、研究所周辺の地下水は氷期（約2万年前）に涵養した地下水であると推定できた。現在は、更なる精度向上・確証を目指して、データを蓄積している。

幌延深地層研究センターでは、瑞浪超深地層研究所に比べて地下水の流れが遅く、³Hなどを含む新しい地下水の流入は確認できていない。立坑周辺では、非常に古い地下水（化石海水）が滞留している可能性が示唆された³⁾。一方、地層境界などの高透水部では、降水の混合が進んでいる傾向がみられた。これらのことと、Cl濃度や水素・酸素同位体比の分布は非常に緩やかに変化することから、移流ではなく拡散が支配的ではないかと考えられた。この降水の輸送形態や地下水年代を調査するために、現在、拡散により分離する物質（Clと δD ）や $\delta^{37}Cl$ の分別に基づく評価⁴⁾や、新しいトレーサーを用いた地下水年代測定を実施している。

3. 物質移行

岩盤の物質移行特性を評価するためには、原位置でのトレーサー試験が極めて有効であると考えられ、当所では、原位置トレーサー試験のための試験装置と、試験結果から岩盤の物質移行特性を推定する手法の開発を進めてきた。そして、それらの装置・手法の有効性を実証するため、瑞浪超深地層研究所において原位置トレーサー試験を実施した⁵⁾。トレーサー試験に先立ち、試験場にボーリング孔を複数本掘削し、従来手法による地質・地下水調査を実施し、孔間距離数mに広がる単一の水みち割れ目を試験対象として選定した。トレーサー試験では、非吸着性物質である重水素とウラニウム、吸着性物質であるRbとBaをトレーサーとして使用した。トレーサー試験の結果、吸着性物質が非吸着性物質に比べて遅れて回収されることが確認された。また、非吸着性トレーサーの回収濃度からは試験対象割れ目の開口幅と分散長を、収

*Ryuta Hataya¹, Yasuharu Tanaka¹ and Takuma Hasegawa¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry.

着性トレーサーの濃度からは割れ目周辺のマトリクスに対する分配係数を、それぞれ推定できた。今年度は、多数の水みち割れ目のネットワークを対象とした、より長い孔間距離での原位置トレーサー試験を実施している。

4. 掘削影響

掘削影響領域では、地圧や岩盤の強度との関係による岩盤の損傷（掘削損傷領域）、間隙水圧の低下や脱ガスの影響などによる水飽和度の低下（不飽和領域）、坑道周辺の地圧分布の変化（応力再配分領域）など、岩盤に様々な変化が生じると考えられている。これらは、放射性核種の移行挙動に影響する可能性がある。そこで、JAEA と共同で、幌延深地層研究センターにおける地下坑道掘削に伴う掘削影響領域の調査を 2008 年より実施している^{6,7)}。

これまでに、坑道掘削に伴い、坑壁の周辺において割れ目の形成や弾性波速度、比抵抗の変化等が捉えられた。また、掘削影響の深度による違いも見られた。掘削損傷領域の範囲（坑壁からの距離）は、GL-140 m で最大約 0.45 m、GL-250 m で最大約 1 m と推察され、後者がより割れ目が進展していると推察された。一方、不飽和領域の範囲は、140 m では坑壁から 1 m 以内、250 m 坑道では不飽和領域はほとんど形成されていないと推察された。今後、岩盤の力学特性や化学特性、透水特性に関する深度による違いを詳細に検討することで、両深度の掘削影響領域において生じた物理変化の要因を明らかにしていきたい。

5. おわりに

深地層の研究施設では、ボーリング調査では得られない試料やデータを取得することができる。欧米の楯状地（非常に古い地層）などと比べ割れ目の分布密度が比較的高い岩盤、比較的新しい堆積軟岩、といった我が国に特徴的な地層を地表の影響（風化など）が少ない状態で直接観察できる点は、深地層の研究施設の大きなメリットである。また、封圧採水や掘削水の除去は地表からのボーリング調査では多大な労力を要するが、深地層の研究施設では相対的に容易であり、溶存ガスなどの地化学特性の品質の良いデータを提供してくれている。さらに、掘削影響領域に関する調査では、深部の坑道周りの岩盤の経時変化についても 10 年以上にわたって調べてきたが、地層処分の深度相当の地質環境の経時変化を容易に捉えられるという点でも施設の意義は大きい。これらのメリットは、地質環境特性の調査・評価技術にとって、決定的に重要である。一方で、具体的には坑道間で、あるいは、坑道と地表間でなど、地表とは異なる条件下で、物理探査やトレーサー試験の深化といった調査・評価技術の開発にも期待がかかる。

謝辞

本稿で紹介した地下水年代と物質移行の研究は、経済産業省「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る技術開発事業（岩盤中地下水移行評価確証技術開発）」、同「高レベル放射性廃棄物等の地層処分技術に関する調査等事業（岩盤中地下水流動評価技術高度化開発）」の一環である。また、掘削影響の研究は、日本原子力研究開発機構と共同で実施したものの一部である。関係者の方々に謝意を表す。

引用文献

- 1) Hasegawa *et al.*, 2016, *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 192, 279-294.
- 2) Nakata. *et al.*, 2016, *Radiocarbon*, 58, 491-503.
- 3) Nakata. *et al.*, 2018, *Geofluids*, vol. 2018, Article ID 7823195, 21 pages, 2018. doi:10.1155/2018/7823195.
- 4) Hasegawa *et al.*, 2018, *Chemical Geology*, 483, 247-253.
- 5) 田中ほか、2018、日本地下水学会 2018 年秋季講演会講演予稿、150-153.
- 6) 窪田ほか、2017a、電力中央研究所報告、N17005.
- 7) 窪田ほか、2017b、電力中央研究所報告、N17006.

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(4) 海外施設での共同研究例と今後への期待

(4) Overview of International Cooperation at Foreign URL and Its Future Development

*藤崎 淳¹¹原子力発電環境整備機構

1. はじめに

原子力発電環境整備機構（以下、「NUMO」）は、地層処分の実施主体として、

- ① 技術課題に関わる技術力の獲得
- ② 研究インフラを伴う包括的な人材育成
- ③ プロジェクト管理技術の強化
- ④ 国際貢献

といった様々な目的から国際共同研究を積極的に進めており、表-1にNUMOが参加している国際共同研究およびプロジェクトとその目的を示す。特に地下研究施設を利用したプロジェクトは、地層処分場を設置するような実際の地下深部の条件で現象の理解やモデル・データの開発、工学技術の実証という観点で重要な場と位置づけている。

表-1 NUMOが参加する国際共同研究／プロジェクトと目的

国際共同研究／プロジェクト		目的*
NWMO 共同研究（銅コーティングオーバーパック）		①
LBNL 共同研究（断層の水理／力学的挙動）		①, ②, ④
Nagra 共同研究（地下水調査手法整備）		①, ③, ④
グリムゼル試験場（Nagra） における国際共同研究 （GTS Phase VI）	CFM（コロイド生成・核種移行試験）	①, ②
	CIM（長期変質セメント中の移行試験）	①, ②
	LTD（長期拡散試験）	①, ②
	MaCoTe（金属材料腐食試験）	①, ②
エスボ岩盤研究所（SKB） における国際共同研究	横置き定置概念 KBS-3Hの実規模実証試験（解体）	①, ②, ③
	人工バリアタスクフォース	①, ④
OECD/NEA 国際プロジェクト	EGOS（操業安全性に関する検討）	①, ④
	Clay Club（堆積岩に関する検討）	④
	Crystalline Club（結晶質岩に関する検討）	③, ④
	FEP Database（国際FEPデータベース整備）	④
国際共同プロジェクト（ボーリング孔閉塞技術）		①, ④
国際共同プロジェクト BIOPROTA（生活圏モデル・データに関する検討）		①, ④
国際共同プロジェクト NAWG（ナチュラルアナログに関する検討）		①, ④

※本文中の番号に対応

*Kiyoshi Fujisaki¹¹Nuclear Waste Management Organization of Japan

地層処分場の閉鎖後長期の安全性の評価においては、処分場で生起する現象に関する知識や数理モデルを用いて処分場の状態変遷を考慮してシナリオを記述し、シナリオに対応した核種移行プロセスのモデル数値解析を行う。事業期間を通じて安全性の評価の信頼性を確保し、より高めていくために、現象に関する知識の蓄積や数理モデルの妥当性を絶えず確認していくことが重要である。このことから、室内試験および原位置試験における実測データの取得や、実測データとモデル計算の結果との比較・評価を行うための「場」が必要であり、その一つとして、NUMOはスイス放射性廃棄物管理組合（以下、「Nagra」）のグリムゼル試験場（以下、「GTS」）における国際共同プロジェクト（以下、「GTS Phase VI」）¹⁾に2016年度から参加している。GTS Phase VIには、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）と共同で参加しており、原位置における試験データの取得・評価に協働して取り組むことによって、これまで研究開発機関としてGTS Phase VIにも参加していたJAEAに蓄積されている知識や経験をNUMOへ円滑に移転することを併せて志向している。

2. GTS Phase VIの概要とNUMOが参加しているプロジェクト

GTSはスイスアルプスの結晶質岩中に位置し、1984年からNagraが運営している。特筆すべき特徴として、試験場内の放射線管理区域（IAEA Level B/C）としている坑道で放射性トレーサーを用いた試験の実施が可能であることがあげられる。GTS Phase VIでは、現在12ヶ国から20を超える機関が参加し、10件の国際共同研究プロジェクトが進行中である²⁾³⁾。NUMOはこれらの国際共同研究プロジェクトのうち、CFM (Colloid Formation and Migration)、CIM (Carbon Iodine Migration)、LTD (Long Term Diffusion)、MaCoTe (Material Corrosion Test)の4件に参加している。以下にこれらのプロジェクトにおける試験の概要を示す。

○**CFM (Colloid Formation and Migration)**: 人工バリアからのベントナイトコロイドの生成挙動と母岩の割れ目における移流による核種移行への影響の理解を目的として、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-1参照）。

○**CIM (Carbon Iodine Migration)**: セメント系材料中のC-14とI-129の移行遅延特性の理解を目的とし、セメント系材料で埋め戻した過去の別プロジェクトで用いられたボーリング孔（セメント系材料の材令14年）で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-2参照）。

○**LTD (Long Term Diffusion)**: 拡散による母岩中の核種移行挙動の理解を目的とし、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-3参照）。

○**MaCoTe (Material Corrosion Test)**: 嫌気性環境下における圧縮ベントナイト中での炭素鋼、ステンレス鋼および銅の腐食速度の確認、ベントナイト緩衝材による微生物活動の阻害および微生物による腐食への影響に関する情報の取得を目的として、圧縮ベントナイト中に金属片を埋設した試料を坑道から掘削したボーリング孔内に設置し腐食試験を行う（図-4参照）。

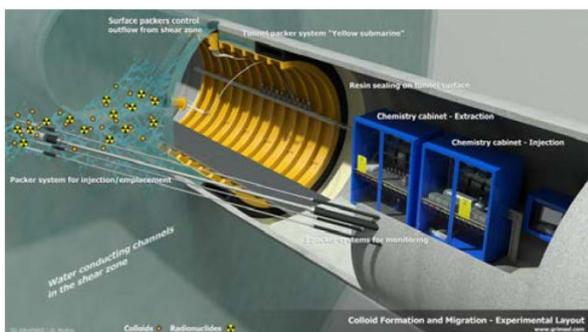


図-1 CFMにおける原位置試験の概念図（坑道径：3.5 m）¹⁾

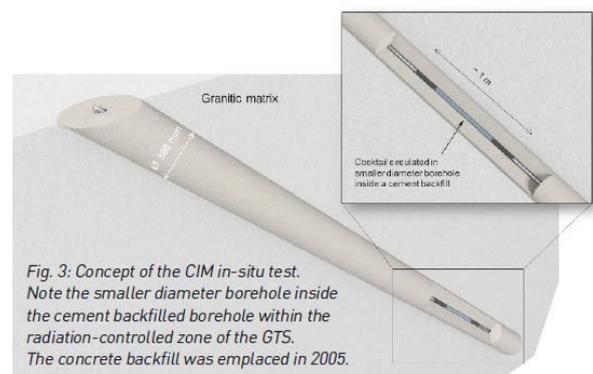


図-2 CIMにおける原位置試験の概念図³⁾

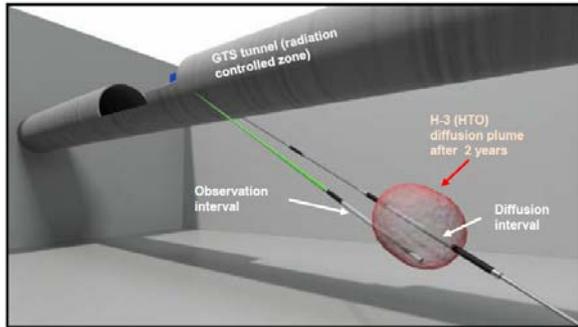


図-3 LTD における原位置試験の概念図¹⁾



図-4 MaCoTe における原位置試験の概念図¹⁾

右：モジュール内のペントナイト中に試験片を設置した状態
左：モジュールをボーリング孔に設置した状態

3. 地下研究施設への期待

NUMO は包括的技術報告書(レビュー版)⁴⁾において、これまでに蓄積されてきた科学的知見や技術を統合し、地層処分の実施主体として、わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明するとともに、技術的信頼性をさらに高めるために今後取り組むべき課題について示している。地層処分事業に対するステークホルダーの信頼をより強いものとしていくためには、引き続きこうした課題に取り組み、サイトが特定された場合に、深部地質環境条件を含むサイトの環境条件の調査・評価やその条件に適した処分場を設計し、建設・操業・閉鎖を行うための技術の実証を進めるとともに、安全性の評価のための技術的信頼性を向上させていくことが重要である。こうした技術開発への取り組み、また、必要となる人材の育成、プロジェクト管理技術の強化、日本の国際貢献の場として、地下研究施設には地層処分事業を支援する有効なインフラとして機能することが期待される。

参考文献

- 1) Vomvoris et al., 2015, NAGRA'S ACTIVITIES AT THE GRIMSEL TEST SITE AND THE MONT TERRI PROJECT: UPDATE AND OUTLOOK, Proc. IHLRWM 2015.
- 2) Nagra, 2019, Annual report 2018.
- 3) Nagra, 2019, GRIMSEL TEST SITE(GTS) NEWS LETTER, APRIL 2019 YEAR 01, VOL.1.
- 4) 原子力発電環境整備機構, 2018, 包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－ レビュー版, NUMO-TR-18-03.

(Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL05] Discussion

我が国における深地層の研究施設計画は、原子力機構の東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターにおいて、それぞれ平成8年、平成13年から開始され、現在、地下の坑道を利用した調査研究が行われている。また、NUMOは海外の施設を利用した国際共同研究に参加しており、その成果も着実にあげてきている。一方で、原子力機構の平成31年度の計画によれば、瑞浪超深地層研究所については、坑道の埋め戻しに着手することとされるなど、今後、地下研究施設を用いた研究開発環境の変化が予想される。

このような状況を踏まえ、現在までに、我が国の深地層の研究施設において得られた成果や果たしてきた役割を改めて確認するとともに、国内外の地下研究施設での研究開発事例なども参照しながら、今後の深地層研究の在り方について、バックエンド部会の立場から幅広く議論を行う。

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bldg. 2F C22)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms

*Mitsuhiro Kajimoto¹ (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms

*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み

Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Development

(1) 過酷事故解析とソースターム

(1) Analysis of Accident Progressions and Source Terms for Severe Accident Conditions

*梶本光廣¹, 星 陽崇¹¹原子力規制庁

1. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所の1号から3号までが炉心損傷に至り、多量の放射性物質が原子炉施設から放出されるという、重大な事故が発生した（以後、「福島原子力発電所事故」）。このような重大事故時の放射性物質挙動については、1979年に発生したTMI-2事故²⁾以後、シビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価（PRA）の研究の相互補完によって、多くの知見が蓄積されてきた。この領域でいう「ソースターム」とは、放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間等を総称のことである。放出先が「大気中」の場合が一般的であるが、「格納容器」等の場合もある³⁾。

本稿では、重大事故に至る種々の事故シーケンスのソースターム評価及び安全性評価等への適用の現状並びに今後の課題についてふれる。

2. ソースターム評価に関する研究

2-1. シビアアクシデント時の放射性物質挙動に関する研究

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に Figure 1. に示す^{4,5)}。事故時に燃料から放出されたエアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系内で沈着すると共に、一部は破断口や逃し安全弁を経由して、格納容器系へ移行する。格納容器内では、沈降及び凝縮等の自然沈着、格納容器スプレイ及び圧力抑制プールなどの工学的安全設備によって雰囲気中から除去される。ソースタームの検討において、事故時の放射性物質挙動の把握が重要である。これらの解析モデルの多くは1970年代から1990年代半ばまでに実施された試験の結果を利用して検証された。

(1) 自然沈着及び工学的安全設備による除去

事故後、事故緩和系の機能喪失や運転員による復旧操作に失敗すると、炉心損傷に至る。炉心損傷後の早期には、燃料から Kr-Xe、I、Cs などが放出される。難揮発性の Sr 等は、炉心温度がかなり高温になるまで燃料内に留まる。このように、事故の進展に伴って雰囲気中の放射性物質の組成が変化するなかで、大部分はエアロゾル化して構造物表面に沈着する。

気体状放射性物質は、構造物又はエアロゾル表面で蒸気圧に応じて凝縮・蒸発したり、構造物表面に吸着する。エアロゾル状放射性物質は、拡散、熱泳動、拡散泳動、重力沈降、慣性衝突等によって構造物表面に沈着する。その際、沈着速度は粒子径に依存する。

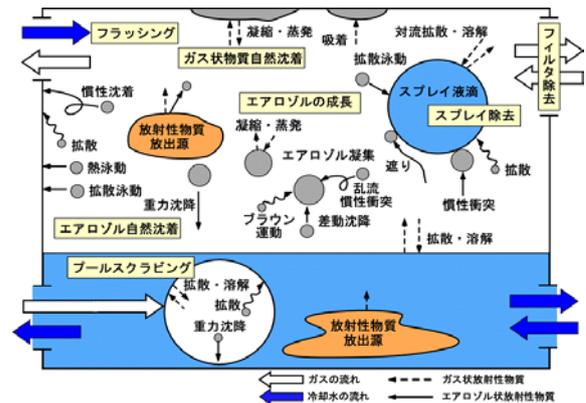


Figure 1. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions (ref. 4, 5)

*Mitsuhiro Kajimoto¹, Harutaka Hoshi¹

¹Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

PWRの加圧器逃しタンク、蒸気発生器及びBWRの圧力抑制プールでは、プール・スクラビングによる気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。また、格納容器スプレイが作動する状況であれば、格納容器に浮遊する気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。

(2)事故晩期の放射性物質挙動

事故緩和系の作動や運転員の回復操作にもすべて失敗すると、溶融した燃料・構造物の一部は原子炉（圧力）容器を貫通して、格納容器内に移動する。このような事態に至ると、a)格納容器内に流出した燃料からの放射性物質放出に加えて、b)原子炉冷却系の構造物に沈着した放射性物質が蒸発して原子炉（圧力）容器の破損口から格納容器雰囲気中に放出される³⁾。

シビアアクシデント条件下での放射性物質挙動において、エアロゾル状の放射性物質の解析の基盤はかなり確立されてきた。しかしながら、化学反応による化学形態の変化や揮発性化合物の形成など、解析上で不確かさが大きな現象の解析モデル及び検証のためのデータの蓄積が重要である。

2-2. 確率論的リスク評価（PRA）に関する研究

1990年代の初めには、シビアアクシデント研究と確率論的リスク評価の研究の成果とが相互補完できるようになり、事故シーケンスグループの検討が飛躍的に進んだ⁵⁾。これらの成果は、日本原子力学会のPRA実施基準にも反映されている。

(1) 事故シーケンスグループのソースターム

BWR-5 Mark-II 原子炉施設のソースタームの解析結果を Figure 2. に示す。横軸は炉心損傷開始から格納容器過圧破損に至るまでの時間である。縦軸は、それぞれの事故シーケンスの大気中への放出割合を示している。なお、格納容器の破損箇所を、ドライウェル、圧力抑制プール気相部及び圧力抑制プール液相部とした場合の解析結果を、まとめて示している。

高圧系及び低圧系による炉心注水が失敗すると早期に炉心損傷に至る（高圧・低圧注水失敗、高圧・減圧失敗）。その後、事故緩和系の復旧操作等が失敗すると、原子炉圧力容器破損、格納容器破損に至る。

全交流電源喪失では、非常用バッテリーが有効な期間までは、蒸気駆動の隔離時冷却系によって炉心に注水可能である。このため、炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が高圧・低圧注水失敗と比べて短い。

崩壊熱除去機能喪失や原子炉未臨界確保失敗では、格納容器が破損した後に炉心損傷に至る。このため炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が、便宜上で負値になっている。

(2) ソースタームの特徴

Fig. 2 において破線丸印を付しているのは、圧力抑制プール気相部が破損した場合のソースタームである。この場合は、大気中へ放出されるまでに圧力抑制プールでのプール・スクラビングによって放射性物質が除去されるため、他の破損箇所と比べて、ソースタームが小さい。ただし、圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数（DF）をみると、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループでは、圧力抑制プ

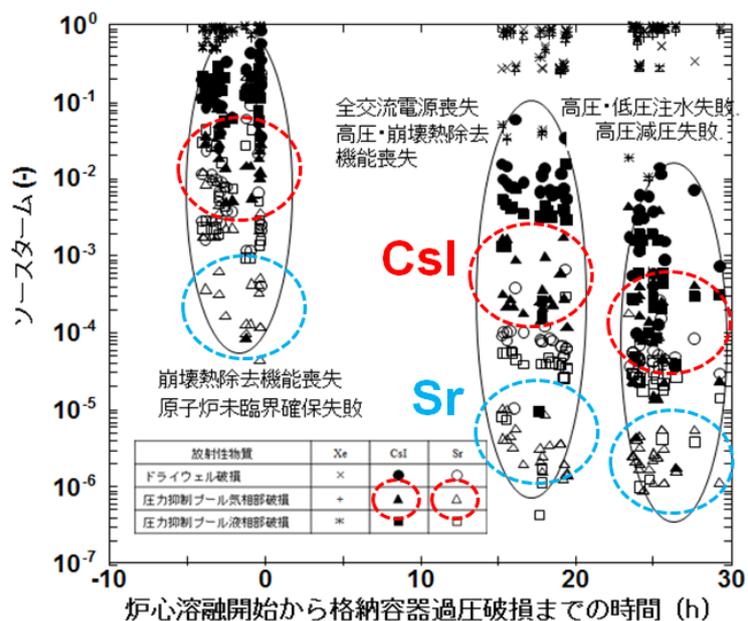


Figure 2. Accident Sequence Groups & Source Terms (ref.5)

ールが飽和状態に近い場合、プール・スクラビングによる放射性物質の除去効率が低下する。

炉心損傷開始から格納容器破損までの時間が長いほどソースタームが小さくなる傾向は、格納容器雰囲気に浮遊する放射性物質がエアロゾルの性状であり、かつ、自然沈着に寄与する時間が長いことによる。

Fig. 2 の CsI に着目すると、同じ事故シーケンスグループのソースタームは1桁程度の幅に収まる。ただし、同じ事故シーケンスグループであっても、破損箇所が異なるとソースタームは桁で相違する。このように、ソースタームの不確かさ幅を分析する際には、条件の相違を十分に把握しておくことが重要である。これを区別しないで一括して不確かさ伝播解析をすると、不確かさの幅が不当に大きくなる。

(3) レベル1 PRA とのインターフェイス

確率論的リスク評価のレベル2（ソースターム頻度）において、**Fig.2** のようなソースタームのプロファイル及びその頻度を導くためには、レベル1 PRA（炉心損傷頻度）の結果を、事故シーケンスグループ毎に集約するためのインターフェイス（プラント損傷状態の分類）が重要である。

3. 安全評価等へのソースターム指標の適用

(1) 安全評価等とソースターム

原子炉施設の安全評価では、周辺監視区域や敷地境界近傍の線量が一つの指標になっている。例えば、日本の安全評価の「事故」の判断基準の一つは線量である。この線量を計算するためには、原子炉施設から大気中へ放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間といった、いわゆるソースタームの評価が必要である。**Figure 3**に、「事故」及び「重大事故」におけるソースターム評価の位置づけを示す。

安全評価の「事故」のソースターム評価では、格納容器への放出量や放出期間（瞬時放出）等に大きな保守的を見込んでいる。これに対して米国 NRC は、TMI-2 事故後の研究成果を反映して、事故の進展に応じて格納容器への放出率が変化する等の格納容器へのソースタームを考案し、安全評価で適用できるように変更した³⁾。

日本においては、福島原子力発電所事故後の新規制基準の適合性審査において、重大事故の中で Cs-137 の放出量が 100TBq を下回るというソースタームの情報を判断基準に

している (**Fig. 3**)。現在、新規制基準に適合した PWR 型原子炉施設の Cs-137 の放出量はいずれも数 TBq である。なお、重大事故の線量については、新規制制度の「安全性向上評価」の一環として、第1回目の評価の際に公表することになっている。

今後も安全評価等におけるソースターム評価の保守性のあり方や指標を、継続して検討することが重要である。

(2) 安全性向上評価とソースターム

新規制制度の「安全性向上評価」では、確率論的リスク評価のレベル 2PRA の中で、ソースタームの超過発生頻度を評価する。レベル 2PRA のソースターム評価は、最適評価手法を適用して平均値及び不確かさ幅を評価することが必要である。これらの評価結果が蓄積すると、原子炉施設のソースタームプロファイルが明らかになり、全体を俯瞰したソースターム低減策の検討に役立つ。

レベル 2PRA のソースターム評価では、格納容器イベントツリーで分類される事故シーケンスのすべて

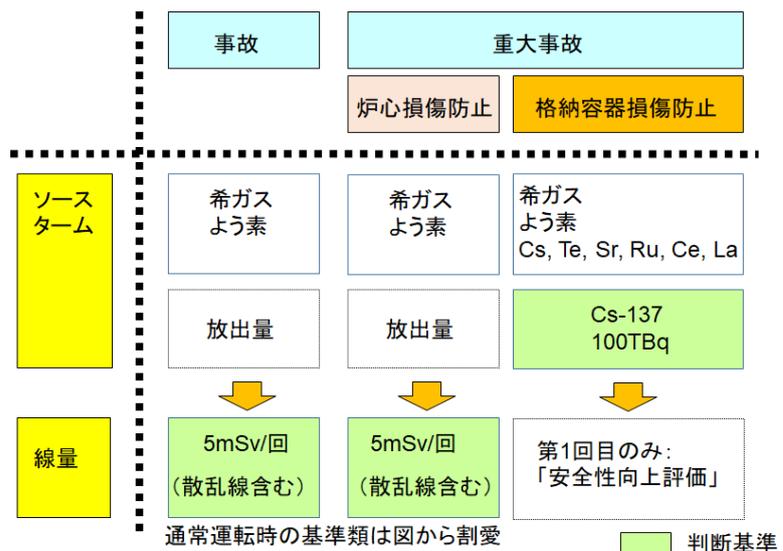


Figure 3. Criteria for Safety Evaluation

についてソースタームを計算する。事故シーケンスをグループ化する等のアプローチを適用しても、シビアアクシデント総合解析コードによる事故進展及び放射性物質挙動の解析が最小限必要である。

このシビアアクシデント総合解析コードについて、最新知見に基づく解析モデルを導入して、最新の試験結果による検証を継続することが必要である。

(3) ソースターム指標の安全規制への適用例

ソースタームの指標は、防災や安全目標等への適用に加え、ソースターム頻度による安全重要度評価等、様々な応用分野がある。

- a) 平成30年度第36回原子力規制委員会（平成30年10月17日）において、事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故は、「Cs-137の放出が100TBqに相当するもの」とされ、ソースタームが指標の一つになっている。
- b) また、原子力規制委員会の安全の目標の議論においては、「Cs137 の放出量が100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に1回程度を超えないように抑制」となっており、ソースタームが指標になっている。

4. おわりに

ソースタームは、1970年頃から現在に至るまで、原子炉施設の規制基準や安全性評価の中で検討されてきた。ソースタームは、事故時の緩和設備の種類・性能及び操作等の原子炉施設の固有の性能を表しており気象条件などの影響が少ない等、安全評価等における利点がある。

このため、現状でソースターム評価と強い関わりがある安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等の分野について、これまでの技術知見を集約して課題をさらに精査し、基準類整備、技術開発及び基礎・知見提供の活動に反映することが望まれる。

参考文献

- 1) 星 陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).
- 2) M. Rogovin, et al., NUREG/CR-1250 (1980).
- 3) L. Soffer, et al., NUREG-1465 (1995).
- 4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.8, 571(2006).
- 5) 例えば、M. Kajimoto, et al., OECD/NEA, CSNI Report No.176, 525(1990).

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(2) ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

(2) Unresolved Issues on Fukushima Daiichi Accident associated with Source Term Evaluations

*山本 章夫¹¹名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故においては、大量の放射性物質(ソースターム)が環境中に放出された。本稿では、以下の情報源を元に、ソースタームに関連する福島第一事故の提言及び未解明点を整理し、今後取り組むべき課題を整理する。

- (1) 日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(2014年3月) 第8章「事故の根本原因と提案」(以下、学会事故調報告書)
- (2) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故: 未解明事項の調査と評価」¹⁾(以下、未解明事項報告書)

なお、学会事故調最終報告書の「提言」については、廃炉検討委員会において、提言への取り組み状況のフォローアップ調査が行われており、その結果が報告書に取りまとめられている²⁾。

2. 学会事故調報告書

2-1. ソースタームに関連する提言の概要

学会事故調報告書では、5分類50項目にわたり、原子力安全確保に関する幅広い提言が行われている。これらのうち、ソースタームに関連すると考えられる提言を以下にまとめる。

提言 II – 直接要因に関する事項 –

(3) 緊急事態への準備と対応体制の強化

① 事業者と地方自治体の連携スキームの確立

- ・情報が少なく不確実さが大きい初期の危機管理の段階では、事業者と地方公共団体が連携し、施設の状態に関してあらかじめ決められた判断基準に基づいて、決められた手順で放射性物質の環境放出前に迅速に緊急防護措置を実行していくスキームを確立するべきである。

② 関係者の役割分担の明文化

- ・国、地方公共団体、事業者などの関係者は、あらかじめ緊急時におけるオンサイト、オフサイトの役割と責任の分担を協議・決定のうえ明文化すべきである。その際、オンサイトは事業者が、オフサイトは地方公共団体が責任をもって対応し、国はそれらを支援することを原則とすべきと考える。

④ 放射性物質の拡散解析

- ・SPEEDI などによる放射性物質拡散解析情報については、事故初期の避難などには活用できないなどの限界を理解したうえで、その取扱い方法を明確化するべきである。

*Akio Yamamoto¹¹Nagoya Univ.1) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 「福島第一原子力発電所事故: 未解明事項の調査と評価」、2018年1月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public2) 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 「学会事故調最終報告書における提言への取り組み状況(第1回調査報告書)」、2016年3月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

⑥放射線防護への対処能力強化

- ・原子力防災に特有の放射能対策に関しては、すべての事故対応にあたる者が放射線防護の原理と被ばく影響に対する知識を十分にもつようにするとともに対処能力を高めるべきである。

(4) 原子力安全評価技術の高度化

① 確率論的リスク評価技術の活用

- ・自然現象に対する予測の質を高めるため、自然現象の不確かさやプラントシステムの耐性の不確かさを考慮する確率論的リスク評価の活用に優先的に取り組むべきである。

② 最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用

- ・耐震解析や津波伝播と遡上解析については、常に最先端計算機性能を活用した数値計算技法を活用する方向を目指すべきである。一方で、自然現象の複雑さと我々のもつ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証と適切な運用を心がけるべきである。

③ 安全評価技術の課題や限界の正しい認識

- ・シミュレーションやリスク評価は、その適用にあたっての課題や限界を正しく認識することによって、安全評価に有用に活用することができる。これらを積極的に活用しつつ、さらにその技術に関して、完成度を高める努力、新しい知見を収集する活動、品質を確保する取組みを産官学が協力して進めるべきである。

提言 IV — 共通的な事項 —

(1) 原子力安全研究基盤の充実強化

① 安全性向上の駆動力

- ・原子力に関する安全研究は、安全に対するアプローチを俯瞰するための理解を深め、多様な安全向上のためのソフト、ハードの継続的な高度化を進めるための駆動力となるべきである。

② 人材の維持、育成

- ・安全研究は高度な原子力人材を維持、育成するためにも重要であって、国際的な協力を進めつつ、真摯に取り組むべきである。

2-2. 提言から示唆される今後の取り組み

ソースタームの評価手法自体に直接言及している提言は少ないものの、ソースタームに関連する提言が述べられている。「提言 II — 直接要因に関する事項 — (3) 緊急事態への準備と対応体制の強化」においては、SPEEDI の限界及びソースターム評価及び大気拡散計算結果の不確かさについての知識を十分に持つことの重要性を指摘している。「提言 II — 直接要因に関する事項 — (4) 原子力安全評価技術の高度化」については、ソースターム評価を含む安全評価技術の高度化の重要性を示しているとともに、解析に伴う不確かさの理解と取り扱いについての注意喚起をしている。「提言 IV — 共通的な事項 — (1) 原子力安全研究基盤の充実強化」においては、ソースターム評価など基盤研究と、関連する人材育成の重要性を指摘している。

3. 未解明事項報告書

3-1. ソースタームに関連する未解明事項の概要

未解明事項報告書においては、73 項目の「未解明事項」について、報告書発行時までには得られた知見を整理している。これらのうち、ソースタームに関わる項目は以下の通りである。番号は、未解明事項報告書の整理表の番号である。また、未解明事項報告書では、各未解明事項について「A 合理的な説明がなされていると判断されるもの」、「B 重要でないと考えられるもの」、「C これ以上の調査が困難と判断されるもの」、「D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの」という分類に基づく評価を行っており、この評価結果についても合わせて示す。評価の詳細については、未解明事項報告書を参照頂きたい。

11. 溶融燃料の性状と炉心下部への移行挙動。(D)
12. 燃料の損傷状況，溶融および落下した燃料デブリの圧力容器内および格納容器内の分布状況。(D)
14. 圧力容器および制御棒駆動機構を含む炉心内構造物および圧力バウンダリの損傷状況。(D)
15. D/W，ペDESTAL，S/C の損傷状況。(D)
16. 格納容器からの気相（水素・蒸気含む）の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
17. 格納容器からの液相の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
18. 気相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
19. 液相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
20. 格納容器から放出された希ガスの放出率および拡散方向と希ガスによる被ばく線量。(C)
21. ウェットベント時の S/C における放射性物質除去性能。(D)
22. 放射性物質の放出とモニタリング結果で見られる大きな放射線量のピークの関連，特に3月15日10時頃，3月15日23時頃，3月16日11時頃の大きなピークの原因，および3月20日前後のピークの原因。(A/D)
32. 正門付近での中性子の検出。(D)
40. RPV，格納容器の内圧および温度などのプラントパラメータの変化とモニタリングポスト指示値の変化の関係。(D)

3-2. 未解明事項から示唆される今後の取り組み

未解明事項報告書では、73項目の未解明事項について評価をしており、その内訳は以下の様になっている。

- | | |
|------------------------------|-------|
| A 合理的な説明がなされていると判断されるもの | : 45% |
| B 重要でないと考えられるもの | : 8% |
| C これ以上の調査が困難と判断されるもの | : 4% |
| D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの | : 43% |

これまでに得られた知見で、合理的な説明がなされていると考えられる項目が約半数ある一方、今後も継続した検討が必要とされる項目が約4割残っている。3-1節で示したソースターム関連の未解明事項は、その多くがDとの評価になっており、今後も継続した検討が必要とされる課題の多くを占めている。

ソースターム関連の課題は、原子炉建屋、格納容器、原子炉容器内部の調査の進捗により、明らかになっていくものと期待でき、廃止措置作業の着実な進捗が望まれる。なお、廃止措置作業にあたっては、「未解明事項」に関する新たな知見が得られるよう、作業計画の立案及び作業の進め方に留意が必要であることを改めて注意喚起しておきたい。

また、基礎的な項目として、建屋内の放射性物質の化学形態、移動挙動、S/CのDFなど、基礎的な項目についても知見が十分でない領域があり、今後の継続的な取り組みが必要である。この点については、学会事故調報告書でも指摘されている。

4. まとめ

本稿では、学会事故調報告書の提言及び未解明事項報告書にまとめられた未解明事項をベースにして、ソースタームに関連する検討事項及び今後の課題を整理した。ソースターム評価は、基盤技術として研究・開発に取り組むことが重要であるとともに、その不確かさの理解、関連する人材育成などが重要となる。また、1F事故のソースタームに関しては、未解明点が多く残っている。廃止措置に伴う炉内の調査に加え、基礎基盤的な知見の拡充も必要であり、今後の継続した取り組みが必要である。

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(3) ソースタームに関連する安全研究の課題

(3) Research Subjects on Severe Accident Source Term

*中村秀夫¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに - ソースタームとは

ソースタームは、軽水炉事故時に放射性物質が大気放出に至る様々なプロセスを具体的に考慮した上で、個々のプロセスに固有の物理化学現象を詳細に検討し、それらを一連の現象として捉えて初めて理解が得られる極めて複雑な内容を包含している。そして、原子炉事故に伴う公衆への放射線影響の本質であって、環境放出を防止・極力低減させる技術の開発・有効性検証における中心的な評価指標でもある。

本稿ではソースタームについて、梶本らによる前稿(2)での解釈「放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間、等の総称」を基に、主にオンサイトでのソースタームに焦点を当て、安全研究の現状と今後の課題について整理を試みる。その際、そもそも安全研究は、安全に第一義的責任を負う事業者が、安全の確保と信頼性向上に向けて成果の有効性検証を含めて行う技術の R&D も含むため、規制、産業界、国際機関、学术界等によって国内外で行われる多様な研究や活動の概観を試みた。

2. ソースタームに関わる安全研究について

2-1. ソースターム研究の範囲と安全研究の計画について

原子力発電所の安全機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」のうち、「閉じ込める」が主にソースタームに関わる。ただし、軽水炉では冷却材にも放射性物質が含まれるため、関電美浜 2 号発電所での蒸気発生器伝熱管破断(SGTR)事故の様に、炉心が損傷しなくても微量の放射性物質が環境へ放出される場合がある。一方、放射性物質の大部分は「閉じ込める」機能を持つ燃料ペレットに蓄積するため、炉心の損傷後、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋の順に「閉じ込める」機能が喪失すると大気放出に至る。安全研究では、それらの経路に特有の流動(液相と気相)と、その流動に随伴し、あるいは局所に止まる放射性物質の全ての挙動が考えられる。

ソースタームに関わる代表的な SA 現象では、炉心の損傷過程、FCI(溶融炉心の冷却材との反応)や MCCI(溶融炉心の格納容器床等コンクリートとの反応)等を含む溶融デブリの挙動、水素爆発、等々、局所や体系全体にわたる多様な物理化学反応の影響を受ける。梶本らの前稿(2)にも述べられたが、放射性物質の固化デブリから冷却水へのリーチング(溶出)等、安定冷却の達成後に長時間継続する現象もある。元来、SA 現象は超高温、高圧、多次元流動、境界条件の変化を伴う物理化学反応、強い放射線の影響等の厳しい条件下で生じるが、ソースタームに関わる安全研究の検討では、目標とする特定現象を模擬する特殊な実験設備や計測の検討、適合する解析ツールの都度の開発を含む準備、経験者や関係機関との議論、ギャップアナリシスを含む研究課題と必要性の検討、等を含む周到な計画が行われる。その際、多様な個別現象やその相互連動等を、PRA 分析を含むコード解析等で予備検討し、例えば模擬溶融物を用いた模擬実験の実施と、計測データに基づく新たなモデル・相関式を組み込んだ SA 解析コードの実機適用性の現象スケール分析を含む検証を行って初めて、事故の全体を俯瞰した分析が可能になる。

*Hideo NAKAMURA¹¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2-2. ソースタームを評価する解析コードについて

アクシデントマネジメント(AM)による事故進展の防止、影響緩和、回復の各種操作の信頼性の確認には、事故進展と放射性物質の挙動を分析する数値解析コードが用いられ、その現象表現力と精度の確保が求められる。これにより、炉心は健全でも放射性物質の放出を伴う事故から多量の大气放出を伴うシビアアクシデント(SA)迄を一貫評価できる。このとき、考える全ての事故シーケンスを1つの評価モデルセットで分析するPRAには、実時間の何十倍も早く結果を得る解析コードを用いて、現実的な時間内での計算・分析が必要である。例えば、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では安定注水の達成迄に数日を要しており、高速演算の機能は不可欠である。このため日本では、集中定数(LP)型の解析コードとしてTHALESが開発された。米国EPRIが開発して、主に産業界が1F事故分析に利用するMAAPコードも類似の性能を有する。なお、LPコードは解析体系の空間分解能および流動の模擬機能を思い切って単純・簡素化するため、本来は複雑な3次元非平衡流動に随伴するソースターム現象の表現力に劣る場合もあるが、熔融過程を含む炉心損傷を評価する専用モデルとソースターム解析用のモデル群がパッケージとして組み込まれている。これは、1979年のTMI事故以降、世界中で精力的に実施されてきたSA研究の成果を整理・導入したものであり、コード毎に特有の性能を有するが、概ね類似のソースターム分析性能を有している。

一方、LPコードをはじめ、空間分解能の詳細度や流動の多次元・混相・非平衡の段階に応じて、RELAP4コードを起点とするMELCOR(米国)、CATHAREコード等を基にしたASTEC(欧州)、RELAP5コードを基にしたSAMPSON(日本)等々、様々なSA解析コードが開発されている。ただし、詳細度の増加と共に演算速度は低下し、例えばSAMPSONは実時間よりはるかに遅い。

ソースターム分析にはこのほか、局所の現象評価や特定核種の挙動評価等、サブルーチンのとも言える解析コードが開発されてきた。THALESコードも当初は、配管内流況を簡易に多次元模擬してソースターム評価するARTコードと連携して用いられ、現在のTHALES-2コードは、複雑なヨウ素化学を扱えるKicheコード等との連携により、分析性能の向上が図られている。なお、1F事故時には1号、3号、4号の原子炉建屋で水素爆発が生じ、水素に随伴した放射性物質が一気に大气放出された。この様な現象の分析には上記のSA解析コードのほか、格納容器内や原子炉建屋内の3次元流動の現実的評価が期待できるCFDコードが有利であって、解析性能の改善が進められている。

この様に、SA評価はほぼ必然的にソースターム評価を伴い、SA解析コードの利用・連携が不可分であって、安全研究は概ね、例えば規制庁「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」の様子、解析コードの独自開発ないし導入コードの改良と同時並行で、あるいは、それを念頭に進められている。

3. ソースターム研究の現状

国内外で行われるソースターム研究の主な例を概観する。ただし、現象の議論の詳細は割愛する。

3-1. 東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に関連した研究

1Fの廃炉に際しては、政府と東京電力が策定した中長期ロードマップに対応した取り組みが行われている。汚染水対策、使用済み燃料プール(SFP)からの燃料の取り出し、燃料デブリ取り出し、等の主要作業に資する情報の提供を行うソースターム研究として、MAAPやSAMPSONコードの解析精度向上による炉内状況の把握等が国際廃炉研究開発機構(IRID)とエネルギー総合工学研究所(IAE)により国際協力も交えて行われ、現在は「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(廃炉・汚染水対策事業)」が実施される

(「廃炉研究開発情報ポータルサイト」参照)。また、JAEAの廃炉国際共同研究センター(CLADS)では、燃料破損挙動の機構論的な解明、模擬デブリを用いた燃料デブリの特性評価、Csの鋼材表面での化学挙動の研究、1Fから採取されたサンプルの分析等、ソースターム評価に関係した基礎的な研究が行われている。

3-2. 個別のソースターム研究の例

(1) JAEAでの取り組み

JAEA安全研究センターでは、フランスCEAのVERDON-2及び同-5実験等のデータに基づき平衡計算(米国VICTORIA2コード等)による核分裂生成物(FP)化学形に関する予測精度の検証、平衡論と速度論を考慮

できる原子炉冷却系内 FP 化学解析コード CHEMKEq の開発、平衡計算で整備した FP 化学組成データベースに基づく代替統計モデルの構築及び同モデルを導入した THALES2 コードによる実機解析、等が実施されている。更に、気相中エアロゾルの除去(液相への移行挙動)に関する基礎的研究として、PONTUS 装置によるプールスクラビング実験及びARES装置によるスプレースクラビング実験が行なわれると共に、CFD コードへ組み込むモデルの開発と性能検証用データを取得するため、大型の格納容器模擬試験装置 CIGMA による 3 次元の気相流動や混合挙動、格納容器冷却に関する詳細計測実験等が実施されている。

一方、原子力基礎工学研究センターでは、THALES-2、MAAP、SAMPSON の各 SA 解析コードの改良を目指して FP 化学に関する研究が進められている。例えば、CEA の VERDON 装置に類似の配管軸方向に温度勾配を設定可能な TeRRa 装置を用いて、種々の材料クーポンを内壁に装着した模擬配管内への CsI や B₂O₃ を随伴させた水蒸気流の流入による Cs に与える B の化学的影響の検討、壁面沈着した CsI へ還元雰囲気下で B 蒸気が及ぼす影響の検討、等が行われている。さらに、液滴表面へのエアロゾル沈着挙動や、エアロゾルの原子炉建屋内の移行と内壁への沈着挙動、Cs のケイ酸カルシウム材への吸着挙動、CsOH のステンレス鋼表面への化学吸着、等の模擬 FP の物理化学挙動に関する多様な研究が取り組まれている。

(2) 電力中央研究所での取り組み

電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)では、原子炉、格納容器、原子炉建屋ならびに SFP における SA 時の事故進展評価に用いる MAAP 等の解析コードの検証や改良、高度化が行われている。特に、モデルプラントを対象としたレベル 2 PRA の試行(ソースターム挙動に係る SOARCA(次項参照)レベルの評価)を目指して、現実的な FP 移行挙動評価手法の開発や SFP 熱流動評価手法の構築が進められている。例えば、格納容器に対しては緩和システムであるフィルターベント FCVS のモデル開発や SFP スプレイ冷却モデルの検証と高度化など多様な課題が、海外専門家のレビューを踏まえたロードマップに沿って取り組まれている。

(3) 海外の例

米国では特に TMI 事故以降、精力的に SA 研究が実施され、開発された SA コード MAAP と MELCOR の詳細なモデル比較「MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study」が、EPRI、サンディア国立研究所(SNL)、NRC、DOE 等、関係者により 2014 年までに行われた。また、NRC は 2012 年までに MELCOR コードを用いた SA の最適評価(best estimate)として SOARCA 研究プロジェクトを行い、代表例としてサリー炉(PWR)とピーチボトム炉(BWR)での種々の SA シーケンスとソースターム(環境放出量)について現実的評価を行った。

3-3. 国際機関等を軸にした研究協力

OECD/NEA や欧州の SARNET/NUGENIA では、参加機関が個別に実施するソースターム研究を含む SA 研究の成果や計画を持ち寄り、研究の到達点や課題を俯瞰した報告書の作成と成果の共有、国際共同研究の場の提供により、参加機関による最新知見の獲得と共有等の活動をしている。

(1) 1F 事故に関わる国際共同研究

OECD/NEA の原子力施設安全委員会(CSNI)は 1F 事故直後から、技術的対応を行う事故の分析と管理ワーキンググループ(WGAMA)を中心に、事故情報の収集や安全性向上に向けた課題の抽出と具体策の検討に努めてきた。特に、1F 事故後の安全研究検討に関する上級専門家グループ(SAREF)を 2013 年末に立ち上げ、1F 事故から得られる安全研究課題及び 1F の安全な廃炉に必要な研究課題の抽出と順位付けを 2016 年迄に行った。一方、2012 年末に事故の進展を SA コードで解析する 1F 事故ベンチマーク解析 BSAF プロジェクト(8 カ国、主催:IAEA)を開始し、2015~'18 年には格納容器外ソースタームを含む BSAF-2 プロジェクト(11 カ国、主催:IAE)を実施した。これらは本年 1 月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析」ARC-F プロジェクト(主催:IAEA)に引き継がれ、1) SA コード解析による 1F 事故の進展と放射性物質の移行挙動のより詳細な推定、2) 原子炉建屋や格納容器の内部調査等から得たデータ・情報の集約と管理、3) 残存課題の明確化と将来の長期プロジェクトの検討を開始した。また、CSNI は ARC-F に先行して「燃料デブリの分析に関する予備的研究」PreADES プロジェクトを、NEA 原子力科学委員会(NSC)は「福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト」TCOFF プロジェクトを、各々実施している(共に、主催:IAEA)。

(2) OECD/NEA 国際共同研究

OECD/NEA では TMI 事故以降、SA 時に環境放出を伴うソースターム評価における不確かさの低減を図るため、PWR の損傷炉心からの FP 放出を検討した OECD-LOFT プロジェクト(1983-'89)を皮切りに、ソースタームについて多くの国際共同研究が行われてきた。代表例は、カナダ AECL によるヨウ素挙動試験 RTF に基づいた BIP(2007-'14)、BIP と関連して行われたフランス IRSN による EPICUR 試験等を利用したヨウ素やルテニウムの挙動に関する STEM(2011-'19)、ドイツ GRS 等による格納容器内の多次元水素挙動やソースターム等に関する THAI(2007-'19)の各プロジェクトであり、概ね第 2 期以上継続されている。

OECD/NEA ではこのほか、各国で行われた代表的実験に対するベンチマーク活動が、国際標準問題(ISP)として行われてきた。ソースタームについては例えば、SA 模擬実験 PHEBUS FPT-1 による ISP-46、TOSQAN、MISTRA、THAI の形状等の異なる格納容器模擬装置の多次元水素挙動模擬実験等による ISP-47 等がある。

(3) 各国ないし EC による国際共同研究

フランス IRSN は、EC 及び EdF と共に PWR 模擬体系で損傷した照射済み核燃料からの FP 移行挙動に関する PHEBUS 実験を基にした PHEBUS FP 研究プログラム(1988-2010)を実施した。更に、ヨウ素化学、炭化ホウ素 B₄C 制御棒の影響、空中での燃料棒の過熱、高温での照射燃料からの FP 放出、の 4 種類の個別効果実験による国際ソースタームプログラム ISTP(2005-'10)を実施した。

スイス PSI は、PWR 蒸気発生器(SG)伝熱管が SA 時の高温・高圧で破損した際の FP 挙動に着目した ARTIST 実験プロジェクト(2003-'11)を実施した。

EC では、主催機関を IRSN とする SARNET が 2004 年から行われ、米国、カナダ、韓国、インドを含む 18 カ国 43 機関が参加している。ここでは、IRSN とドイツ GRS が共同して SA コード ASTEC を開発し、欧州での解析プラットフォームとして解析機能の改善が取り組まれている。また、SA 研究に関する欧州レビュー会議 ERMSAR が隔年で開催され、ソースタームを含む多数の研究発表が行われている。2019 年には、燃料損傷模擬実験、PHEBUS 実験解析、ヨウ素のスクラビング除去、液相中放射性物質評価上の不確かさ、Cs の化学吸着(JAEA)等 11 件がソースターム研究の成果として発表された。なお、SARNET は 2013 年に、Gen.-II と -III の炉を包括して扱う EU のプログラム NUGENIA に組み込まれた。

3-4. 原子力学会での検討

日本原子力学会では、ソースターム分野の研究者の減少に危機感が持たれ、2017 年に「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会が設立されて、FP 実験、ベンチマーク評価、技術課題抽出の 3 つの WG を通じた活動を開始した。同委員会はまず、フランス IRSN での PHEBUS FP プロジェクトの調査報告書に基づいた活動と FP 挙動に関する情報の共有を図ることで、新たな技術者集団の構築を目指した。更に、1F 事故時の FP 挙動について、従来技術では予測できなかったものの抽出と新たな技術課題の整理を試みた。PHEBUS FP 実験のベンチマーク解析活動等の成果は 2018 年 10 月、「事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦」として原子力学会誌に掲載され、更に、「福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響評価」が、1F での FP 分布の検討の成果として同誌に掲載される予定である。

3-5. ソースターム研究の計画検討

SA 時のソースタームについては既に多くの成果が得られていることから、今後の研究課題とプライオリティの検討が行われており、ここに数件の例を紹介する。

(1) SARNET での検討

SARNET では 2013 年に欧州の専門家グループにより 1F 事故の検討を行い、ニーズと到達点とのギャップ分析に基づいた SARP と呼ばれる SA 研究課題の整理とプライオリティ付けが OECD/NEA の WGAMA 等国際機関の活動と協力しつつ行われた。更に、2017 年に再び NUGENIA TA2/SARNET の 15 の参加機関から専門家グループが選出され、2013-SARP の見直しが図られた。検討対象は、圧力容器内の事故進展、早期及び晩期の格納容器破損のリスク、FP 放出と移行挙動、使用済み燃料プールでの事故、炉計装、熱力学データベース等の 35 課題である。結果に大きな修正はなく、SA 後の長期マネジメントに関する数件の課題が加えられた程度であった。結果は 2019 年の ERMSAR に発表された。ソースタームに係る具体的な課題としては FP の放出や移行に係る現象について、ソースタームへの(放射線照射の影響等による)酸化劣

困気の影響、高温化学の影響、格納容器内化学の影響等の8件が挙げられている。

(2) 原子力学会での検討の例

原子力学会では、熱流動部会、核燃料部会、水化学部会が研究ロードマップを作成している。このうち熱流動部会では2013年にSAに関する詳細な技術マップを完成し、同部会のホームページより「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）28 年度報告書」の一部として公開されている（http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf）。SAの進展に伴って現れる様々なSA現象を素過程に分解して示し、それらに関する検討の到達点、解析コードやモデル開発等の現状とニーズや課題の分析に基づいたプライオリティ付け等が行われている。本ロードマップは現在、2020年の春の完成を目指して改定作業が進められている。

4. おわりに ～ ソースターム研究の課題

ソースタームに関わる現象の理解と、より正確な評価に資する情報を提供する安全研究は、本稿に紹介した様にSA研究と表裏一体で、かつ多様に進められてきた。TMI事故から40年を経て、ソースタームに関わる現象の解明とモデル化も進められた。山本により前稿(1)に示された1F事故での未解明事項のうち、基礎的事項に挙げられる放射性物質の化学形態、移動挙動、S/CのDF(除染係数～スクラビングによる)についても取り組みが行われており、今後の成果が期待される。

一方で、OECD/NEAのBSAFプロジェクトでは、開発を経たはずのSAコードによる1F事故の解析結果に大きなばらつきが見られた。これは、過酷な条件で生じるSA現象の理解には依然として不十分な点が多く、解析結果の不確かさを評価・是正する方法が確立されていないからでもある。これに対し、1F事故現場からの情報を活かしたOECD/NEA ARK-Fプロジェクトをはじめフォローアップの努力により、今後もSA現象の更なる理解や解析精度の改善が進められる。ただし、梶本らが前稿(2)に挙げている安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等、安全上の重要な検討分野の全てに対して、安全研究を通じて確実に実機適用性が図られることがポイントであり、チャレンジが期待される。

最後に、本稿の作成にあたり、研究の内容や計画、実施状況について、現場での最新情報を寄せていただいたSAとソースターム分野の研究者の方々へ、心より感謝を申し上げる。

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

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*Masato Hori¹ (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safeguards on future reactors and nuclear fuel cycle

*Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題

Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

(1) 核燃料サイクルに関する保障措置の国際動向と技術開発ニーズ

(1) Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*堀 雅人¹¹ 日本原子力研究開発機構**1. 概要**

IAEA 保障措置を取り巻く国際情勢は、ここ数年大きく変化している。2016 年より、IAEA は JCPOA に基づく活動をイランで実施しているが、米国の JCPOA 離脱により、その対応が不透明な状況が続いている。また、2018 年 6 月の歴史的な米朝首脳会談において北朝鮮の非核化に関する議論が行われ、将来予測される廃棄・検証に備え、IAEA は保障措置局内に DPRK オフィスを設け、検証活動の準備を進めている。

各国の原子力利用に関しては、原子力発電からのフェーズアウト、原子力施設の早期閉鎖ケースが増加しており、加えて、使用済み燃料及びその保管施設が急激に増加している。第 3 世代原子炉の導入が中国、ロシア、インド等の国を除き停滞している一方で、小型モジュラー炉 (SMR) の計画が各国で進んでいる。

IAEA は、これらの変化する国際情勢のなかで、核不拡散に対する信頼醸成を国際的に提供するために、適切な保障措置を適用・維持する必要がある。

そのため IAEA は、IAEA 保障措置の最適化・能力向上の取り組みを行っており、2018 年に保障措置の R&D 計画の改定を行い、保障措置技術開発のニーズと特にプライオリティの高い分野を明示している。本講演では、それらの内容について報告する。

2. 保障措置の最適化、能力向上**2-1. 保障措置の最適化**

IAEA は、信頼性の高い保障措置を適用・維持するため、対象国の核燃料サイクル能力等を考慮し、国全体に対する保障措置 (SLA) の開発・適用を 2014 年より開始し、保障措置協定の範囲内で、保障措置の最適化を行い、限られた IAEA のリソースの最適化を進めている。

2-2. IAEA 保障措置能力向上

IAEA が保障措置を実施する能力を高めることを目的として、ECAS (Enhancing the Capability of the Safeguards Analytical Laboratories) と MOSAIC (Modernization of Safeguards Information Technology) の二つのプロジェクトを実施してきた。

- ECAS は、査察官が査察の際に収去したサンプルに対して、独立に信頼性の高い分析サービスの提供するために、サイバースドルフの核物質分析所を更新するプロジェクトである。加盟国からの特別拠出により、新しい分析所の建設・運用を行い、これにより収去資料分析の品質と適時性の向上が図られている。

- MOSAIC は、保障措置の情報分析に用いていたメインフレームを廃止し、メインフレーム上のアプリケーション、データベース移転するとともに、分析ツールの開発、情報セキュリティーの強化 (Integrated Safeguards Environment (ISE)) を図るプロジェクト。加盟国からの特別拠出でシステム開発・移転等を行い、これにより、保障措置のための新しい IT プラットフォームを構築し、情報分析能力の向上が図られている。

3. 保障措置技術開発

IAEA の保障措置技術開発の基本的な方針は、通常予算を使った技術開発を行わず、技術開発は、加盟国の支援により実施するというものである。IAEA は、そのため、12 年先まで見通し、保障措置の中長期的な課題・ニーズをまとめた R&D 計画 (Research and Development Plan : STR-385)、及び、2 年間の技術目標・マイルストーンをまとめた開発実施支援計画 (Development and Implementation Support Programme for Nuclear Verification 2018-2019) といった文書を作成している。

加盟国は、これらの文書に書かれている IAEA のニーズを踏まえ、主として加盟国支援計画 (MSSP) の下で技術開発を行い、成果を IAEA に提供している。

R&D 計画については、2012 年に作成したものを、情勢変化等を踏まえ改定を行い、2018 年に加盟国に配布している。この文書では、特にニーズの高い分野を「Top priority R&D needs」としてまとめ、それには、情報収集・分析能力向上、検認機器の能力向上、収去資料の分析能力向上、新たな核燃料サイクル施設及び廃止措置に向けての準備、北朝鮮の非核化等の新たな検証への準備等が含まれており、これらの分野の技術開発を加盟国の支援を得つつ、進めている。

*HORI Masato¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題

Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

(1) 次世代炉、次世代燃料サイクルに関する保障措置・計量管理技術開発

(1) R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safeguards on future reactors and nuclear fuel cycle

*相楽 洋¹, Sunil Chirayath^{1,2}¹東京工業大学, ²テキサス A&M 大学

1. 序論

近年、社会の多様な要請に応えることを目的とした中小型モジュラー型原子炉の研究開発が米国を始め欧米各国を中心に活発に進められており、実証試験を計画するプラントも現れている。また、軽水炉技術を基盤とした第2、第3世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する第4世代原子力システム(GIF)の研究開発も着実に進められている。保障措置に関する国際シンポジウム IAEA Safeguards Symposium 2018¹を初めとする国際会議では本分野に関する活発な研究発表が報告された。本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観する。また、大学が進める研究について紹介する。

2. 中小型炉、次世代原子力システムにおける核不拡散性研究の概観

2-1. 中小型炉

中小型炉の中には、運転時の燃料交換不要で長期間のメンテナンスフリーを狙ったバッテリー型の原子炉や、燃料交換を要するものの、格納容器内に多くのシステムをパッケージ装荷しシステムを簡素化し体積を大幅に減少することにより、複数原子炉の集合体として柔軟な電力・エネルギー需給に対応するタイプなど、多様なアイデアが出されている。前者は、運転期間中の燃料交換がなくこれまでにない燃料管理の流れとなるため、新しい検認手法や封じ込め監視を含めた保障措置設計が必要となり、GIF 拡散抵抗性評価手法などを適用した概念評価研究が多く報告されている。一方後者については、従来のバッチ、アイテムを基本とした計量管理や、原子炉や貯蔵燃料に対する封じ込め・監視による保障措置が基本であると考えられる。また両者ともに受動的安全性を多く取り入れることにより安全・セキュリティ相乗効果が見込まれるため、設計基礎脅威のみならず意図的な飛行機衝突などの設計基礎を超える脅威に対する性能向上が期待される。東工大では、軽水炉でのシビアアクシデントへの進展を大幅に遅らせる事故耐性燃料候補の内、ケイ化物燃料や多重被覆粒子燃料など低 Material Attractiveness (核物質の不正利用価値) 燃料を用い、燃料設計段階で核物質の転用や事故進展リスクを下げ、Safety-Security-Safeguards by Design による合理的な原子炉炉設計研究を行っている。

2-2. 次世代原子力システム

軽水炉技術を基盤とした第2、第3世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する GIF として、ガス冷却高速炉 (GFR)、鉛冷却高速炉 (LFR)、熔融塩炉 (MSR)、ナトリウム冷却高速炉 (SFR)、超臨界水冷却炉 (SCWR)、超高温ガス炉 (VHTR) の研究開発が進められている。我が国では SFR、VHTR を始め様々な研究開発が進められているが、本報では保障措置上の研究課題を残すオンライン燃料供給・再処理を行う MSR について報告する。MSR とは、核燃料に熔融塩を用いる原子炉で、冷却剤としても熔融塩が使われる場合が多い。熱中性子を利用するもの、高速～熱外中性子を利用する原子炉まで多様な設計提案がなされている。連続的な新燃料供給及び再処理を行うことが可能である点も特徴的であり、高い燃料利用効率、アクチノイド核変換率が期待できる。また核不拡散性の観点からは、単離 Pu や

高濃縮ウランを扱わず、Th サイクルでは ^{232}U - ^{233}U 随伴性により Material Attractiveness（核物質の不正利用価値）が低いことが特徴的である。一方で保障措置の観点からは、従来のオフライン型バッチ、アイテムを基本とした計量管理とは異なり、バルク施設となるためオンラインでの計量・検認が求められる。図 1 に米国 EPRI により提案されている Liquid-Fluoride Thorium Reactor(LFTR の物質の出入りを示す。破壊・非破壊分析手法により、体系内の核物質量を常時モニターするシステム開発により、物質不明量（MUF）やその不確かさ（ σ MUF）を最小化することが求められる。また、核セキュリティの観点から、核燃料と冷却材が同一であり複雑なシステム構成から、妨害破壊行為に対する耐性評価が重要である。低 Material Attractiveness によるリスク情報を活用しながら、脆弱性解析を行うなど、今後の研究開発展望が期待される。東工大では、米国 Texas A&M 大学と共同で次世代原子力システムの核不拡散性研究を進めている。

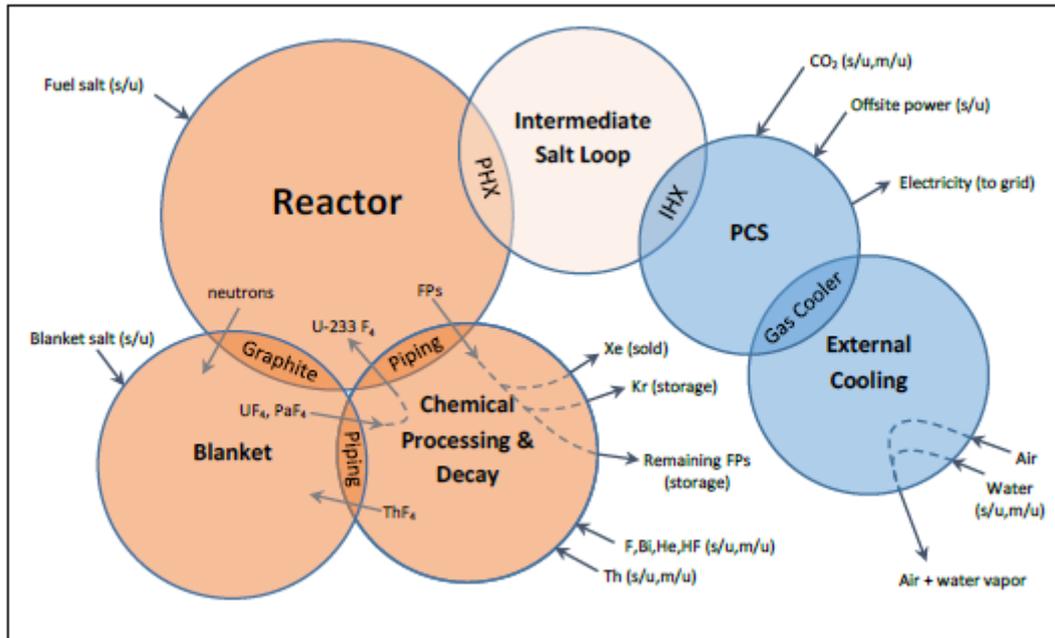


図 1 LFTR における物質フロー²

3. まとめ

本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観した。本分野は原子力安全・核セキュリティ・保障措置を含む特性・規制に関係した新たな研究開発を必要とする。Safety, Security Safeguards by Design が正に必要であり、事業者、規制者両面からの研究参加が期待される。

参考文献

[1] Proc. IAEA Safeguards Symposium 2018, [2] Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design, EPRI 2015 Technical Report.

謝辞

Some part of this work was supported by Tokyo Tech World Research Hub Initiative (WRHI) Program of Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

*Hiroshi Sagara¹ and Sunil Chirayath^{1,2}

¹Tokyo Institute of Technology, ²Texas A&M University.

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair: Akito Oizumi (JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bldg. 2F D22)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development

*Toru Obara¹ (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview

*Kazuaki Kito¹, Yoshitaka Kimura², Kazuhito Asano³ (1. Hitachi-GE, 2. MHI, 3. TOSHIBA ESS)

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原 徹¹, *木藤 和明², 木村 芳貴³, 浅野 和仁⁴¹東京工業大学, ²日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,³三菱重工業株式会社, ⁴東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場でも多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取り組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原 徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プラトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(船用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていると思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用 3D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小數ずつ作る場合でもコストが高くないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が高い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)–GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて“Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

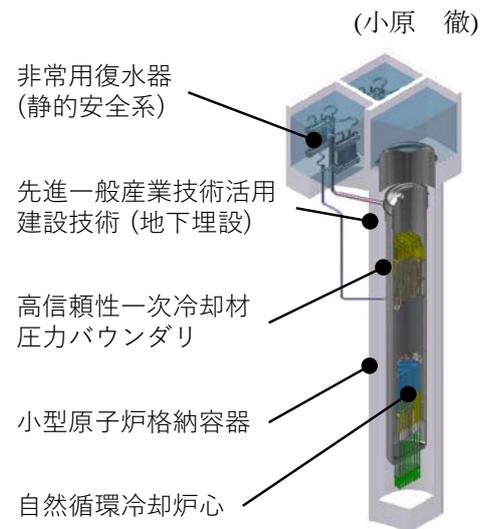


図 1 BWRX-300 概念図

表 1 BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO ₂ (MOX可)
目標建設単価	\$2,250/kW

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

- (b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。
- (c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。
- (d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。
- (e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。
 - 1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。
 - 2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。
 - 3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

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

(木藤 和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全やPWR発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社SMR開発の代表例として軽水小型炉(PWR)、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1) 軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュール軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社のPWR技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型PWRを開発する。軽水小型PWRは、主機一体型原子炉(図2)とすることで、大破断LOCA等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策(静的除熱・冷却系、炉内容融炉心保持、二重格納等)やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。

(2) 高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTRで実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率



図2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型PWR)

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野におけるCO₂排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3) 小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018年12月21日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える600MWt級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は2030年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する10MWt級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図3に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度5wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。

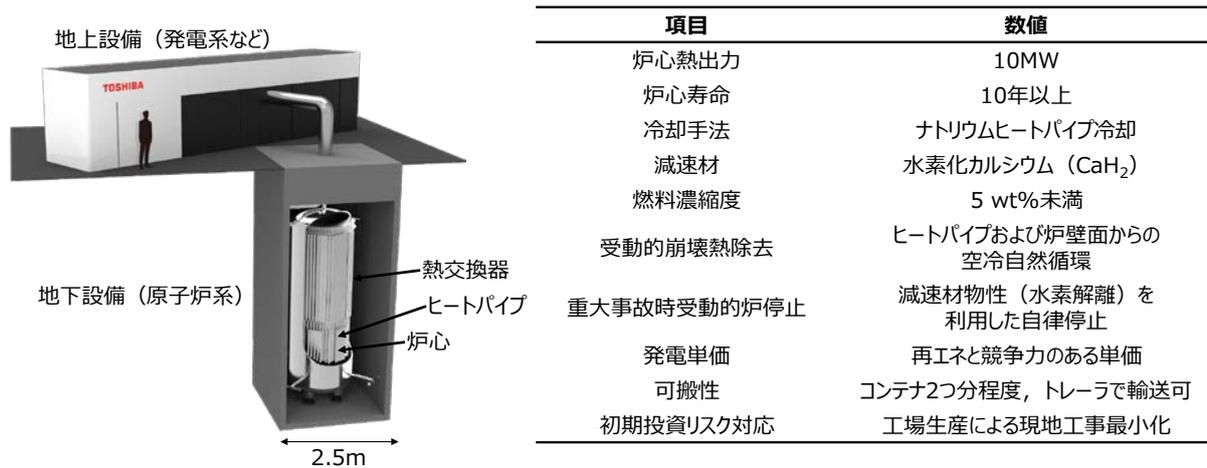


図3 分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野 和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでは考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかは SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原 徹)

参考文献

- [1] 関本 博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、日本原子力学会誌、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).
- [2] 小原 徹、「SR/TIT 美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、炉物理の研究、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月。
- [3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.
- [4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara¹, *Kazuaki Kito², Yoshitaka Kimura³, and Kazuhito Asano⁴

¹Tokyo Institute of Technology., ²Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ⁴Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原 徹¹, *木藤 和明², 木村 芳貴³, 浅野 和仁⁴¹東京工業大学, ²日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,³三菱重工業株式会社, ⁴東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場でも多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取り組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原 徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プラトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(船用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていると思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用 3D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小數ずつ作る場合でもコストが高くないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が低い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)–GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて“Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

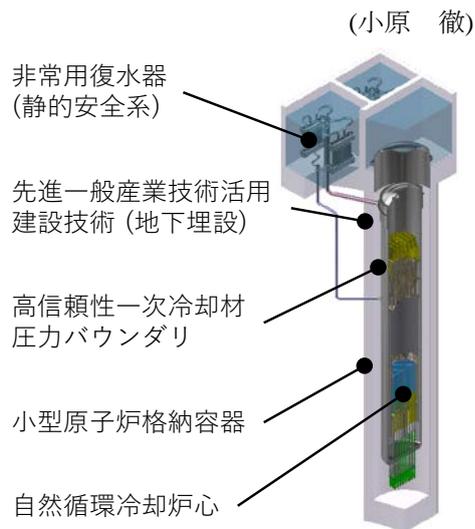


図 1 BWRX-300 概念図

表 1 BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO ₂ (MOX可)
目標建設単価	\$2,250/kW

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

- (b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。
- (c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。
- (d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。
- (e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。
 - 1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。
 - 2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。
 - 3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

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

(木藤 和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全やPWR発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社SMR開発の代表例として軽水小型炉(PWR)、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1) 軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュール軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社のPWR技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型PWRを開発する。軽水小型PWRは、主機一体型原子炉(図2)とすることで、大破断LOCA等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策(静的除熱・冷却系、炉内容融炉心保持、二重格納等)やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。

(2) 高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTRで実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率



図2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型PWR)

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野におけるCO₂排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3) 小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018年12月21日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える600MWt級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は2030年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する10MWt級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図3に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度5wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。

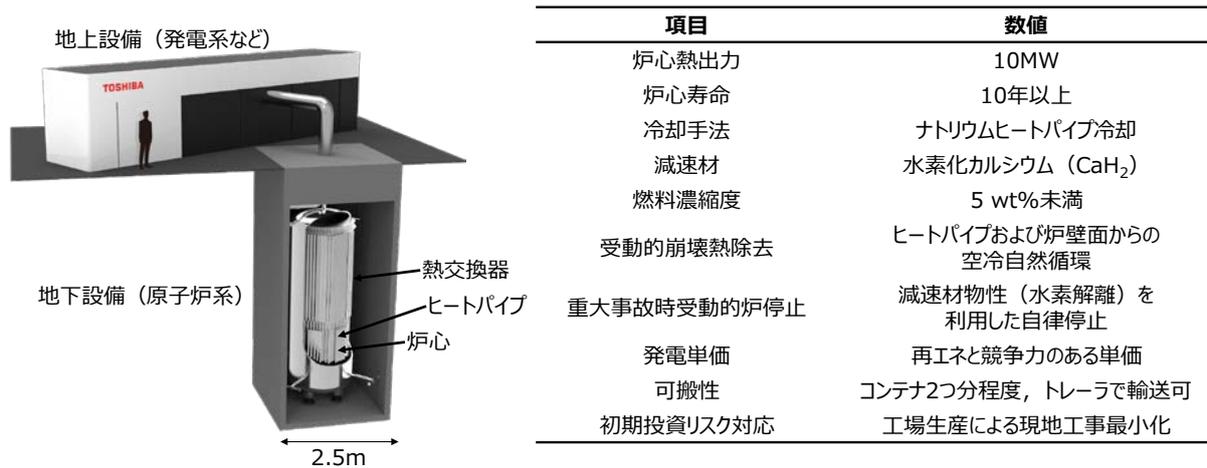


図3 分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野 和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでは考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかは SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原 徹)

参考文献

- [1] 関本 博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、日本原子力学会誌、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).
- [2] 小原 徹、「SR/TIT 美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、炉物理の研究、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月。
- [3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.
- [4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara¹, *Kazuaki Kito², Yoshitaka Kimura³, and Kazuhito Asano⁴

¹Tokyo Institute of Technology., ²Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ⁴Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

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

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Common Education Bldg. 2F E21)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*Kotaro Nakada¹ (1. TOSHIBA ESS)

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*Yoshiro Kudo¹ (1. TEPCO HD)

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*Koichi Sada¹ (1. CRIEPI)

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田 耕太郎¹¹東芝 ESS

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤 義朗²,²東京電力 HD

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田 幸一³³電中研

概要 原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は、不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計、建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは、モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として、個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016年7月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン:2015」(原子力学会ガイドライン)⁽¹⁾を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演⁽²⁾⁽³⁾や英訳版⁽⁴⁾の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換、並びにモデリング&シミュレーションに関する最新動向⁽⁵⁾を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」、「数学的モデル化」、「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素、並びに「不確かさを考慮した予測評価」、「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada¹, Yoshiro Kudo², Koichi Sada³¹Toshiba ESS, ²TEPCO, ³CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が、予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング&シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は、最適評価コードを用い不確かさを考慮して、発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下、“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには、まず、用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され、数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては、不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し、熱水力試験装置、実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて、数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお、不確かさについて、原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが、統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し、残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下、簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては、妥当性確認に用いる試験結果に対しては、安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し、特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し、統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い、当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し、その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し、例えば 95%信頼水準/95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように、統計的安全評価は最適評価コードを用い、同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが、発電用軽水型原子炉施設、その安全保護系、安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり、原子力安全上重要な手法であることから、その評価結果の信頼性の確保に関する要件は、評価対象の複雑性、個別効果試験、総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否、スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など、安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は、現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で、上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁶⁾に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」⁽⁷⁾に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋モデル条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）⁽⁸⁾も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図1参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになる。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

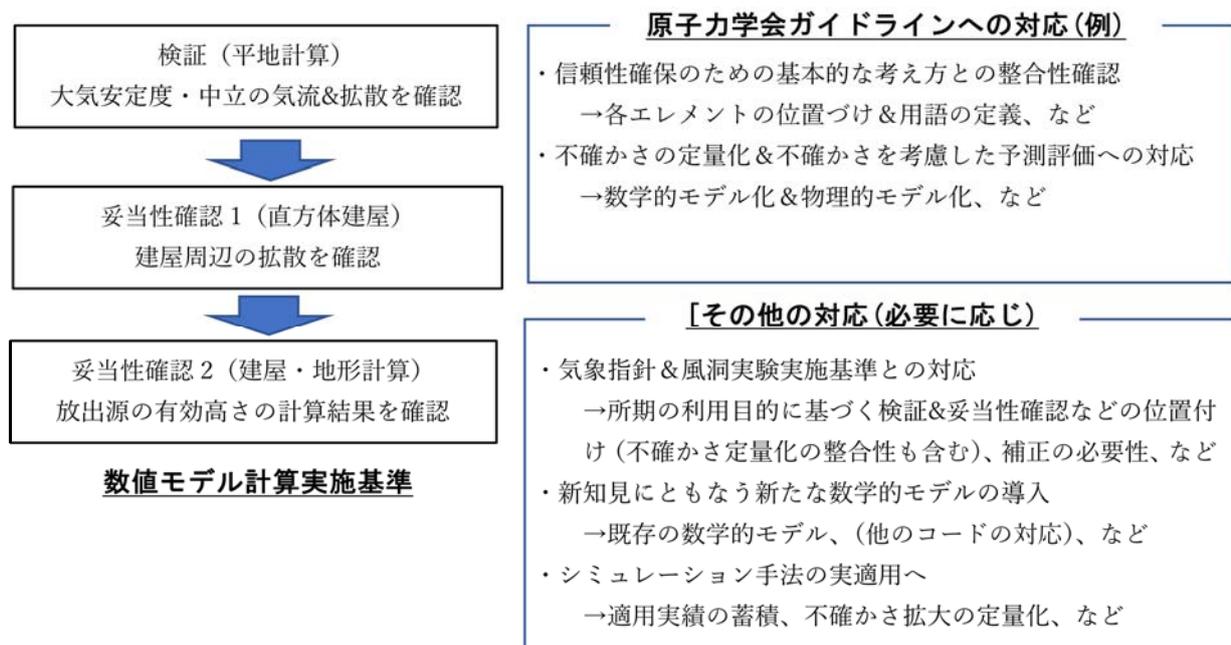


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況⁹⁾も勘案することになる。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確かさを拡大の定量化などの方法も検討する必要がある。

参考文献

- (1) 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、日本原子力学会（2015）。
- (2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
- (3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka, “Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
- (4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
- (5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
- (6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）。
- (7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
- (8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）。
- (9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）。

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田 耕太郎¹¹東芝 ESS

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤 義朗²,²東京電力 HD

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田 幸一³³電中研

概要 原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は、不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計、建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは、モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として、個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016年7月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン:2015」(原子力学会ガイドライン)⁽¹⁾を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演⁽²⁾⁽³⁾や英訳版⁽⁴⁾の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換、並びにモデリング&シミュレーションに関する最新動向⁽⁵⁾を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」、「数学的モデル化」、「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素、並びに「不確かさを考慮した予測評価」、「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada¹, Yoshiro Kudo², Koichi Sada³¹Toshiba ESS, ²TEPCO, ³CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が、予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング&シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は、最適評価コードを用い不確かさを考慮して、発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下、“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには、まず、用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され、数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては、不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し、熱水力試験装置、実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて、数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお、不確かさについて、原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが、統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し、残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下、簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては、妥当性確認に用いる試験結果に対しては、安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し、特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し、統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い、当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し、その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し、例えば 95%信頼水準/95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように、統計的安全評価は最適評価コードを用い、同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが、発電用軽水型原子炉施設、その安全保護系、安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり、原子力安全上重要な手法であることから、その評価結果の信頼性の確保に関する要件は、評価対象の複雑性、個別効果試験、総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否、スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など、安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は、現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で、上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁶⁾に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」⁽⁷⁾に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋モデル条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）⁽⁸⁾も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図1参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになる。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

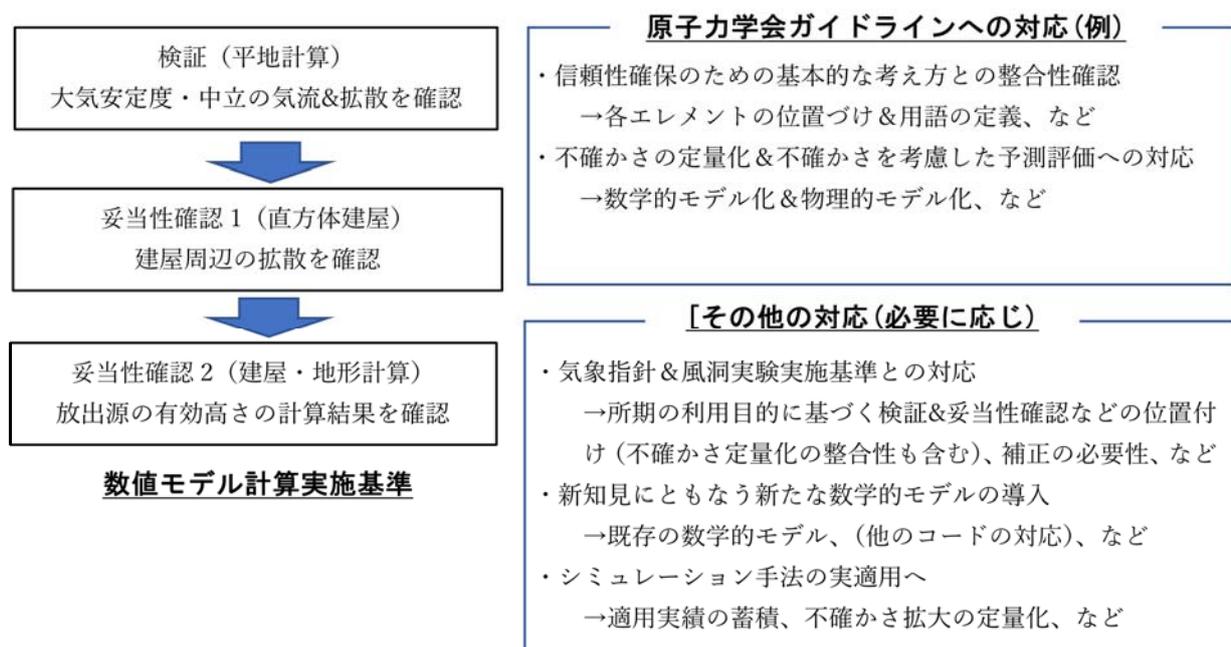


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況⁹⁾も勘案することになる。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確かさ拡大の定量化などの方法も検討する必要がある。

参考文献

- (1) 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、日本原子力学会（2015）。
- (2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
- (3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka, “Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
- (4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
- (5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
- (6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）。
- (7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
- (8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）。
- (9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）。

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田 耕太郎¹¹東芝 ESS

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤 義朗²,²東京電力 HD

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田 幸一³³電中研

概要 原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は、不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計、建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは、モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として、個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

(1) シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016年7月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン:2015」(原子力学会ガイドライン)⁽¹⁾を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演⁽²⁾⁽³⁾や英訳版⁽⁴⁾の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換、並びにモデリング&シミュレーションに関する最新動向⁽⁵⁾を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」、「数学的モデル化」、「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素、並びに「不確かさを考慮した予測評価」、「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada¹, Yoshiro Kudo², Koichi Sada³¹Toshiba ESS, ²TEPCO, ³CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が、予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング&シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

(2) 統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は、最適評価コードを用い不確かさを考慮して、発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下、“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには、まず、用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され、数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては、不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し、熱水力試験装置、実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて、数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお、不確かさについて、原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが、統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し、残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下、簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては、妥当性確認に用いる試験結果に対しては、安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し、特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し、統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い、当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し、その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し、例えば 95%信頼水準/95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように、統計的安全評価は最適評価コードを用い、同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが、発電用軽水型原子炉施設、その安全保護系、安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり、原子力安全上重要な手法であることから、その評価結果の信頼性の確保に関する要件は、評価対象の複雑性、個別効果試験、総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否、スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など、安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は、現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で、上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁶⁾に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」⁽⁷⁾に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋モデル条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）⁽⁸⁾も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図1参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになる。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

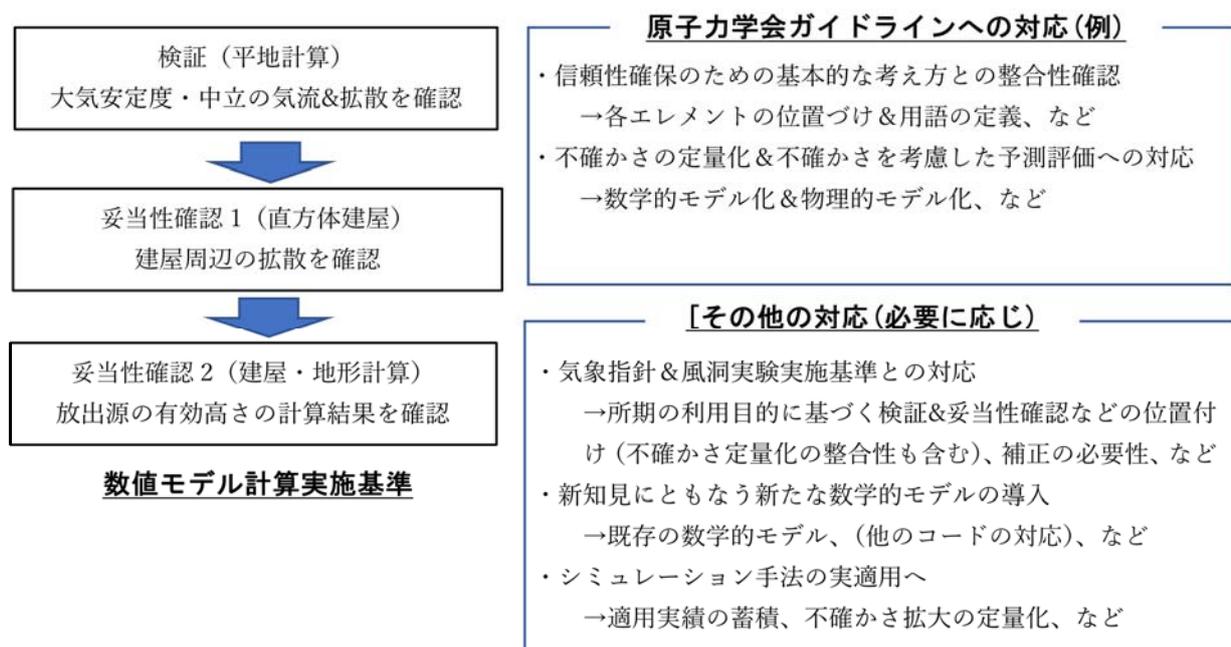


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況⁹⁾も勘案することになる。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確かさを拡大の定量化などの方法も検討する必要がある。

参考文献

- (1) 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、日本原子力学会（2015）。
- (2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
- (3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka, “Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
- (4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
- (5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 卷 2 号 p. 81-109.
- (6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）。
- (7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
- (8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）。
- (9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）。

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bldg. 3F A31)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments

*Tsukasa Aso¹ (1. Univ. of Toyama)

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*Kazami Yamamoto¹ (1. JAEA)

[1M_PL03] Muon accelerator

*Haruo Miyadera¹ (1. TOSHIBA ESS)

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

(1) Geant4 シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発例

(1) Introduction to Geant4 and its application developments

*阿蘇 司¹¹富山高等専門学校

1. はじめに

Geant4¹は、粒子と物質との相互作用をモンテカルロ法により計算するシミュレーションツールキットである。現在、高エネルギー物理学や原子核物理学のみならず、宇宙物理や医学物理などの様々な分野で広く利用されている。アプリケーション・ソフトウェアの形態で提供される他のシミュレーションコードと異なり、Geant4は実験等の用途や仕様に応じた独自のフレームワークに組み込むことを想定し、ソフトウェア部品を提供するツールキットとして開発、配付がなされている。1998年の最初の公開後、オブジェクト指向技術の設計開発方法論による設計実装も功を奏し、例えば、シンチレーション光の追跡等の物理モデルの拡張や、DNAサイズでの物理計算を行うGeant4-DNAプロジェクト²の展開など、その拡張性の高さが実証されている。ツールキットとしての配付は、物理解析とシミュレータの改善・最適化が同時進行する大規模実験の分野においては、計算科学の専門家によるシミュレータの開発・改善と、その利用者として物理解析を行う研究者との分業体制が確立していたため、非常に有効に機能した。しかし一方で、十分なソフトウェア開発技法を習得していることがGeant4アプリケーション開発の前提であったため、医学や工学などの分野でGeant4を利用する際の難しさの要因ともなっている。そこで、利用者によるGeant4アプリケーション開発の労力を軽減する観点から、アプリケーション開発の事例について紹介する。

2. Geant4のアプリケーション開発例

PTSIM(Particle therapy system simulation framework)³は、JST-CREST研究(2003-2009, 代表 KEK 佐々木教授)「高度放射線医療のためのシミュレーション基盤の開発」⁴の成果物であり、粒子線治療装置と患者形状に基づく線量分布計算等を行うシミュレータである。利用者によるC++コード開発を減らし、ユーザインターフェイスコマンドによるシミュレーション条件設定が可能となっている。国内外の粒子線治療機関に配布されて治療計画装置の検証や研究に利用されており、Geant4医学応用講習会の教材としても利用されている。

Galet(Geant4 application templet for primer)⁵は、小規模なGeant4アプリケーション開発を行うための雛形プログラムである。利用者はジオメトリ記述と取り出す物理量の記述のみを行うことで、シミュレーションを構築することができる。2016年から実施している高専-KEK加速器・計算科学インターンシップ(KEK大学等連携支援事業)において、高専生のGeant4シミュレーション構築実習で教材として利用している。

3. まとめ

講演では、Geant4シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発について、PTSIMやGaletでの開発事例を紹介し、その解説を行う予定である。

参考文献

- [1] S. Agostinelli et al., Nucl. Instrum. and Meth. A 506(3), (2003) 250-303; J. Alison et al., IEEE Trans. on Nucl. Sci. 53(1), (2006)270-278; J. Allison et al., Nucl. Instrum. and Meth. A835, (2016)186-225.; [2] S. Incerti et al., Med. Phys. 45, (2018) e722-e737; S. Incerti et al., Med. Phys. 37 (2010) 4692-4708; S. Incerti et al., Int. J. Model. Simul. Sci. Comput. 1, (2010)157-178.; [3] T. Akagi et al., Prog. in Nucl. Sci. and Technol. 4, (2014) 896-900.; [4] 佐々木節他, 日本シミュレーション学会, シミュレーション 28(1), (2009).; [5] T. Aso et al., Nagaoka Univ, Trans. on GIGAKU 6(1), (2019) 06005/1-12.

*Tsukasa Aso¹¹National Institute of Technology, Toyama College

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

(2) J-PARC 加速器におけるモンテカルロシミュレーションの利用

(2) Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*山本 風海¹¹ 日本原子力研究開発機構 J-PARC センター

1. はじめに

大強度陽子加速器施設 J-PARC (Japan Proton Accelerator Research Complex) は、最大 1 MW という大強度陽子ビームから中性子、ミュオン、ニュートリノ、K 中間子などの多彩な二次粒子ビームを作り出し、多種多様な物理実験の実施と研究推進を目的とする研究施設である。J-PARC 施設は茨城県東海村の日本原子力研究開発機構 (JAEA) 原子力科学研究所施設内に建設され、利用運転開始から 10 年が経過している。J-PARC は 400 MeV の常伝導リニアック、25 Hz という早い繰り返しの 3 GeV シンクロトロン (Rapid Cycling Synchrotron, RCS), 30 GeV まで加速する主リングシンクロトロン (Main Ring, MR) の 3 台の加速器と、RCS のビームを使ってミュオンおよび中性子実験を行う物質生命科学実験施設 (Material and Life science experimental Facility, MLF), MR のビームを用いてスーパーカミオカンデに向けてニュートリノを飛ばし、長基線実験に供するニュートリノ実験施設, MR ビームで中間子を生成し主に強い相互作用に関する実験を行うハドロン実験施設、の 3 つの実験施設から構成されている。

J-PARC のような高エネルギー、高出力の陽子加速器では、運転中のビームロスにより機器が放射化することで故障率が上がり、保守作業時に作業者が被ばくする事になる。これにより、ビーム強度はこれ以上ロスが発生すると作業者の被ばく量が許容できなくなる、という処で制限を受けることになる。そのため、1 MW という大出力を達成するためにはビームロスの対策が必須であり、J-PARC 加速器では設計段階からシミュレーションを用いて対策を検討してきた。本稿では主に RCS の設計を題材として、モンテカルロシミュレーションの利用例について報告する。

2. 加速器と計算機シミュレーション

RCS での具体的なモンテカルロシミュレーションの利用例の前に、まず加速器の設計において用いられる計算機コードについて述べる。そもそも加速器では、電磁相互作用を用いて荷電粒子をコントロールし加速する。そのため、加速器の設計では 1) 荷電粒子が磁場中で想定している安定な軌道上を運動することや、加速電場によって安定に加速できることを確認するための粒子トラッキング、2) それら安定な軌道を得るための、電磁石や加速管が作る磁場、電場の評価、の二つの計算をまず行う必要がある。

1) に関しては、ローレンツ力を受ける荷電粒子の運動方程式①を解くことで求めることができる。

$$m \frac{dv}{dt} = q(\mathbf{E} + \mathbf{v} \times \mathbf{B}) \quad \dots \textcircled{1}$$

理想的な一様電場・磁場分布の条件であれば、解析的に解を求めることができるが、一般にはそのような条件は作ることができず、また大強度ビームでは荷電粒子同士の空間電荷の影響も考慮する必要がある。そのため、実際上は①式は計算機を用いた Runge-Kutta 法等の数値積分を実行することで解くことになる。

2) に関しては、軌道計算に用いるような理想的な電場・磁場の条件に実際の電磁石や加速管内の電磁場分布を近づけるため、Maxwell 方程式を解きそれらの形状を最適化することになる。こちらに関しても、実際に必要な理想に近い電磁場分布を作るためには、電磁石や加速管の形状が複雑になるため、解析解は求められず、有限要素法を用いたシミュレーションを実行することになる。これら粒子の運動や電磁場の分布は、古典力学的・決定論的な因果律に基づいた方程式で記述されるため、加速器の設計においてモンテカルロシミュレーションはこの段階までは用いられない。

一方で、電磁場の設計からのズレや装置の設置誤差などの不確定要素によって、ビームは計算上の軌道から外れて真空容器に衝突しビームロスとなる。あるいは、設計通りに加速されたビームについては、最終的には二次粒子を生成するためのターゲットに入射することになる。これら、ビームと物質との相互作用の影響について評価するためには、モンテカルロシミュレーションが必要となってくる。RCS では、ビームロスを局所化するコリメータの設計検討や、あるビームロス想定のもとで評価した加速器トンネルの遮蔽設計等にモンテカルロシミュレーションが活用されている。以下、その具体例を述べる。

3. J-PARC RCS でのモンテカルロシミュレーションの利用例

2-1. コリメータ設計

はじめに、でも述べたように、RCS のような高エネルギーの陽子シンクロトロンでは、運転中のビームロスが機器の放射化を引き起こす原因となり、運転できるビーム強度はそのビームロス量によって制限を受ける。そのため、1 MW という大出力を達成するために、RCS では設計段階から放射化をできる限り低減するため様々な対策を講じており、その一つとしてビームロスを局所化できるようにアパーチャを狭めたコリメータを導入している。RCS のコリメータは、加速初期に3%のロスが発生するという仮定の基に、ビームを廃棄するダンプや物理実験で使用されるターゲットに相当するような4 kW という大容量で設計した。このコリメータの設計は、フェルミ国立研究所で開発されたSTRUCT コードおよびMARS コードを用いて行った。

STRUCT コードは転送行列による粒子トラッキングを行い、粒子の X, Z 座標が設定された各機器のアパーチャの値より大きくなった際には真空容器壁に衝突したものと判断し、その影響の評価に進む。影響評価では、クーロン多重散乱についてはMolière 分布、エネルギーロスに関してはLandau 分布に従うものとして、疑似乱数を用いて散乱角度とエネルギーを求め、粒子のエネルギーが所定の値以下になった時点でビームロスしたと判断し、その座標を出力ファイルとして出す。このSTRUCT コードによって、シンクロトロンを周回する間にどこでロスするのか評価できるため、コリメータにロスが集中するようパラメータの検討を行った。

他方のMARS コードは、物質中でのハドロン電磁カスケードをシミュレーションするコードで、その特徴として計算結果に対する寄与の大きいエネルギーや粒子種について優先的にサンプリングする方法(Leading Particle Biasing)を採っている。また、原子核との相互作用の評価では、核内カスケード・蒸発モデルに基づく核内過程の詳細計算ではなく半経験式を用いているため、計算速度が非常に速く、高エネルギーや深層透過計算に有利である。このMARS コードを用いて、コリメータに陽子ビームが当たった際の二次粒子の生成量や残留線量の評価を行い、保守作業が可能なレベルに残留線量を抑えるために必要な遮蔽構造の設計を行った。

コリメータの設計については、実際のビーム運転後の線量分布と比較を行うことで、その設計の妥当性を評価し、所定の性能を発揮していることを確認した。

2-2. 遮蔽設計, 許認可申請

加速中に発生するビームロスに関しては、かなりの部分は前述のコリメータに集中できるが、1%程度はコリメータから漏れ出てきて他の機器に衝突する。また、ビーム入射時や出射時に発生するロスも、コリメータに局所化することはできず入射機器に集中する。このため、コリメータに局所化した分も含め、加速器運転中は加速器トンネル内に放射線が飛び交う事となり、管理区域として外部に放射線が漏れないようにトンネルの遮蔽設計を行う必要がある。RCS では、トンネル躯体設計の際にはMARS コードを用いて遮蔽に必要な厚さを決定した。また、放射線発生装置として許認可申請を行ったが、その際の計算にはPHITS コード及びMCNPX コードを用いて詳細評価を実施している。これらの計算は、以下のビームロス想定の下で実行した。1) 入射部で1 kW, 2) リニアックで加速したHから電子二個を剥ぎ取り、陽子に荷電変換してRCSに入射するが、その際に荷電変換し損なったHやH⁰粒子を廃棄する入射部ダンプで4 kW, 3) 出射部で100 W, 4) コリメータで4 kW, ただしロス分布はSTRUCT コードで求めた分布でコリメータおよびその他加速器機器に分布するものとする, 5) ビームライン1 mあたり1 Wの様なロス, 6) 出射部にビーム調整に使用する出射部ダンプ8 kW。

また、入射部ダンプに関しては、MARS コードで得られた発熱分布をもとに、躯体のコンクリートの温度

が強度低下を起こす 60 °C まで上昇しないよう構造設計を行なった。

2-3. 入射部で発生したロスの対策検討

RCS において、連続ビーム供用運転が開始されてから最初に高い線量が観測されたのは、入射用荷電変換フォイルより 5 m 程度下流の、ダンプビームラインと周回軌道を分岐するためのダクト、および、その下流であった。このダンプビームラインは入射時に陽子に変換し損ねた H⁺や H⁰を、廃棄用のダンプまで輸送するためのものである。周回軌道と、これらの廃棄ビームの分離ために、分岐ダクトにはセプタム電磁石を組み込む必要があるため、この部分の真空容器の口径は、周辺よりも小さくなっている。フォイルでの散乱の影響について、GEANT4 を用いて評価したところ、10⁻⁶ 程度の割合で大角度に散乱される粒子が存在し、その散乱粒子がこの口径が狭まった箇所に集中して当たっていることを突き止めた。また、比較的散乱角が小さい粒子は、この分岐部を通過して、その下流のビーム位置モニタに当たることが散乱粒子の軌道計算から判った。この結果を基に、分岐部のダクトにコリメータを組み込むことで散乱粒子をそのコリメータに局所化し、さらに分岐ダクトとコリメータを遮蔽体で覆うこととした。この分岐部コリメータと遮蔽体の設計でも STRUCT コードおよび MARS コードを利用し、最終的にそのコリメータを設置することで、残留放射能の影響を抑えることに成功した。

4. まとめ

J-PARC のような大強度陽子加速器施設においては、ビームによって引き起こされる放射化は避けられない課題であり、設計段階での評価、運転開始後に発覚した問題の解決において、モンテカルロシミュレーションは大きな役割を果たしてきた。今後、さらなる大強度化を進めるうえでも、その高度化と精度、ユーザビリティの向上は重要であると考えられる。

*Kazami Yamamoto

¹J-PARC center, JAEA

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

(3) ミュオン加速の検討

(3) Muon accelerator

*宮寺 晴夫

東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. 緒言

これまでミュオン科学研究では、エネルギー250 MeV以上に加速した陽子を生成標的に当て発生するパイオンの崩壊で得られるミュオンと、宇宙線ミュオンが利用されてきた。前者のミュオンのエネルギーは数MeV～数十 MeV であり、典型的には毎秒 $10^6 \sim 10^9$ 個のミュオンが得られている。一方で後者の宇宙線ミュオンは数 GeV をピークとする広いエネルギー分布をしているが、フラックスは毎分 1 個/cm² と低い。近年、宇宙線ミュオンを用いた社会インフラ検査やコンテナスキャナが実用化段階に入っているが、加速器で発生させたミュオンをより高エネルギーに加速して利用することで、測定時間短縮や精度向上が望める。加速器で発生させたミュオンは時間的にもエネルギー的にも広がっているため、これまでは加速前にビーム冷却することが検討されてきたが、冷却装置の大型化やミュオン強度が落ちるなどの課題を抱えていた。

2. ミュオン加速器のモンテカルロシミュレーション

本報告では、ビーム冷却をせずミュオンを直接キャビティに入れ加速する方式を独自のモンテカルロシミュレーションで検討を行った。図1にシミュレーション体系を示したが、検討を行った大アクセプタンスミュオン加速器は通常の π モードではなく0モードキャビティと、キャビティを取り巻くコイルで構成されている。図2に示したようにキャビティ長が短い低 β 領域では、 π モードよりも0モードの方が消費電力で有利である。キャビティはRFQ加速器のようにバンチングモードで始まり徐々に加速モードに位相を移していく構成となっており、ミュオンビームの発散はコイル磁場で抑える。キャビティの設計エネルギーよりも高いエネルギーのミュオンは、位相が合っていないためRFによる実効的な加速/減速はゼロであり、設計エネルギーがマッチしたキャビティに入るとそこから実効的な加速が始まる。この仕組みにより、比較的大きなエネルギーアクセプタンスを実現できる。

シミュレーションは、パイオンの生成断面積[1]を基にパイオンを発生させ、崩壊してできたミュオンを磁場でキャビティに導き、各キャビティ内の電磁場を時間変化させ粒子トラッキングする構成となっている。0モードキャビティの窓でのエネルギー損失、散乱も含まれており、例えばキャビティを高圧水素ガス/ヘリウムガスで満たした場合のエミッタンス改善効果なども調べることができる。

シミュレーションによると、大アクセプタンスミュオン加速器により数 100 MeV の“第三の”ミュオン源を実現でき、また、素粒子研究への展開としてミュオンコライダーやニュートリノファクトリー[2]で計画されている 300 m にも及ぶインジェクターを 10 m のミュオン加速器で置き換えることも期待できる。

参考文献

[1] D.R.F. Cochran et al., Phys. Rev. D6 (1972) 3085. [2] J.S. Berg et al, Phys. Rev. ST-AB, 9, 011001 (2006).

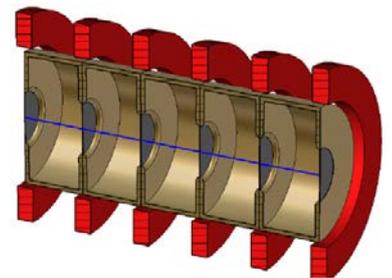
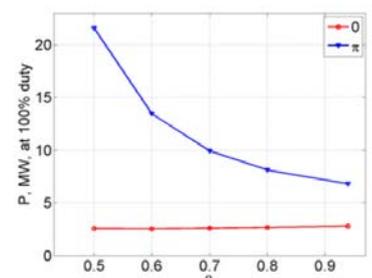


図1 ミュオン加速キャビティ

図2 0モードと π モードの消費電力比較

*Haruo Miyadera

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers

IV

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*Kazuhisa Fujita¹ (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments

*Hironori Ohba¹ (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*Koji Tamura¹ (1. QST)

レーザーの特長を利用した研究開発 IV

Research developments using excellent properties of Lasers IV

(1) kW 級 CW レーザーを用いた表面クリーニング技術の開発と除染適用の試み

(1) kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*藤田和久¹, 豊澤一晃², 高原和弘², 稲垣博光³, 移川隆行⁴, 藤田啓恵⁴, 山田正明⁴,
沖原伸一郎¹

¹光産業創成大学院大学, ²トヨコー, ³中部電力³, ⁴日本環境調査研究所⁴

1. 緒言

kW 級 CW (連続波) レーザー光の高速スキャンによる, 廃止措置の放射能除染技術 (レーザー除染) の研究開発に取り組んでいる。その基本技術は, インフラ維持管理を目的として開発していたレーザークリーニング技術であり, その内容と, 除染適用の試みについて紹介する。

2. インフラ維持管理を目的としたレーザークリーニング技術 [1]

2-1. 鋼構造物の維持管理

高度経済成長時代に多く建設されたインフラの老朽化が問題にされはじめて久しく, 高速道路や鉄道などを支える橋梁, 鉄塔, 石油備蓄用などの大型タンクなど, 鋼構造物もその代表である。国内に 60 万を超える橋梁に限っていえば, 海からの飛来塩分や融雪剤の塩にさらされ, 錆による橋梁の劣化が課題となっている。

橋梁の寿命と言われる 50 年を迎える長さ 2 m 以上の橋梁は, 2023 年には全体の 43%, 2033 年には 67%, 老朽化に伴い通行規制がある橋梁 (15m 以上) は 2013 年に 1,381 橋あり年々増加している。事後保全から予防保全, ライフサイクルコスト低減に資する維持管理手法が今後さらに重要となる。

2-2. 塗り替え塗装工事における素地調整の課題

鋼構造物の延命化には, 劣化塗膜と錆が混在する鋼構造物表面において, それらをきれいに除去し, 再塗装後の耐久性を与えられる素地調整を実施し, 鋼構造物を錆から守る必要がある。しかしながら従来はディスクサンダーといった電動工具による限定的な除錆 (3 種ケレン) にとどまっておき, 短期間の再発錆が課題であった。ブラスト工法による 1 種ケレン作業も, 多く使用する研削材の飛散防止養生・産廃コスト, 騒音や粉塵環境下における作業性などに課題があり, よりよい工法が求められていた。

2-3. レーザークリーニング

そういった課題を持つトヨコーが光産業創成大学院大学と共同で開発したのが CoolLaser® (クーレーザー®) システムである。集光させた kW 級の CW レーザービームを円環状に高速スキャンさせ, 表面の付着物を瞬間的に急加熱し, 熔融・蒸散・熱破砕により除去するものである。

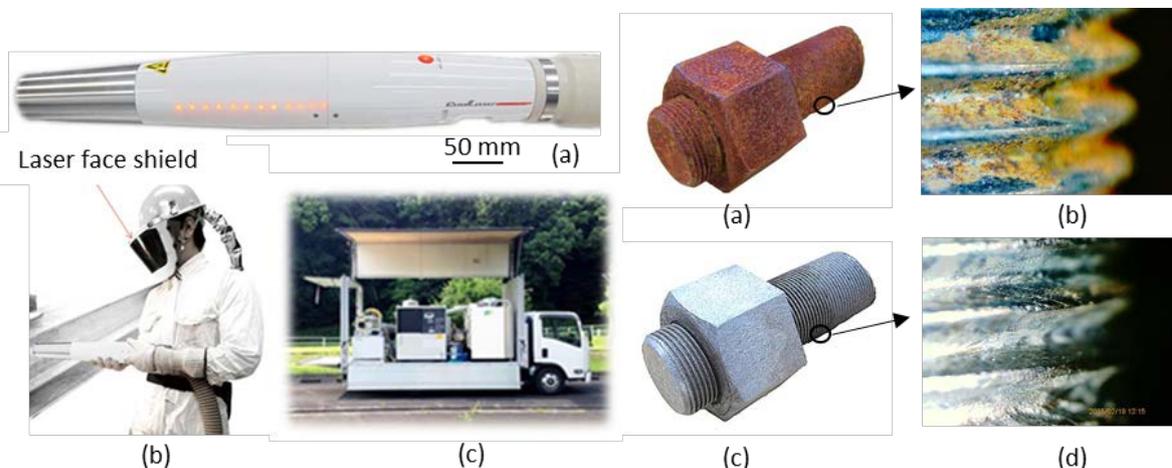


図1 レーザークリーニングシステムの外観 図2 錆除去の例 (a)(b) 除去前、(c)(d) 除去後

図1にCoolLaserシステムを示す。波長1 μm 帯のファイバーレーザーを光源とし、光ファイバーにより100mの伝送を可能とし、これらを搭載したトラック(c)により橋梁の塗り替え工事に対応している。光ファイバーの先端には円環状の高速スキャンを可能にするレーザーヘッド(a)を取付け、安全に配慮された装備をまとった作業員が手に持って作業できるようにしている(b)。現在、現場にて実用化が進んでいる。

図2に錆びたサンプルの照射前後の写真を示す。電動工具ではもちろん、ブラスト工法においても研削材の大きさからねじ山内の研削が困難であるが、レーザーの場合は光が届けば処理可能である。光は吸収により消滅するため、使用済みの研削材の処理も不要であり、粉塵環境や騒音問題についても有利である。再発錆の主要因である塩分の除去にも有利であるため、表面の塩分濃度50 mg/m^2 以下の達成が従来工法より容易である点が特に鋼構造物の維持管理にとって利点とされている。

3. 除染適用の試み

2章で述べたレーザークリーニング技術を利用して、廃止措置の放射能除染技術(レーザー除染)に適用するための研究開発に、中部電力及び日本環境調査研究所が加わって取り組んでおり、それらを概観する。

3-1. 処理速度の推定 [2]

金属部材の汚染は放射性物質が鋼材表面の酸化被膜に付着することで生じるため、レーザー除染の処理速度は、放射性物質が含まれる深さまでの表層除去に必要なエネルギーを投入しながら、鋼材表面を走査する速度として評価できる。

そこで、CW 500 WのYbファイバーレーザーを無垢の316ステンレス表面に直線状に走査しながら集光照射し、レーザーフルエンスをパラメータとしてステンレス表面の除去量を測定した。そのデータをもとに、当時ファイバーレーザーで最大級出力であった10kWレーザーの使用を想定し、放射性物質の含有深さを10 μm と仮定し、最適照射条件における処理速度を推定すると、1 m^2 あたり15分となった。除染対象物によって必要な処理速度は異なるものの、十分に検討に値する速度であり、実用化の可能性が期待できる。

3-2. 粉塵飛散防止機構の原理確認 [3]

水中におけるレーザークリーニング手法について検討した。水中におけるレーザー光の減衰、発生除去物による光路遮断、近接照射系などを検討し、図3に示すような錆びサンプルの水中におけるクリーニング試験に成功している。

3-3. 発生粉塵の特性把握 [4]

レーザー除染で発生する放射性物質を含む粉塵・ガスの処理方法について検討するため、金属板へのレーザー照射で発生する粉塵・ガスを分析する基礎実験を行った。そのうち、図4は発生粉塵の粒径分布であり、対象物によって異なるがおおむねマイクロメータ程度以下であることがわかった。

4. まとめ

インフラ維持管理向けのレーザークリーニング技術とその除染適用についての概要を述べた。本大会では、移川よりホット試験についての発表を行う予定である(レーザー塗膜除去技術の原子力プラントへの適用に向けた研究開発(4)実金属廃棄物を用いた除染試験)。

参考文献

[1] 藤田和久 他、レーザー研究, **45**, 7, 418-422, (2017).

[2] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015年春の年会」B41.

[3] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015年秋の大会」E15. [4] 稲垣博光他、日本原子力学会「2018年秋の大会」2L17.

*Kazuhiisa Fujita¹, Kazuaki Toyosawa², Kazuhiro Takahara², Hiromitsu Inagaki³, Takayuki Utsushikawa⁴, Hiroe Fujita⁴, Masaaki Yamada⁴, and Shin-ichiro Okihara¹

¹The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries, ²TOYOKOH Inc., ³Chubu Electric Power Co., ⁴Japan Environment Research Co.

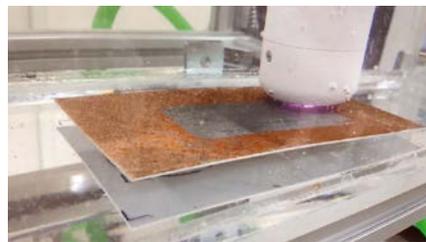


図3 水中試験

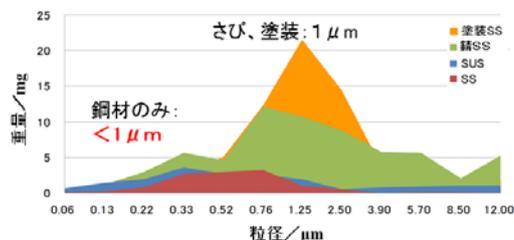


図4 発生粉塵の粒径分布

レーザーの特長を利用した研究開発 IV

Research developments using excellent properties of Lasers IV

(2) 過酷環境下での遠隔レーザー分析技術

(2) Remote laser analysis technique in severe environments

*大場 弘則^{1,2}, 田村 浩司^{1,2}, 佐伯 盛久^{1,2}, 田口 富嗣¹, 若井田 育夫², 平等 拓範^{3,4}¹量研機構, ²原子力機構, ³理研播磨, ⁴自然機構

東電福島第一原子力発電所(1F)の廃炉においては、世界でも例のない事故炉からの熔融燃料デブリ等の安全かつ円滑な取り出しが求められている。これまでに、原子力機構において長さ50mの耐放射線性光ファイバーを活用したレーザー誘起プラズマ発光分光(以下LIBS: Laser-induced breakdown spectroscopyという)技術が提案されており、本技術の適用により水中・近赤外波長域での燃料デブリその場迅速分析可能性の高いことが示されている¹⁾。しかしながら、高出力のレーザーを光ファイバーに導入するにはその長さに大きな課題が存在する。レーザー光伝送ファイバーLIBS技術では、高出力のレーザーを光ファイバーに導入して先端の分析プローブまで伝送させるが、1F廃炉措置における炉内状況調査では、人間が十分に余裕を持って安全に作業ができるエリアから高放射線環境下検知位置までの距離は100m以上が想定される。また、分析ヘッド近傍での高輝度発光源を実現するためにはレーザー出力を上げる必要があり、導入レーザー光の高出力化に伴って光ファイバー入射端面の損傷頻度が格段に増加する。こうしたことから、現在開発中の光ファイバーLIBSと並行して代替技術の開発も進めることが不可欠である。

そこで我々は、発想の転換として、従来の高出力パルスレーザー光をファイバー伝送する方法(図1上図)ではなく、光ファイバーの先端にレーザー光発振機能を持たせることにより、より長距離の分析標的への高いエネルギーを投入して高輝度のプラズマ発光を可能とし、高放射線環境下での炉内デブリ性状等の高感度分析技術を考案した。これを実現するために、セラミックマイクロチップレーザー技術^{2,3)}を活用して、短波長化による高感度LIBS分析手法(図1下図)の開発に着手した。これは、ジャイアントパルスマイクロチップレーザー(以下マイクロチップレーザーという)技術を活用して、短波長化による高感度LIBS分析手法を開発し、量研機構のガンマ線照射施設を利用して高線量放射線環境下でのマイクロチップレーザーの適用可能性について評価するものである。

本報告では、まず光ファイバーに関する放射線環境下における耐性について、これまでに報告された事例等のレビューを行い、続いて従来型ファイバーLIBS技術を改良して可搬性を高めた装置を開発し、過酷環境下において遠隔迅速その場分析を実証した試験結果を述べ、更にマイクロチップレーザーLIBS技術開発の概要・進捗状況について紹介する。

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

文献

- 1) M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.,
- 2) H. Sakai, et al., Opt. Express 16 (2008) 19891.
- 3) L. Zheng, et al., Opt. Express 7 (2017) 3214.

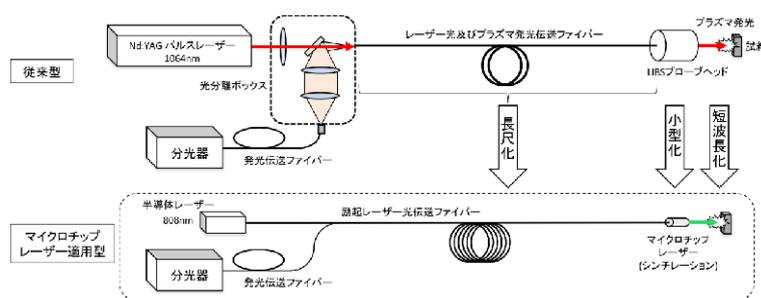
*Hironori Ohba^{1,2}, Koji Tamura^{1,2}, Morihisa Saeki^{1,2}, Tomitsugu Taguchi¹, Ikuo Wakaida², Takunori Taira^{3,4}¹QST, ²JAEA, ³RIKEN, ⁴NINS,

図1 新規考案ファイバーLIBS装置の概略図 従来型の問題点を解決して、より高感度で安全性の高い炉内検知LIBSプローブを提供

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅳ

Research developments using excellent properties of Lasers Ⅳ

(3) レーザー法による原子炉厚板鋼材切断技術の開発

(3) Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

* 田村 浩司^{1,2}, 遠山 伸一², 門脇 春彦³, 石神 龍哉³, 山岸 隆一郎³¹量研機構, ²原子力機構, ³若エネ研

1. はじめに

運転期間を終了した原子炉では、順次廃止措置が行われる。その際、原子炉構造物の切断解体が必要とされる。従来から実績のある切断法であるプラズマアーク法や機械式切断法と比較して、レーザー光を熱源とするレーザー法は、遠隔制御性が高く、ブレードなどの交換部品の必要性がないなど利点が多く、原子炉解体に適用できるならば有効な選択肢となりうると期待されている。しかし、原子炉は压力容器など 100mm を超える板厚の大きい鋼材で構成されているため、レーザー法の廃止措置適用にはこのような厚板鋼材の切断が必要とされる。しかし、レーザー法はこのような厚板鋼材切断に関しては知見や実績に乏しく、その適用性や有効性の展望に関しては必ずしも肯定的なものばかりではなかった。

本報告では、原子炉に用いられるような厚板鋼材のレーザー切断技術の開発や、その廃炉現場適用を目指した最近の技術開発の成果に関して報告する。

2. 厚板鋼材切断の技術開発

2-1. 厚板鋼材のレーザー切断試験

図 1 にレーザー切断の試験配置を示す。熱源として米国 IPG フォトニクス社製ファイバーレーザーの発振光を用いた。レーザー光を光ファイバーで導き、加工ヘッド内のレンズで集光し、鋼材試験片に照射した。熱で溶融した金属を除去するためのアシストガスを、レーザー光と同軸状に噴射している。厚板鋼材切断を目指して、レーザー光の照射条件、鋼材の移動速度やガス噴射圧力など様々な条件を探索して、切断試行を行った[1, 2]。

図 2 はステンレス鋼 (図左側の薄い部分) と低炭素鋼 (図右側の厚い部分) を組み合わせた鋼材試験片のレーザー切断試行結果である[2]。それぞれ、沸騰水型 (a) と加圧水型 (b) 原子炉の压力容器壁を模している。中心部の切断溝が直線状に左側 (加工ヘッド側) から右側 (出射部側) に抜けており、切断が達成された結果を示している。このような試験結果から、压力容器の板厚として想定される 300mm 程度の鋼材 (炭素鋼やステンレス鋼) のレーザー切断が可能であることを示した。

また、廃炉現場への適用で想定される複雑な形状を有する構造物や、大型配管を模した鋼材に関しても試験を行った。図 3 はゲートバルブ切断への適用例で、ノズル先端から照射したレーザー光により、バルブの複雑な形状によらず切断が可能であることが示された。これら結果は、レーザー切断が压力容器や廃炉現場

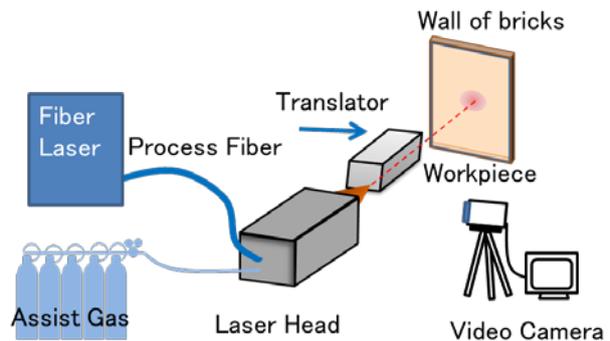


図 1 レーザー切断試験配置



図 2. 压力容器を模擬した厚板鋼材の切断結果

の様々な対象構造物の切断に十分適用可能であることを示しており、レーザー切断の廃止措置における適用性や有効性を実証する結果である。

2-2. 切断条件の解析

一方、切断に必要な諸条件を満たさないと、このような切断は達成されない。達成されない場合、高出力のレーザーエネルギーが対象鋼材溝内に滞留し、熔融金属を吹き戻したり、照射部分が大きくえぐり取られたりする。これは、作業上危険性の伴う事象である。そこで、どのような条件の組み合わせで切断が可能となるのか条件解析を行った。図4(a)-(f)に切断試行を行った後の鋼材側面の例を示す。また、試行結果を鋼材入射面のカーフ幅とアシストガス流量で整理し、切断可否(○、×)をまとめた結果を図4(g)に示す。これにより、おおよそ切断可能条件が、前面カーフ幅とガス流量のある条件範囲内で実現できていることが把握できた[3]。この結果に基づきアシストガス圧力の鋼材前面からの距離依存性を計算した(図5)。この結果から、切断長に沿って熔融金属が移動できるようなガス圧力が維持できる場合に切断が可能となる、と考えると傾向がおおよそ説明できることがわかった。このような解析を行うことにより、廃炉現場における高出力レーザーによる切断技術の適用を、より安全に予測・制御して行えるようにできるものと期待される。

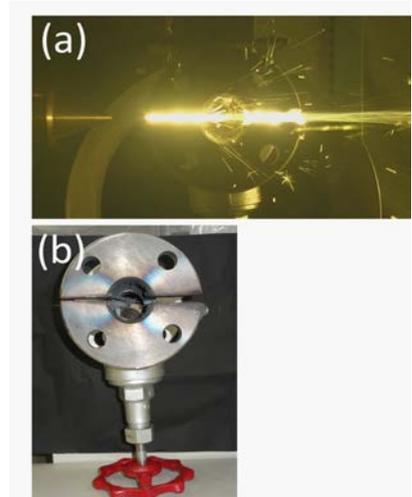


図3 構造物の切断過程(a)と切断結果(b)

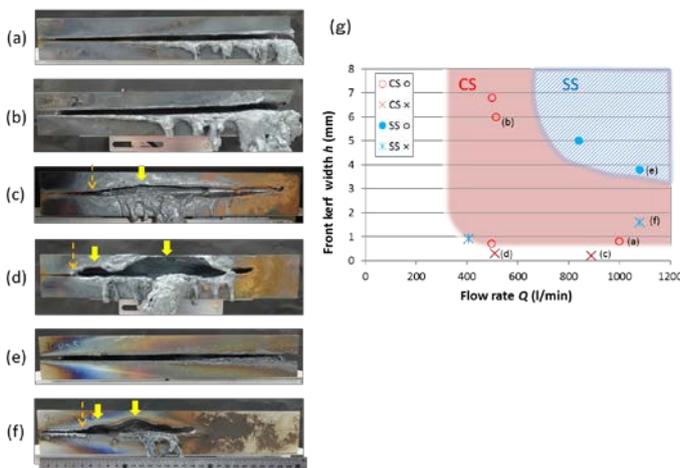


図4 炭素鋼(a-d)とステンレス鋼(e, f)の切断試行後の側面、及び試行可否結果(○、×)の前面カーフ幅とガス流量とによるまとめ(g)。

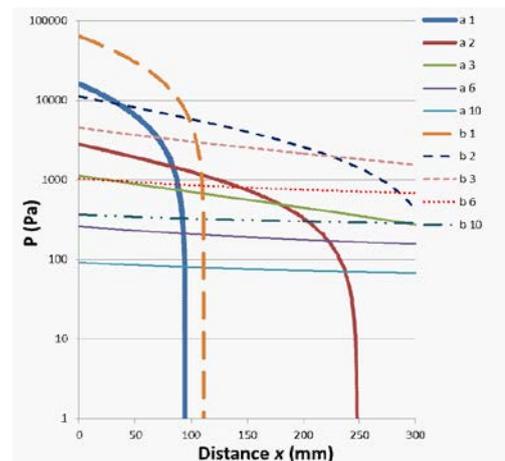


図5 カーフ領域のガス圧力の計算結果。

2-3. 切断過程観察手法の開発

レーザー切断部は高エネルギーのレーザー光が集光・照射されているため、その切断プロセスの直接観察は従来容易ではなかった。そこで、家庭用ビデオカメラを用いた簡便安価な方法を考案し、詳細な切断過程の観察を実現した[4]。図6は、この方法により観察された風圧で変形している熔融金属(a)とそのモデル(c)であり、また、(b)は熔融金属が照射部を下流側に移動し最終的に除去される様子を表している。この方法により切断過程の詳細をリアルタイムで観察することが可能である。

また必要条件を満たさず切断が達成できない過程についても観察可能であった。この場合、切断部が熔融金属で閉塞し、レーザーエネルギーが壁面を削り、切断部に図7(a)に矢印で示すような空孔部を生じる場合がある。このような空孔の生成を観察した(図7(b, c))。高出力レーザーの廃炉現場適用では、安全なプロセス管理が不可欠であるが、本手法は、プロセス監視や、危険な状況を早期に知見する手法としても有効であり、レーザー切断の安全な運用にも貢献するものと期待できる。

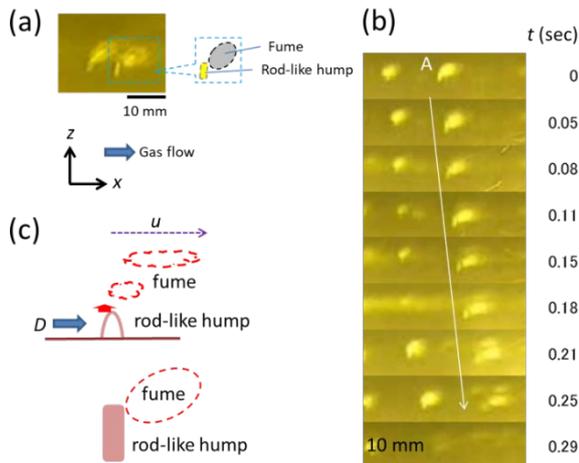


図6 炭素鋼切断時の側面観察(a,b)とモデル(c)

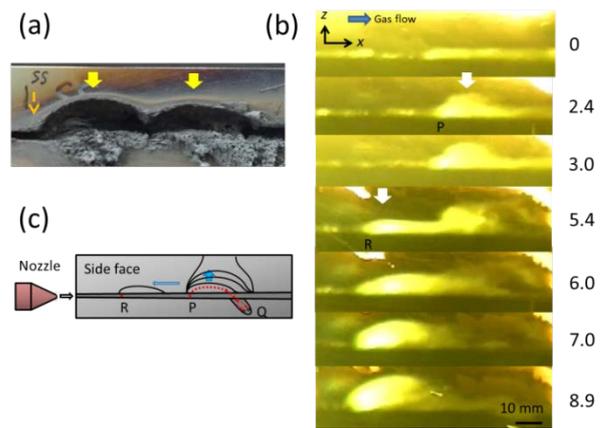


図7 試行後の側面(a),側面の空孔生成過程の観察(b),過程のモデル(c)

3. レーザー切断システムの構築

以上のような 300 mm 厚の鋼材切断技術を実際の廃炉現場で利用するためには、システムの小型化や遠隔操作の技術開発が必要である。そのために開発されたレーザー切断試験システムのプロットを図 8 に示す[5]。システムは、移動用台車に設置した産業用ロボットアームを制御し、カメラによって切断する試料の形状を確認しつつ、アームの状態をパソコンに表示し、距離計で試料までの

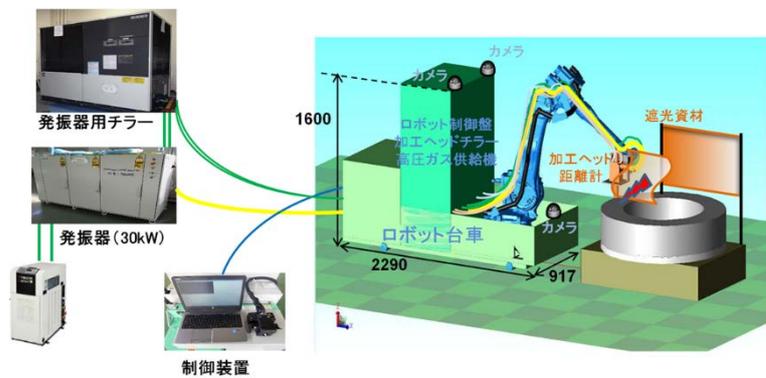


図8 試作切断システムのイメージ

距離を測定して試料を切断することを特長としている。本システムにより、毎分 3 m から低速では 6 mm までの切断速度で、切断材厚みでは数 10 mm から 300 mm まで切断が可能となっている。

4. おわりに

厚板鋼材のレーザー切断法技術開発に関する成果を報告した。これらの開発によりレーザー法は様々な対象物への適用や遠隔操作による被ばく低減等も期待され、廃炉現場への適用をはじめ、福島事故収束、国土保全のための老朽社会産業インフラの解体など様々な応用への有望な選択肢となりうるものと期待される。

謝辞

本技術開発の成果は福井県の助成のもと得られたものであり、関係機関各位に感謝いたします。

参考文献

- [1] K. Tamura, R. Ishigami and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 53, 916-920, 2016.
- [2] K. Tamura, and R. Yamagishi, Mech. Eng. J. 3, 15-00590, 2016.
- [3] K. Tamura and S. Toyama, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 1011-1017, 2017.
- [4] K. Tamura and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 655-661, 2017.
- [5] 遠山 伸一、峰原 英介, デコミッションング技報, 56, 55-65, 2017.

*Koji Tamura^{1,2}, Shin'ichi Toyama², Haruhiko Kadowaki³, Ryoya Ishigami³, and Ryuichiro Yamagishi³

¹QST, ²JAEA, ³The Wakasa wan Energy Research Center.

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Subcommittee

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair: Yu Maruyama(JAEA)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bldg. 3F A34)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters

*Tomoaki Yoshida¹ (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation

*Takashi Takata¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng¹ (1. JAEA)

リスク評価におけるベイズ手法活用について

Bayesian Approach to Risk Quantification

(1) ベイズ流アプローチのリスク評価への応用

(1) Bayesian Approach to Risk Quantification

*山口 彰

東京大学

リスクの活用の悩みは、リスクに基づいて意思決定をしてもよいのか、確信が持てないという点である。そのような問題の解決にベイズの流のアプローチが有効であるとの認識は、いまや定着したと言って良いであろう。本稿ではその考え方について議論したい。ベイズ式は以下のように表される。

$$\text{仮説の事後確率} \propto \text{仮説の事前確率} \times \text{尤度関数、あるいは } p(H|E) \propto p(H)L(E|H)$$

ここで、 H はある仮説、 E はある観察である。仮説 H について我々のもつ見解を確率あるいは確信度として $p(H)$ と表す。我々は見解が正しいことを確認するためにデータを取得したり検証を行ったりするであろう。観察 E が得られる確率を尤度と言い $L(E|H)$ で表す。尤度とは我々の見解と観察を結びつける、観察の確率モデルと言っても良い。予想通りの観察が得られなくとも、必ずしも見解が誤っていることを意味しない。観察で得られた貴重な知見は、見解の修正と意思決定への適切な反映に活用される。観察による知見を得た後の我々の見解の確率あるいは確信度となる。これが仮説の事後確率 $p(H|E)$ である。

このような回りくどい手順を踏むのは、原子力安全の問題では、確率あるいは発生頻度の小さい現象を扱うからであり、かつ我々の求める確信度の水準は高いからである。現実の観察の多くは安全に問題がないことを裏付けるものであるだろうが、それは安全の確信には繋がらない。求める確信度の水準が高すぎるのである。欠陥の存在を証明するには欠陥を示せばよいが、欠陥がないことを確信するには欠陥の痕跡すらない観察を無限に続けなければならない。ベイズ式は、重大な欠陥があるときにその兆候が現れる確率（この情報の価値は小さい）を、欠陥の兆候が現れたときに重大な欠陥が存在する確率（我々が知りたい情報）に変換する方法である。重大な欠陥があると分かっていたらそれに対処する。我々は前者の確率を求めたいのではない。兆候が現れたときに重大な欠陥がある確率を知りたいのである。例えば、原子力発電所の断層変位のリスクでは、「重大な欠陥」を「活動する可能性がある断層」と置き換えて考えればよいかもしれない。S. Kaplan と J. Garrick(1981)は、統計は頻度に関する情報を研究する学理、すなわちデータを取り扱うための科学である。一方、確率はデータの欠落を扱う科学であると述べる。データが十分でないから確率を用いることはできないという論は全くの誤解であり、十分なデータがないときは、確率を用いる以外の方法は存在しない。ベイズ流アプローチは十分なデータがないときに、我々が本当に知りたい安全に関する情報を示すものであると言える。

しばしば指摘されるベイズ流アプローチの問題は、我々のもつ見解なる量 $p(H)$ という主観的な量を用いることである。ベイズ推定も主観的であると考えられがちである。さて、統計的アプローチでは最尤法が使用される。データの誤差の二乗和を最小にする推定が最も確からしい推定であるというものである。実際には、事前確率を一様分布関数とし、測定データが互いに独立で、誤差の標準偏差が一定であるときには、ベイズ流アプローチと統計的アプローチは全く同じ結果を与える。ベイズ流アプローチとは、統計的アプローチに様々な知見を合理的に反映する方法であり、かつ知見を蓄積することにより評価の確度が向上するという、評価の信頼度を継続的に合理的に向上させる方法である。

*Akira Yamaguchi

University of Tokyo

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Bayesian Approach to Risk Assessment

(2) ベイズ統計による信頼性パラメータ評価

(2) Bayesian estimation of reliability parameters

*吉田 智朗

電力中央研究所

1. 不確かさの表現としての確率分布とベイズ統計手法

確率論的リスク評価 (probabilistic risk assessment, PRA) は、不確かさを定量化することによって、不確かな状況をより良く理解する方法である。ここでいう「不確かさ」には、一般に2種類の「不確かさ」があるとされている。

そのうちの一つは、偶然の不確かさ (aleatory uncertainty) と呼ばれる。偶然に発生する事象ゆえ、その数やタイミングがばらついて確定できないという「不確かさ」である。例えば、10個のサイコロを投げたときの1の目が出る数、原子力発電所における過渡事象の年発生回数、非常用ディーゼル発電機の起動デマンド回数10000回における起動失敗回数、などは、試行の結果どういいうデータが観測されるかは不確かである。これらのデータは、統計的には確率過程に従って生成する確率変数として扱われる。上記の例では、サイコロの目の数や非常用ディーゼル発電機の起動失敗回数は二項過程に従って、また、過渡事象の年発生回数はポアソン過程に従って生成する確率変数である。

不確かさのもう一種類は、認識の不確かさ (epistemic uncertainty) と呼ばれる。上記偶然の不確かさをどのような確率過程モデルで表現するか、また、表現されたその確率過程モデルを特徴づける母数¹ (パラメータ) はどういう値を取るのかが確定できない、という「不確かさ」である。例えば、10個のサイコロを投げたときに出る1の目の数 K が二項過程 $P(K) = {}_{10}C_K p^K (1-p)^{10-K}$ に従う、というモデル化をしたとき、その二項過程の母数である p の値は、 $0 < p < 1$ の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。あるいはまた、過渡事象の年発生回数 N がポアソン過程 $P(N) = \lambda^N \exp(-\lambda) / N!$ に従うというモデル化をしたとき、そのポアソン過程の母数であるポアソン強度 λ (年平均発生頻度) の値は $\lambda > 0$ の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。

これら不確かさを扱う統計手法には大別して頻度論統計手法とベイズ統計手法とがあるが、頻度論統計手法は前述のとおり、偶然に発生するデータのばらつきを不確かさとし、そのデータを確率過程により生成する確率変数として扱う手法である。ただし、偶然の不確かさは、何らかの確率過程に従ってデータがばらついている限り、データを蓄積してもそのばらつきの幅が変化したり、ましてや縮まったりするものではない。

一方、ベイズ統計手法は、確率過程モデルの未知母数を確率変数としてその不確かさを確率分布で表現し、観測データを用いてその確率分布の性質を調べる。データを蓄積すれば未知母数の知識が増え、その不確かさは減少する。このような、母数を確率変数とする考え方は頻度論統計手法には存在しない。リスク評価を行う際には、上述の例で言えば、サイコロの1の目の数を生成する二項過程の母数である p や、過渡事象回数を生成するポアソン過程の母数である λ といった確率過程モデルの母数の不確かさを扱えることが重要であり、従って、リスク評価のための統計手法にはベイズ統計手法がふさわしい。

2. ベイズ統計手法の信頼性パラメータ推定への応用

2-1. ベイズ統計手法による母数推定の概要

¹ 「母数」は「母集団」の意味に誤用されることが多いが、正しくは確率分布を特徴づけるパラメータのことである。

一般に、ある母数 ϕ で特徴づけられる確率過程から観測データ D が得られたとき、データ D が得られる確率は頻度論的に $P(D|\phi)$ と表される。一方、我々が行いたいのはデータ D を得て母数 ϕ を推定すること、すなわち、 $P(\phi|D)$ を求めることである。ここで、ごく一般的な条件付き確率の式

$$P(\phi, D) = P(\phi)P(D|\phi) = P(D)P(\phi|D) \quad (1)$$

を用いると、

$$P(\phi|D) = \frac{P(\phi)P(D|\phi)}{P(D)} \propto P(\phi)P(D|\phi) \quad (2)$$

基本的に、ベイズ統計手法による未知母数の推定は、式(2)の関係を利用したものにはすぎない。この式において、右辺の $P(\phi)$ は、データ D を考慮する前の ϕ に関する知識を確率分布で表したもので、 ϕ の「事前分布」という。これがデータ D の情報 $P(D|\phi)$ を付加することによって ϕ の「事後分布」 $P(\phi|D)$ に更新される。さらに加えて新しくデータが得られれば、この事後分布を今度は事前分布として用いて新しいデータで更新し、推定の確からしさを深めていくことができる。ここで、 $P(D|\phi)$ は、データを生成する確率過程の式に既知データ D を代入したもので、 ϕ に関する尤度関数という。尤度関数は ϕ の確率密度関数ではないが、観測データから考えられる ϕ の取りうる範囲を示唆している。

頻度論統計手法による未知母数推定では、尤度関数を最大とする ϕ の値、すなわち最尤推定値を ϕ の点推定値とするが、一般にデータ数が少ない場合は偶然のばらつきが大きいために、最尤推定値が非現実的な結果を示すことが起こりうる。これに対して、ベイズ統計手法では、尤度関数で示される ϕ の範囲を、事前分布で示される ϕ の範囲で制限する形となるため、現実的な ϕ の範囲を示す事前知識を推定に持ち込むことによって、データが少ない場合であっても適切な未知母数の推定ができることになる。なお、適切な事前知識、事前分布をどのように選ぶかは議論の余地がある。過去あるいは他所の同様の分析・推定があれば、それらを参考に用いることができる。そのような参考情報が見つからない場合には、極めて広い範囲で ϕ を定義できる「無情報事前分布」が用いられることもあるが、この場合はほぼ尤度関数が推定材料のすべてとなりうる。

2-2. 主な信頼性パラメータへのベイズ統計手法の応用

PRA用の信頼性パラメータには、概して下記のようなものがある：

- ① 安全系待機機器のデマンド起動失敗確率[無次元]
- ② 運転機器の時間故障率[h]、起因事象発生頻度[y]
- ③ 安全系待機機器の t 時間後の継続運転失敗確率[無次元]（起動後に途中で継続運転に失敗する）
- ④ 安全緩和系のアンアベイラビリティ[無次元]（待機除外中でシステムが使用できない時間の割合）
- ⑤ 共通原因故障パラメータ[無次元]（全機器故障のうち、共通原因故障が存在する割合）
- ⑥ 人的過誤確率[無次元]

最後の人的過誤確率を除き、いずれも故障件数や時間間隔の観測データを用いてそれらの量が従う確率過程の未知母数を推定するという問題に帰着する。

上記リスト①の例として、非常用ディーゼル発電機 EDG のデマンド起動失敗を考える。まず、サーベイランス試験などでこの EDG に N 回の起動デマンドをかけたとき起動失敗が K 回あった、というデータが得られているとする。一般にそのようなデータを生成する確率過程は、起動失敗確率 p ($0 < p < 1$)を母数とする二項過程で表現できる。すなわち、起動失敗確率 p のとき上記データの得られる確率は次式で示される。

$$P(K|p) = {}_N C_K p^K (1-p)^{N-K} \quad (3)$$

式(3)に既知データ K を代入したものは、未知母数 p の尤度関数になる。この尤度関数に p の事前分布 $P(p)$ を乗じて正規化したものが p の事後分布 $P(p|K)$ となる。すなわち、

$$P(p|K) \propto p^K(1-p)^{N-K}P(p) \quad (4)$$

ここで、事前分布 $P(p)$ の設定は簡単ではないが、例えば米国原子力規制委員会 NRC が (国立研究所に委託をして) 分析している EDG 機器信頼性の評価結果などを用いることもできる。 p は $0 < p < 1$ の変数なので、計算の便宜上、事前分布の分布形に、尤度関数と同類の形を持つ²ベータ分布 $P(p) = p^{\alpha-1}(1-p)^{\beta-1}/B(\alpha, \beta)$ ($B(\alpha, \beta)$ はベータ関数、 α 、 β は過去 or 他所分析の結果によるものとする) を用いることがある。この場合、式(4)の事後分布は次のような簡単な形になり、新しいデータが得られれば (N, K) にそれらを加えていくだけで事後分布の更新が可能となる。

$$P(p|K) \propto p^{K+\alpha-1}(1-p)^{N-K+\beta-1} \quad (4)$$

なお、無情報事前分布は、 $\alpha = \beta = 1/2$ とおいたものである。この分布は、 $0 < p < 1$ の範囲の大部分において一様な形になる。

頻度論統計手法では、尤度関数 (式(3)を p の関数とみたもの) を最大にする $\hat{p} = K/N$ を p の点推定値 (最尤推定値) とするが、本当は p が非常に小さな値であっても、少ない試行回数 N で故障が生ずる可能性があり、そのとき p の最尤推定値は真値よりも過大評価となる³。このような場合、ベイズ統計手法では、事前情報により p の値の範囲が絞られていれば、著しく過大評価をすることは避けられる。

その他②以降のパラメータについては詳述しないが、方法論としては①と同様、尤度関数と事前分布である。

②については、比較的長期の T 時間または年の観測時間の中に K 回事象が発生するという状況はポアソン過程 $P(K|\lambda) = (\lambda T)^K \exp(-\lambda T)/K!$ で記述される。ここで λ は 1/時間の次元を持つ母数である。結果のみ記すと、 λ の最尤推定値は $\hat{\lambda} = K/T$ である。ベイズ統計手法による事後分布の形は、式(5)となる。

$$P(\lambda|K) \propto \lambda^{K+\alpha-1} \exp(-\lambda(T+\beta)) \quad (5)$$

ここで、事前分布はポアソンの式と共役なガンマ分布 $P(\lambda) \propto \lambda^{\alpha-1} \exp(-\lambda\beta)$ を使っている。これに対する無情報事前分布は、 $\alpha = 1/2$ 、 $\beta = 0$ とおいたものである。

③、④、⑤については①、②に比べさらに取り扱いが複雑化するので、方法論の詳細は①、②も含めて文献[1]、[2]をご参照いただきたい。③、④についてはそれぞれ、待機系機器の起動後運転継続した時間、および、系統の待機除外時間をデータとして収集し、それらの分布形を考える。時間データ t の確率過程は、通常、ワイブル分布 $P(t) = (m/\eta)(t/\eta)^{m-1} \exp(-(t/\eta)^m)$ で表すことが多い。⑤の共通原因故障については、複数冗長機器について、全故障数のうち 2 機以上の複数故障である共通原因故障がどのくらいの割合存在するかを表したパラメータで、ベータ分布を多変量に拡張したようなディリクレ分布が用いられる。

2-3. ベイズ統計手法の高度化

前項までは、母集団が一つであることを前提とした母数推定の方法について述べたが、実際には、国内原子力プラントそれぞれがひとつの母集団を形成しプラント個別に特性が異なる、という想定のほうが、より現実に近いと考えられる。そのような場合には、階層ベイズ手法 (以前は 2 段階ベイズと呼んでいた) というモデル化の方法がある。EDG 起動失敗の例でいえば、この階層モデルでは、各プラントが個別に起動失敗確率 p_i ($i = 1, 2, \dots, M$ 、 M は国内プラント数) を持ち、その p_i が国内全体である母集団 population variability curve p をなす、という想定をしている。近年、計算機能力が発達し、モンテカルロ法の計算が容易になったことから、階層モデルのような複雑な条件での事後分布計算も容易になった。方法論の詳細は割愛するが、計算機の発達とベイズ統計手法の応用により、パラメータ推定においてより現実に近い不確かさ評価ができるようになってきている。

² そのような事前分布を「共役事前分布」 conjugate prior という。

³ 例えば $p = 1.0 \times 10^{-3}$ のとき、100 回の試行で 1 つ故障が出る確率は約 9%でありそれほど小さくない。1 つ故障が出たとき、最尤推定値は $\hat{p} = 1/100 = 1.0 \times 10^{-2}$ となり、真の値よりかなり過大評価となる。

3. まとめ

ベイズ統計手法は認識の不確かさを扱う方法であることから、リスク評価を行うのにふさわしい手法である。本稿では、特に PRA 用信頼性パラメータの不確かさを含む推定について、ベイズ統計の応用を概説した。

参考文献

- [1] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” Sandia National Laboratories, U.S.NRC, 2003.
- [2] NUREG/CR-5485, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 1998.

*Tomoaki Yoshida

Central Research Institute of Electric Power Industry

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Basian Approach to Risk Assessment

(3) ベイズ手法を用いた機器フラジリティ評価

(3) Bayesian Approach for Fragility Estimation

*高田 孝¹¹ 東京大学

1. はじめに

定量的なリスク評価は、原子力施設の特性と脆弱性を定量的に把握する有効な方法として、事業者の自主的な安全性向上活動、及び、その評価の届出・確認、2020年度に導入を予定している新検査制度での指標などに活用されつつある。我が国では、電中研 NRRC、産業界、JAEA、大学などで鋭意、最新の手法やデータに関する調査や研究開発が継続的に実施されているが、定量的リスク評価の有用性・進展性を鑑み、その評価技術を国際的に最新、最適のものを目指して開発・整備することを継続して行っていくことが必要である。

定量的なリスク評価においては、様々なパラメータを利用するが、パラメータ算出において十分なデータを集められないケースが存在する。データ数が少ない場合のパラメータの確からしさを高める手段としてベイズ手法の適用が多様な分野で検討されている。本報では、機器フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用について概説する。

2. 機器フラジリティ

フラジリティとは、「与えられた作用レベルに対して、建物・構築物、土木構造物及び機器・配管系が損傷する度合い」[1]であり、フラジリティ曲線は、作用レベル（応答）が損傷（耐力）を超える条件付の確率（図1）として以下の式で表される[2]。

$$F(\alpha) = \int_0^{\infty} f_s(x_R) \left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(\alpha, x_R) dx \right) dx_R = \int_0^{\infty} f_R(\alpha, x_R) \left(\int_0^{x_R} f_s(x) dx \right) dx_R \quad (1)$$

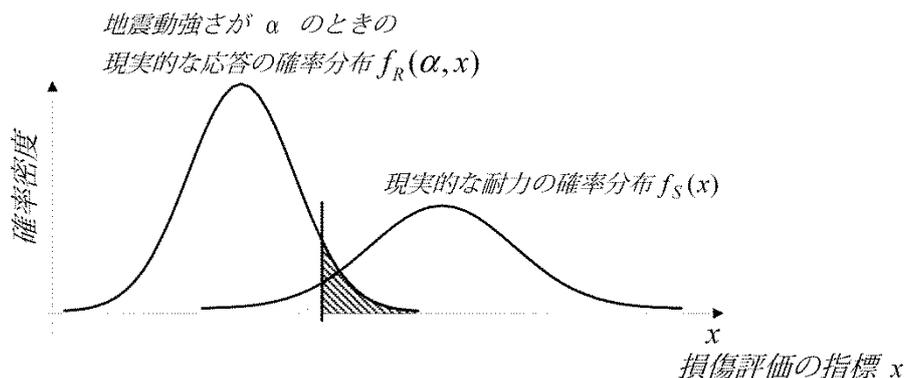


図1 フラジリティ評価イメージ[2]

ここで f_s および f_R はそれぞれ応力および耐力の確率密度関数であり、 x は評価指標（加速度等）である。具体的な算出方法としては、現実的耐力と現実的応答を用いるもの、現実的耐力と応答係数を用いるものならびに耐力係数と応答係数を用いる方法がある[2]。ここで「現実的」は確率量として表されていることを意味する。例えば、耐力係数と応答係数を用いた場合、地震（地動最大化速度, PGA）に対するフラジリティ曲線は以下となる。

$$F(\alpha) = \Phi \left[\frac{\ln(\alpha / A_m) + \Phi^{-1} \beta_U}{\beta_R} \right] \quad (2)$$

ここで Φ は標準正規確率分布関数を、 A_m は耐力の中央値を現し、 β_U, β_R はそれぞれ認識論的不確実さならびに偶然的な不確実さに対する対数標準偏差である。

3. フラジリティとベイズ手法

フラジリティ評価においては、応答および耐力それぞれに不確実さがあり、新しい情報を反映しより現実的で不確実さを低減させることが可能なベイズ手法の適用は有効となる。例えば地震フラジリティの場合、新たな地震による具体的な機器の損傷や加振実験による機器の評価など、応答が固定された条件での耐力に関するデータの蓄積が可能であり、応答に関する不確実さの低減に有効となる。一例として、(3)式に示す耐力の確率密度関数に対し、事前分布（条件）として、 $A_m=2.0g, \beta_U=0.4$ を与え、加震条件 2.0g で機器が損傷した実験結果をエビデンスとしたベイズ更新例を図 2 に示す。ここで β_U は耐力に関する不確実さである。

$$f(C) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_U C} \exp\left[-\frac{1}{2}\left\{\frac{\ln(C/A_m)}{\beta_U}\right\}^2\right] \quad (3)$$

ベイズ更新では、モンテカルロ法を用いたサンプリングを用いる場合が多く、この結果事後分布は必ずしも(3)式と同様な形とならない。そこで、評価結果について A: 5%分位点および中央値、B: 5%分位点および95%分位点、C: 平均値および分散、D: 最尤法を用いた関数化を行っている。

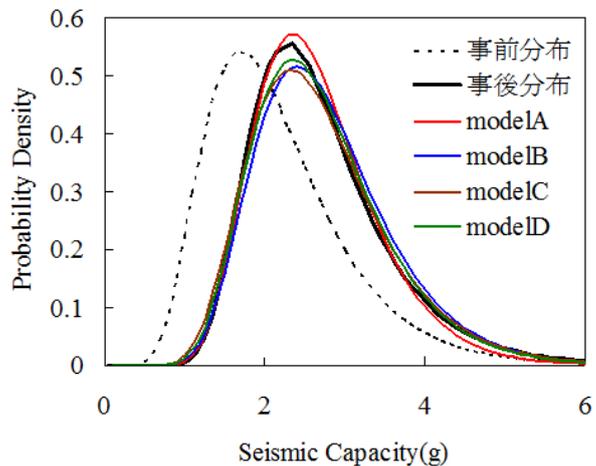


図 2 耐力のベイズ更新例

フラジリティ評価でのベイズ更新における一つの課題として、評価結果を関数等で近似する場合の最適化が挙げられる。図 2 に示すようにグラフだけでは判断が難しい。加藤等[3]はこの判断基準に対しカルバック-ライブラ (K-L) 情報量基準を元に平均対数尤度の最大化を提案した。図 2 における各モデルの平均対数尤度を示す。

表 1 各モデルの平均対数尤度

	平均対数尤度
model A	-1.197
model B	-1.193
model C	-1.192
model D	-1.190

表 1 に示すように、情報量基準としては model A が最も悪い。図 2 に示すように、model A は最大値までの傾向は他のモデルに比べ最も良いが、それ以降でのずれが大きく情報量基準としてのバランスが悪い状態となっている。今後これらの情報量基準が、どの程度の信頼性を有するか検証する必要はあるものの、近似の妥当性に関する指標はより合理的なモデルの選択に不可欠であるといえる。

4. より合理的なデータの取得について

フラジリティ評価のベイズ手法を用いた不確実さ低減において、エビデンスとなる実験量情報は重要と

なる。従来、実験における役割は機器の損傷限界の確認に主眼が置かれることが多いが、ベイズ手法への適用を前提とする場合、必ずしもこれまでの実験の考え方が最適とはならない。そこで加震条件をパラメータとし、実験を1回実施しその結果が損傷した場合と損傷しなかった場合におけるベイズ更新への影響の変化を見ることで、その加震条件での実験の重要度について検討を行った。この場合、実験時の損傷の有無による差が重要となるため、情報エントロピー（ $-1 \times$ 対数尤度の期待値）を情報量基準とし[4]、耐力の不確かさ（ β_u ）の変化幅との比較を行った（図3）。

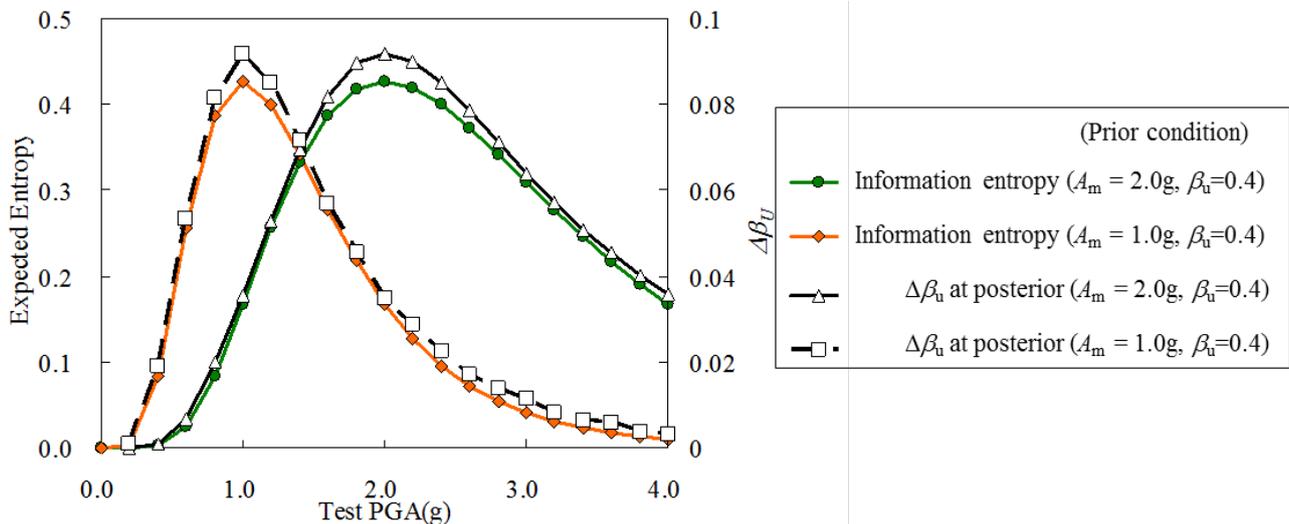


図3 情報エントロピーと不確かさ変化との関係

図3に示すように、事前条件での中央値（ A_m ）付近での実験が最も不確かさの変化幅が大きく、実施する実験としての重要度が高い。ほぼ同じ傾向が情報エントロピーで得られており、実験重要度の指標として有効であると考えられる。

5. おわりに

フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用に関し、地震フラジリティにおける耐力の確率密度関数への適用について概説した。ベイズ手法の活用は有効であるが、更新後の確率分布を既存手法に適用するためには関数の近似が必要であり、定量的な評価基準の確立が今後の課題であると考えられる。また、ベイズ手法における新たな情報として用いられる実験研究についても、フラジリティをより現実的で不確かさを低減させる観点での条件選定が重要であり、既存の情報（確率密度関数等）をもとにより効果的な実験を選定するための情報量基準の確立が同様に今後の課題になると考えられる。

参考文献

- [1] 日本原子力学会、”断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策”，2017.
- [2] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-P006:2015, 2015.
- [3] 加藤他, 原学会 2009 年秋の大会, E34, 2009.
- [4] M. Kato, et al., NTHAS6, N6P1036, Okinawa, Japan, Nov. 24-27, 2008.

*Takashi Takata¹

¹Univ. of Tokyo

Risk Subcommittee Session

Bayesian Approach to Risk Assessment

(4) Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis*Xiaoyu Zheng¹, Tomoyuki Sugiyama¹ and Yu Maruyama¹¹Japan Atomic Energy Agency**1. Introduction**

Bayesian statistical methods use Bayes' theorem to compute or update probabilities after obtaining new data. The methods are widely used in nuclear probabilistic risk assessment for updating, for example, failure probabilities of system or components.

Bayesian methods are also powerful to build predictive models. If there is an unknown model \mathcal{M} with a set of input variables \mathbf{x} , we need to find the best set of parameters $\boldsymbol{\theta}$, which map the input variables \mathbf{x} to output results \mathbf{y} . The model can be written as: $\mathcal{M}: \mathbf{y} = f(\boldsymbol{\theta}, \mathbf{x})$. The predictive Bayesian model aims to find an appropriate model $\hat{\mathcal{M}}$, which fits best to the observed data \mathcal{D} . When the form of the model is clear, we compute the Maximum a Posteriori Estimation (MAP) of all parameters ($\boldsymbol{\theta}$), and this process is known as the Bayesian parametric approach. When the form of the model is unclear, we need to find a best-fitted model for the data, which is based on a prior distribution of all possible models $p(\mathcal{M})$. If the prior of unrestricted shapes is constructed on the space of functions, this process is known as the Bayesian nonparametric approach [1].

Bayesian predictive models are useful in some traditional nuclear research fields such as nuclear reactor severe accident. Even though most models in severe accident simulation are deterministic and physical/chemical-rule-based, statistical models can still help to reduce modeling complexity and give us insights from a probabilistic perspective. At JAEA, we applied Bayesian approaches to severe accident source term simulation, including efforts on uncertainty and sensitivity analyses, optimization analysis and prediction of chemical forms of fission products (FP). The key step is that we build statistical surrogate models to assist numerical simulations, which are generally performed using mechanistic codes, for example, MELCOR [2] and THALES2/KICHE [3], etc. The scientific simulation of source terms reveals the consequence of a severe accident, and Bayesian statistics provides supports by creating more simplified predictive models.

2. Bayesian Statistics and Surrogate Model

The best model fitting the available database \mathcal{D} is the one which maximizes the posterior distribution $p(\mathcal{M}|\mathcal{D})$, and the computation of the posterior distribution can be written in the form of Bayes' rule [4].

$$p(\mathcal{M}|\mathcal{D}) \propto p(\mathcal{D}|\mathcal{M})p(\mathcal{M}) = \int p(\mathcal{D}|\boldsymbol{\theta})p(\boldsymbol{\theta}|\mathcal{M})p(\mathcal{M})d\boldsymbol{\theta} \quad (1)$$

By choosing an appropriate form of the prior distribution of possible models (may be an infinite number of models) and a likelihood function, an optimal model can always be found. Equation (1) explains the Bayes' rule from the perspective of models (instead of parameters), and all parameters $\boldsymbol{\theta}$ of each model are integrated out for the model selection process. We use this method to find surrogate models (or reduced order models) for mechanistic severe accident codes.

Figure 1 illustrates the process of how to train and validate a statistical surrogate model. A surrogate model is equivalent to a mechanistic model regarding to the mapping between inputs and outputs. The main difference between two models is that a surrogate model is statistical and there is no physical/chemical rule inside. The advantage allows us to build a much simpler model and such a model is generally fast-running. At first, we perform multiple computation of the mechanistic modes based on random sampled inputs (A). The according input/output database is used for training a surrogate model, with the aid of Bayesian methods. The correctness of the surrogate

model can be validated by comparing with the original code against new inputs.

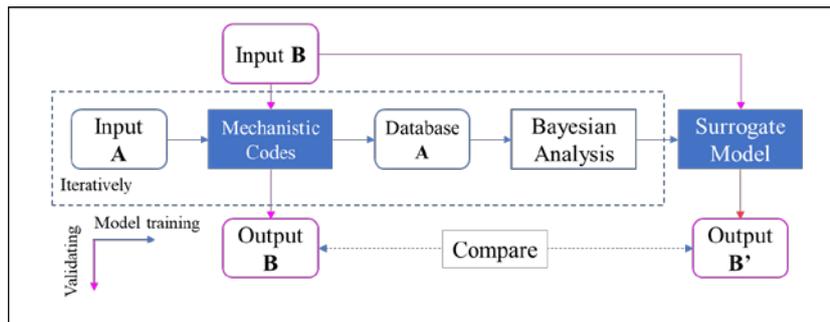


Figure 1 Training of a surrogate model using Bayesian approaches

3. Application of Bayesian Statistics to Severe Accident Source Term at JAEA

At JAEA, we apply Bayesian approaches to source term analysis. Source term is evaluated using integrated codes such as MELCOR and THALES2/KICHE. Execution of such codes is time-consuming, and because a model of a whole nuclear power plant includes too many sub-models, the relationship between inputs (plant parameters) and outputs (source term) is extremely unclear. Bayesian approaches help us optimize a statistical model to predict the outputs and then avoid direct execution of the severe accident codes. As the previous work, we introduce three fields of application in Table 1.

- (1) Uncertainty and sensitivity analyses [5]: a Bayesian nonparametric method (Dirichlet process [6]) is used for training a surrogate model to predict the simulation results of MELCOR and also to plot the probability density function of uncertainty analysis results.
- (2) Optimization analysis [7]: another Bayesian nonparametric method (Gaussian process [8]) is used for predicting the probable optimum for the timing of containment venting.
- (3) Prediction of FP chemical forms [9]: to simplify the models in severe accident codes, we applied both Bayesian and non-Bayesian methods to train surrogate models of VICTORIA [10] and CHEMKEq [11]. The statistical models are integrated into severe accident code, THELAS2/KICHE.

To perform the Bayesian analysis, there are open-sourced libraries for programming languages such as R (DPpackage for Dirichlet process) and Python (scikit-learn for most of Bayesian approaches including Gaussian process, Dirichlet process, etc.).

Table 1 Previous efforts at JAEA relating to Bayesian analysis

	Research Topic	Statistical Algorithms	Mechanistic Codes	Usage
1	Source term uncertainty and sensitivity analyses	Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	MELCOR (SNL)	Surrogate model, Probability density estimation
2	Optimization of severe accident consequence-mitigation measures	Gaussian process (Bayesian nonparametric)	THALES2/KICHE (JAEA)	Surrogate model, Global optimization
3	Prediction of chemical forms of FP	K-nearest-neighbors regression (nonparametric) Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	VICTORIA (SNL) CHEMKEq (JAEA)	Surrogate model

3-1. Example: source term uncertainty and sensitivity analyses

MELCOR is widely used for source term analysis, but it is still necessary to estimate the uncertainties during simulation, and when try to reduce the uncertainties, it is also required to estimate the sensitivity of input parameters. Random sampling is an effective way to observe the parametric uncertainties in simulation, and it usually needs only hundreds of code executions to generate a stable probability density function (according to Wilks' formula). The sensitivity analysis (e.g. Sobol' global sensitivity index), however, needs a great number of code executions to reach

reasonable results, because the sensitivity of a parameter will be affected by the setting of other parameters. It is laborious to run MELCOR directly for thousands of times. Instead, we train a surrogate model, run the surrogate with new inputs for numerous times, and evaluate the global sensitivity of all uncertain inputs. The detailed process is shown in Figure 2. After a raw screening of parameters, we use random sampling (Monte-Carlo or LHS) to generate inputs for MELCOR simulation. A probability density function of source term can be concluded based on the simulation data. Then, a surrogate model is trained based on the database. If the predictability of the surrogate model is not good enough, we execute MELCOR more until the prediction shows agreement with the real simulation. At last, we run the surrogate model to obtain the quantitative sensitivity measure of all uncertain inputs from the viewpoint of uncertainty reduction. Figure 2 shows the example results of (a) the predictability of a surrogate model and (b) global sensitivity analysis using Sobol' index. Evaluated via the surrogate model, the probability density function predicts the most probable released amount of CsI to the environment, which agrees with the MELCOR simulation result (the red dot). By iteratively running the surrogate model, as an example, all three uncertain input parameters can be ranked according to their contribution to the source term uncertainties.

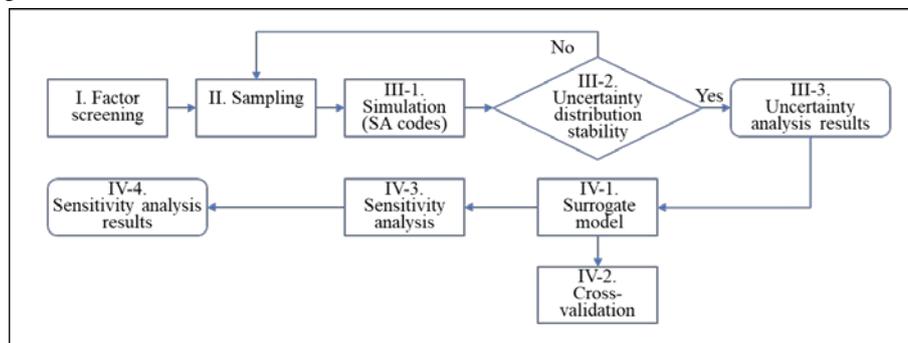


Figure 2 The process uncertainty and sensitivity analyses of severe accident source term

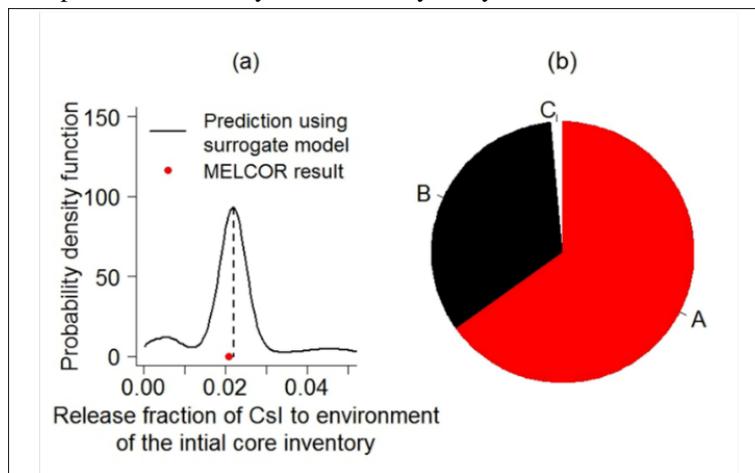


Figure 3 Sensitivity analysis results: (a) the validation of surrogate model by comparing with MELCOR simulation
(b) global sensitivity measure of parameters A, B and C

4. Conclusions

We are applying machine learning, especially Bayesian approaches, to severe accident analysis. The predictive Bayesian models greatly saved computational costs, and Bayesian approaches also show the potential to other on-going researches at JAEA, for example, simulation-based risk assessment.

Acknowledgements

The development of surrogate models to predict fission products chemical forms was performed under the support by the Nuclear Regulation Authority of Japan.

References

- [1] Hjort N.L., et al., Bayesian nonparametrics. Cambridge University Press (2010)
- [2] Gauntt R.O., et al., MELCOR computer code manuals: Vol.1&Vol.2, Version 1.8.5, Rev.2. NUREG/CR-6110 (2000)
- [3] Ishikawa J., et al., Analysis for iodine release from unit 3 of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant with consideration of water phase iodine chemistry. J Nucl Sci Technol, 52(3):308-314 (2015)
- [4] Murphy K.P., Machine learning: a probabilistic perspective. The MIT Press (2012)
- [5] Zheng X., et al., An integrated approach to source term uncertainty and sensitivity analyses for nuclear reactor severe accidents. J Nucl Sci Technol, 53(3): 333-344 (2016)
- [6] Gershman S.J. & Blei D.M., A tutorial on Bayesian nonparametric models. J Math Psychol, 56:1-12 (2012)
- [7] Zheng X., et al., Bayesian optimization analysis of containment-venting operation in a boiling water reactor severe accident, Nucl Eng Technol, 49:434-141 (2017)
- [8] Rasmussen C.E. & Williams C.K., Gaussian processes for machine learning. The MIT Press (2006)
- [9] Zheng X., et al., Application of Bayesian approaches to nuclear reactor severe accident analysis. In: Proceedings of ASRAM2017, Yokohama, Japan (2017)
- [10] Bixler NE. VICTORIA 2.0: a mechanistic model for radionuclide behavior in a nuclear reactor coolant system under severe accident conditions. NUREG/CR-6131 (1998)
- [11] Ito H., et al., CHEMKEq: Evaluation code for chemical composition based on partial mixed model with chemical equilibrium and reaction kinetics. JAEA-Data/Code 2018-012 (2018)