

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 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)

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 Bldg. 3F A32)

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

*Kazuhiisa 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] Bayesian Approach to Risk Assessment

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

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)

Thu. Sep 12, 2019

Room A

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[2A_PL01] Human Resource Development and Nuclear Utilization

Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)

9:45 AM - 10:45 AM Room A (Common Education Bldg. 1F C11)

[2A_PL0101] Human Resource Development and Nuclear Utilization*Yoshiaki Oka¹ (1. AEC)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

[2A_PL03] Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues

Chair:Yoshitaka Nishino(President of AESJ, JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (Common Education Bldg. 1F C11)

[2A_PL0301] Topics from 60th Anniversary Symposium
*Shigeaki Okajima¹ (1. President of AESJ, JAEA)**[2A_PL0302] Global Environmental Issues and Nuclear Energy**
*Ryoichi Komiyama¹ (1. Univ. of Tokyo)**[2A_PL0303] Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ**
*Akira Yamaguchi¹ (1. Vice President, Univ. of Tokyo)**[2A_PL0304] Discussion**
*Yasuo Komano¹, *Shoji Tsuchida², *All presenters³ (1. Ex-President, MHI NSE, 2. Kansai Univ.)

Room B

Planning Lecture | Over view Report | The Special Review Committee on The NUMO Safety Case[Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[2B_PL] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

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

[2B_PL01] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case*Osamu Tochiyama¹, *Kenji Amano², *Yasuaki Ichikawa³, *Keiichiro Wakasugi⁴, *Yuichi Niibori⁵
(1. NSRA, 2. JAEA, 3. Okayama Univ., 4. Tokai Univ., 5. Tohoku Univ.)

Room F

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division

[2F_PL] Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

Chair:Tomio Okawa(UEC)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Common Education Bldg. 2F C21)

[2F_PL01] Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors*Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)**[2F_PL02] Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactor***Tadakatsu Yodo¹ (1. MHI)**[2F_PL03] Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactor***Yuki Narushima¹ (1. Hitachi)**[2F_PL04] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF***Ayako Ono¹ (1. JAEA)**[2F_PL05] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF***Kenichi Katono¹ (1. Hitachi)

Room G

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2G_PL] Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

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

[2G_PL01] Basic Attitude toward Nuclear Safety against External Hazards*Takashi Takata¹ (1. JAEA)**[2G_PL02] International Discussion on External Hazards***Koichi Kobayashi¹ (1. NRA)**[2G_PL03] Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear Power Plants***Tetsuro Kobayashi¹ (1. J-Power)**[2G_PL04] Significant Contents of the External Hazards Standards***Yoshiyuki Narumiya¹ (1. JANSI)**[2G_PL05] Discussion**

Room H

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - International Nuclear Information Network, Materials Science and Technology Division, Nuclear Fuel Division

[2H_PL] Energy policy in France and the Jules Horowitz Reactor (JHR) project

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bldg. 2F B21)

[2H_PL01] Energy policy in France

*Sunil Felix¹ (1. French Embassy in Japan, CEA)

[2H_PL02] The Jules Horowitz Reactor (JHR) project

*Christian Gonner¹ (1. CEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[2I_PL] General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

Chair:Yutaka Watanabe(Tohoku Univ.)

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

[2I_PL01] Background, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*Hirotaka Kawamura¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL02] Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*Wataru Sugino¹ (1. JAPC)

[2I_PL03] Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*Junichi Takagi¹ (1. TOSHIBA ESS)

[2I_PL04] Water Chemistry during and after a Severe accident

*Makoto Nagase¹ (1. Hitachi-GE)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[2J_PL] Proposition for the future development of the advanced fast reactor cycle (from our experience)

Chair:Shoji Kotake(japc)

12:40 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bldg. 2F D22)

[2J_PL01] Proposition for the nuclear fuel cycle development

*Tomio Kawada¹

[2J_PL02] Proposition for the fast reactor development

*Tsutomu Yanagisawa¹

[2J_PL03] Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*Tatsuo Iyoku¹ (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion

Room M

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee for Nuclear Data[Nuclear data division]

[2M_PL] Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

Chair:Satoshi Chiba(Tokyo Tech)

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

[2M_PL01] Roadmap of nuclear data activities

*Satoshi Kunieda¹ (1. JAEA)

[2M_PL02] Application of machine learning to radiation measurement~ examples in nuclear data and analysis of gamma-ray spectra

*Tadahiro Kin¹ (1. Kyushu Univ.)

[2M_PL03] Neutron capture therapy and nuclear data

*Tatsuya Katabuchi¹ (1. Tokyo Tech)

[2M_PL04] Work plan of sigma research group

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

Room N

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

[2N_PL] Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

Chair:Hiroyuki Takahashi(Univ. of Tokyo)

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

[2N_PL01] Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*Tetsuo Iguchi¹ (1. Nagoya Univ)

[2N_PL02] Unfolding techniques based on high precision response function and their applications

*Tetsushi Azuma¹ (1. Mitsubishi Electric.)

[2N_PL03] Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*Tatsuo Torii¹ (1. JAEA)

Room O

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2O_PL] Interplay of technology and ethics

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

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

[2O_PL01] Introduction

*Shin-etsu Sugawara¹ (1. CRIEPI)

[2O_PL02] Ethics in technological development

*Minao Kukita¹ (1. Nagoya Univ)

[2O_PL03] Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*Kazuyuki Demachi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2O_PL04] Panel Discussion

Fri. Sep 13, 2019

Room C

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Common Education Bldg. 1F C13)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Syunichi Onitsuka¹ (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto¹ (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Health Physics and Environment Science

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science

Chair:Imoto Takeshi(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bldg. 1F D12)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

*Satoshi Yoshida¹ (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

*Yasuhiro Uezu¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D

and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

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

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato¹ (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta¹ (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato¹ (1. MHI)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[3L_PL] Accomplishments of Japan- US Joint Research Project PHENIX

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bldg. 2F E22)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda¹ (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano¹ (1. Univ. of Toyama)

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Atomic Power Division

[3O_PL] Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

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

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for
Introduction of Nuclear Regulation
Inspection

*Shinji Masumoto¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power
Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear
Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari¹ (1. TEPCO HD)

[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の実現性の提示、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、狹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 $\delta^{37}\text{Cl}$ 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、非収着性物質である重水素とウラン、収着性物質である 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、収着性物質が非収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、非収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）。

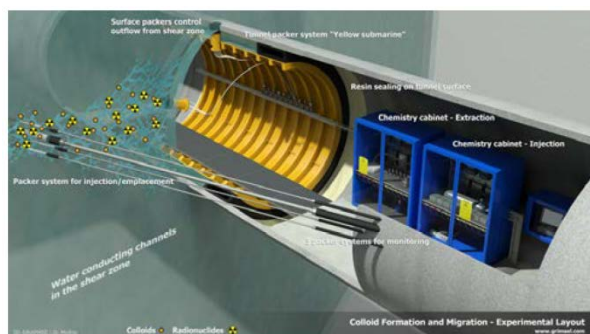
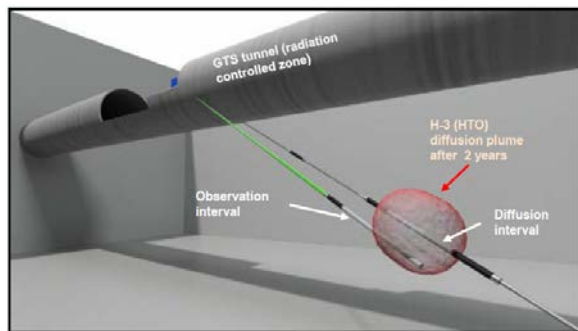


図-1 CFM における原位置試験の概念図（坑道径：3.5 m）¹⁾



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：モジュール内のベ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。

[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¹⁾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。

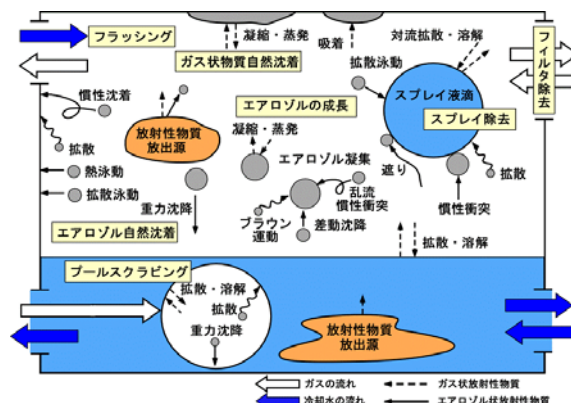


Figure 1. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions (ref. 4, 5)

*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、解析上で不確実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

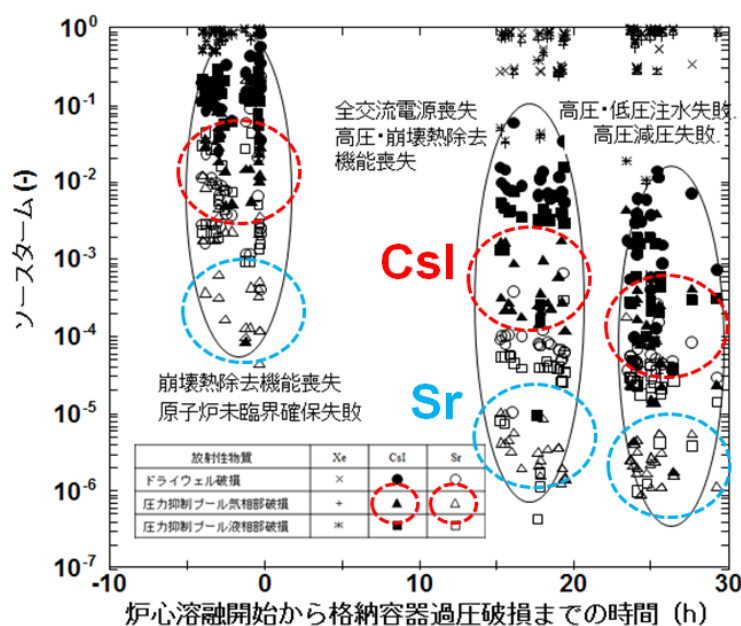


Figure 2. Accident Sequence Groups & Source Terms (ref.5)

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

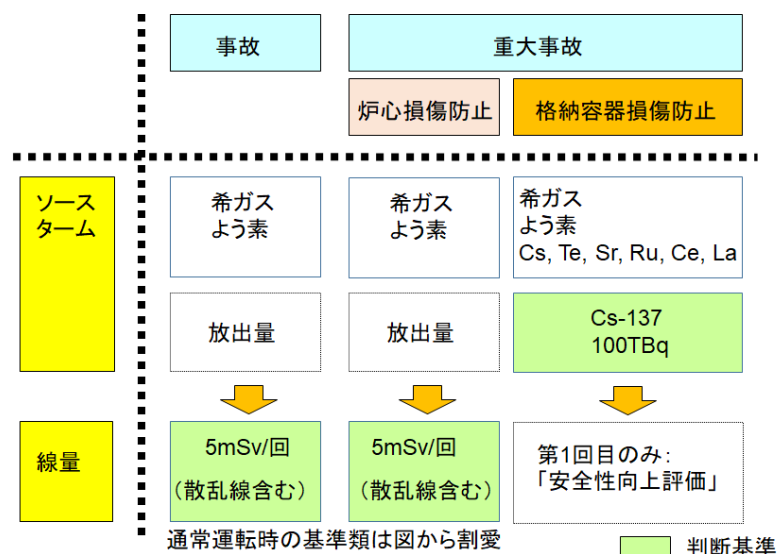


Figure 3. Criteria for Safety Evaluation

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 Yamamoto¹

¹Nagoya 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/public

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 「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，ペデスタル，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リング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、サブルーチン的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」の様に、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 装置によるブルスクラビング実験及びARES装置によるスプレイ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)酸化腐

囲気の影響、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

ソースタームが関わる現象の理解と、より精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、ソースタームが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。

[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、小型モジュール炉 (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系統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。

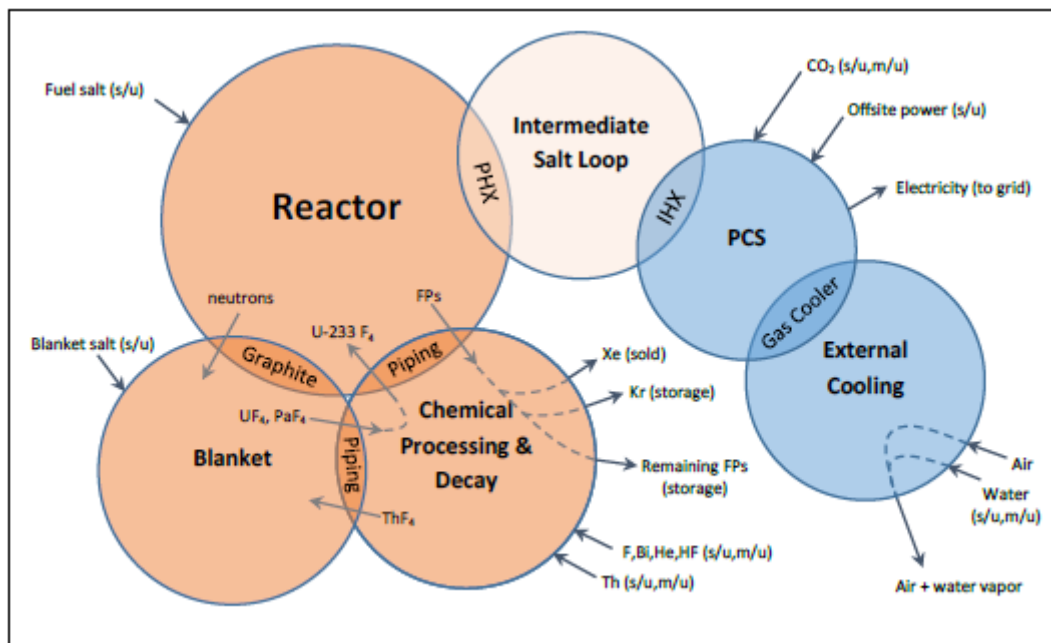


図 1 LFTR における物質フロー²

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ル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数量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ことが必要である。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。

(小原 徹)

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

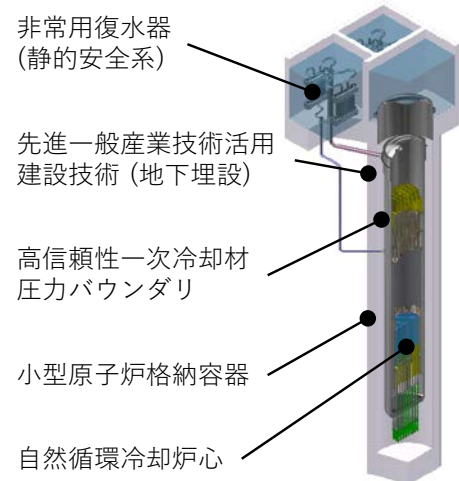


図 1 BWRX-300 概念図

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(HTTR)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、炉内熔融炉心保持、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。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2) 高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心熔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、HTTR 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

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(HTTR)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 5 wt%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。

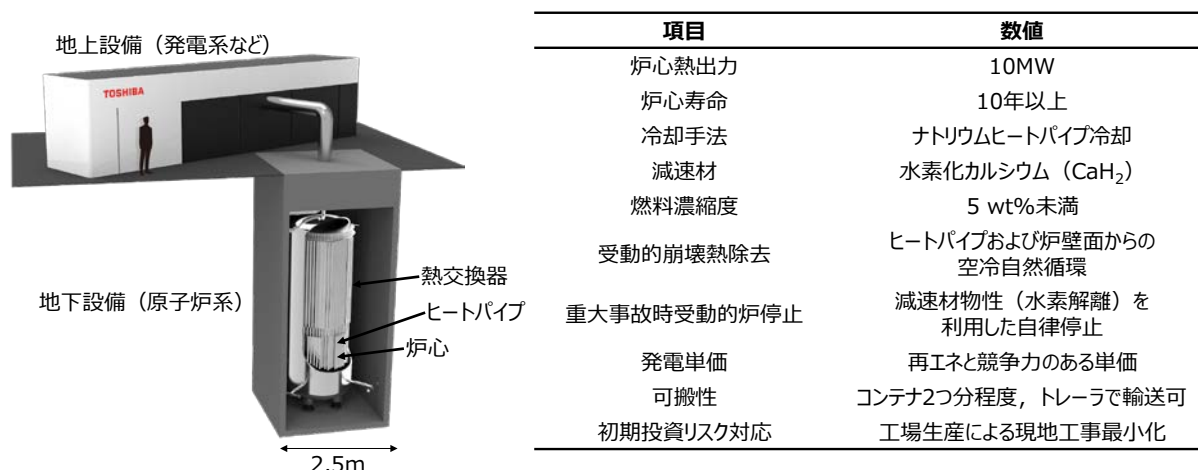


図3 分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(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数量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ことが必要である。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

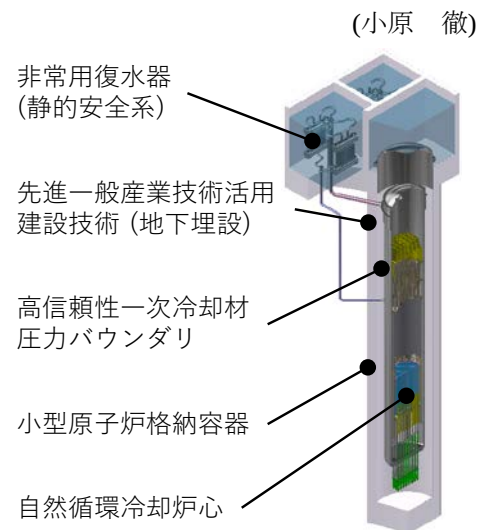


図 1 BWRX-300 概念図

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(HTTR)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、炉内熔融炉心保持、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。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2) 高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心熔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、HTTR 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

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比べ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(HTTR)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。

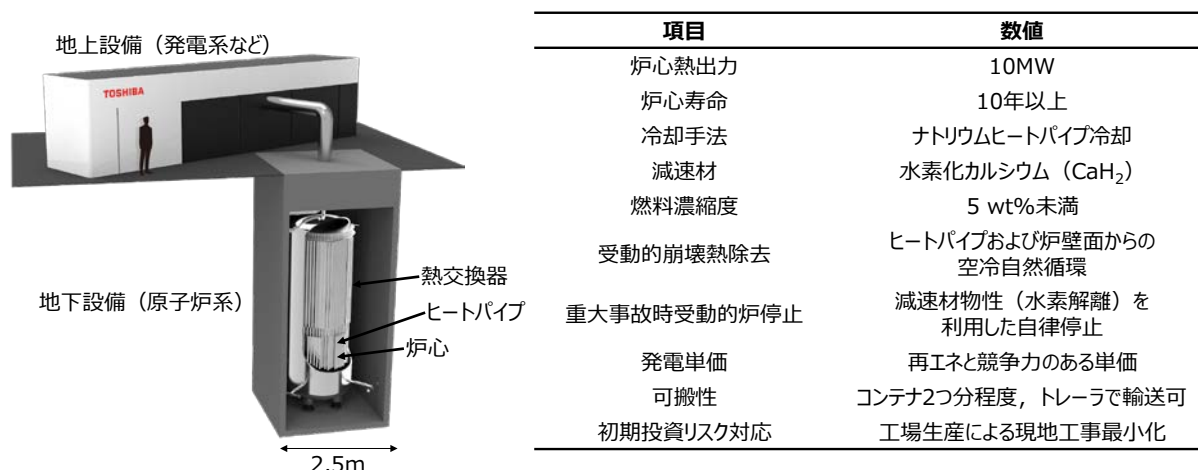


図3 分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(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.

[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、地形及び建屋模型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

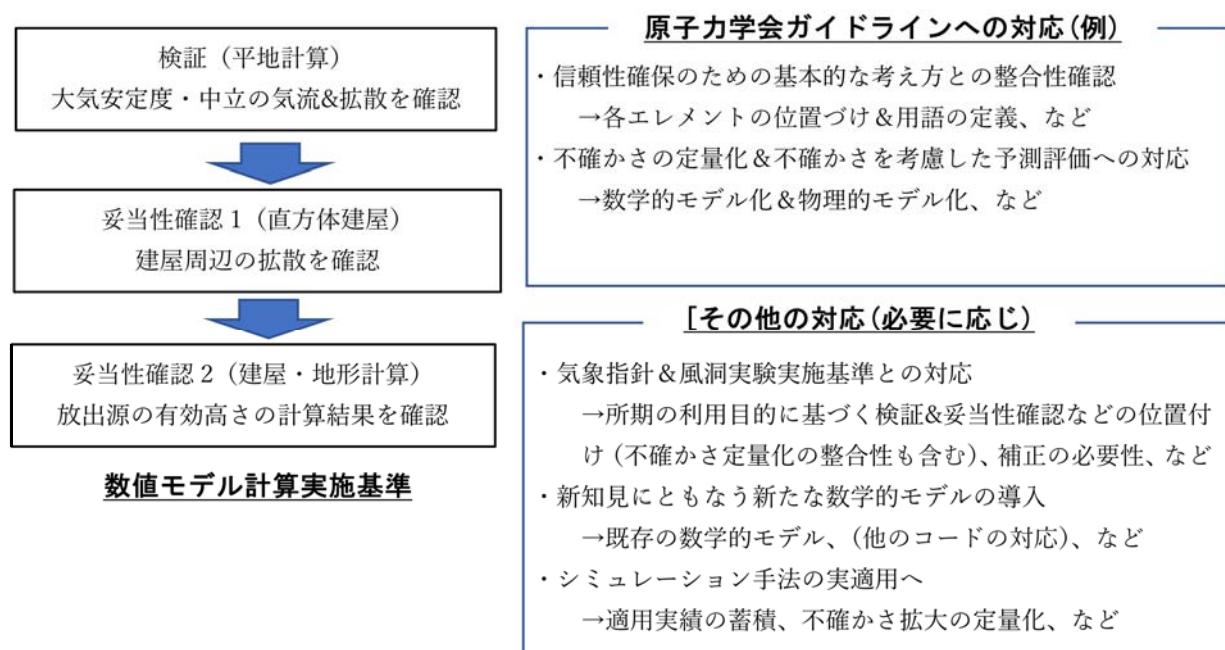


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

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、地形及び建屋模型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

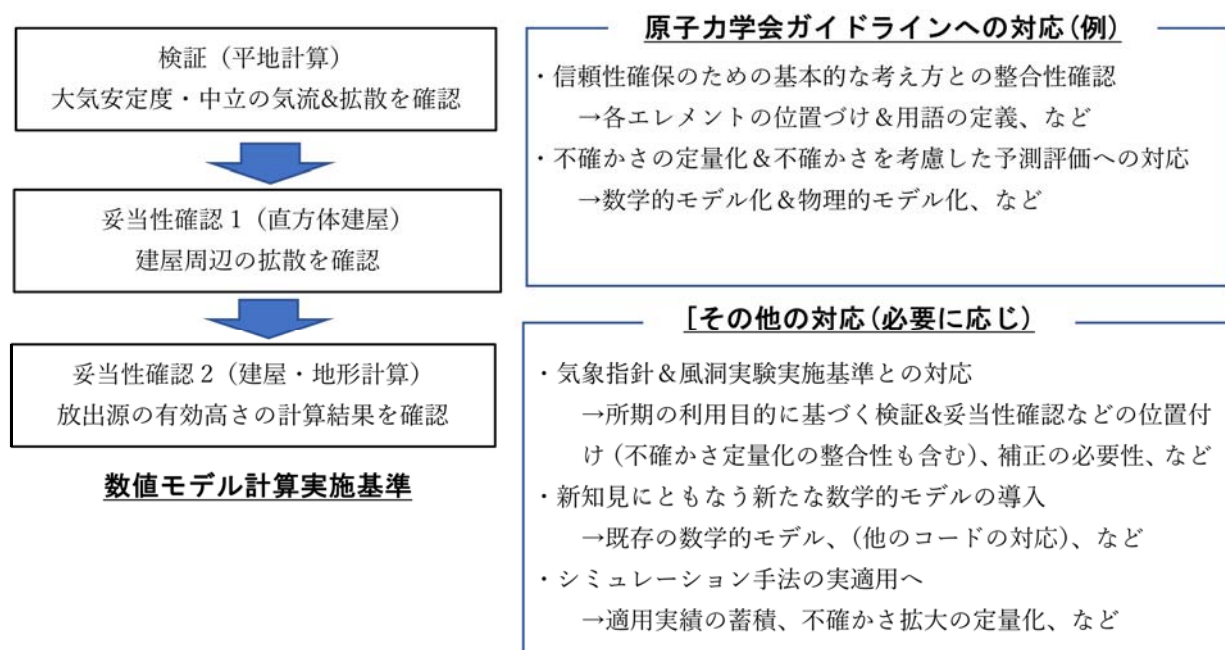


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

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、地形及び建屋模型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

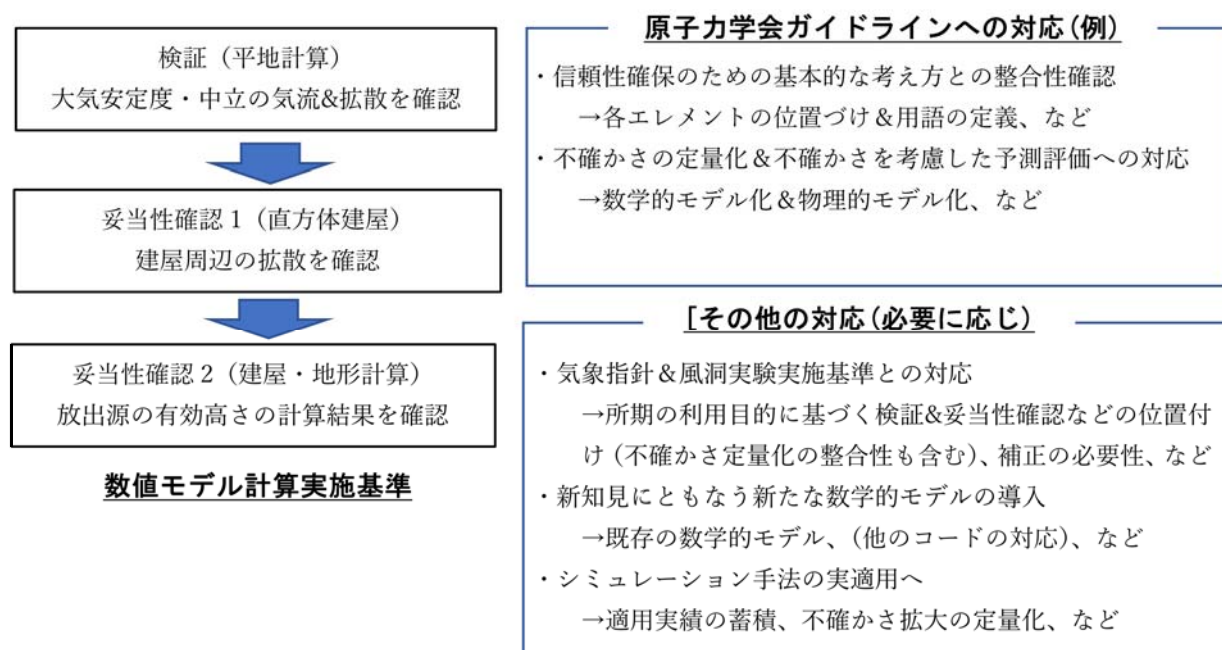


図1 現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

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だろう。

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）。

[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. Allison et al., IEEE Trans. on Nucl. Sci. 53(1), (2006) 270-278; J. Allison et al., Nucl. Instrum. and Meth. A 835, (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。

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

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出射機器に集中する。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 の一様なロス, 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 H^0 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).

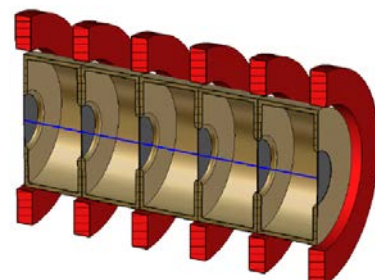
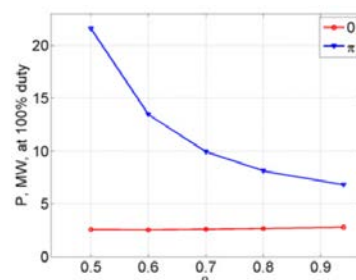


図1 ミュオン加速キャビティ

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 Bldg. 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)

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 ―原子・分子の分光分析技術とその応用―

レーザーの特長を利用した研究開発 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, 中部電力³, 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) にとどまっており, 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。

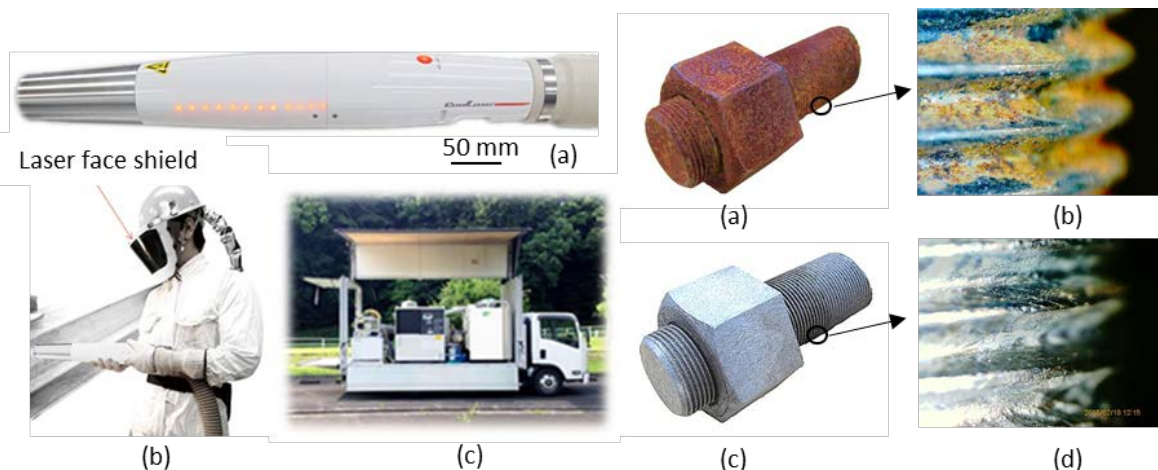


図 1 レーザークリーニングシステムの外観 図 2 錆除去の例 (a)(b) 除去前、(c)(d) 除去後

図1にCoolLaser システムを示す。波長 $1\ \mu\text{m}$ 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 100 m 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 $50\ \text{mg}/\text{m}^2$ 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 10 kW レーザーの使用を想定し、放射性物質の含有深さを $10\ \mu\text{m}$ と仮定し、最適照射条件における処理速度を推定すると、 $1\ \text{m}^2$ 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。

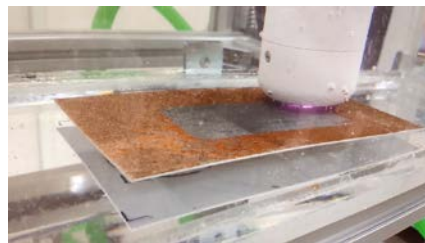


図3 水中試験

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.

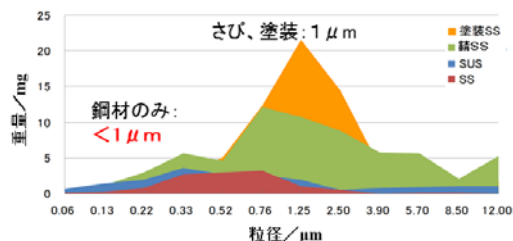


図4 発生粉塵の粒径分布

*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.

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 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 50 m 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際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 100 m 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、従来的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.

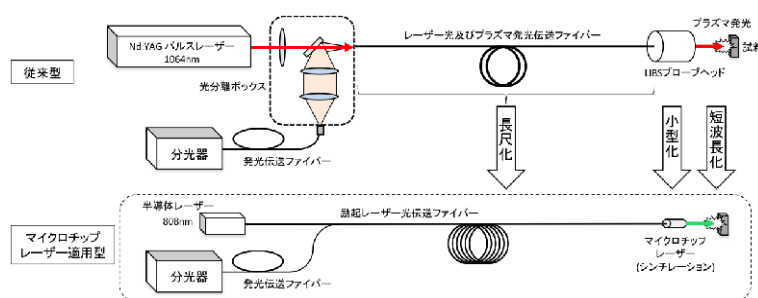
*Hironori Ohba^{1,2}, Koji Tamura^{1,2}, Morihisa Saeki^{1,2}, Tomitsugu Taguchi¹, Ikuo Wakaida², Takunori Taira^{3,4}¹QST, ²JAEA, ³RIKEN, ⁴NINS,

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

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発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。熱で熔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

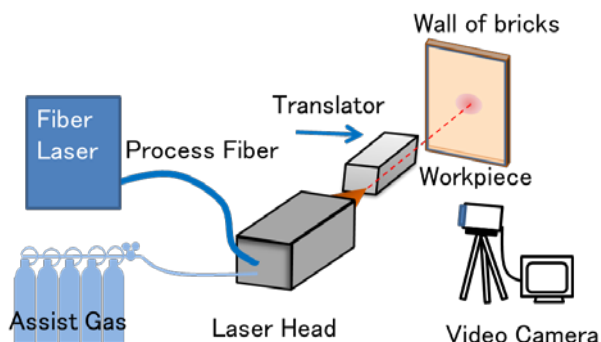


図 1 レーザー切断試験配置



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。

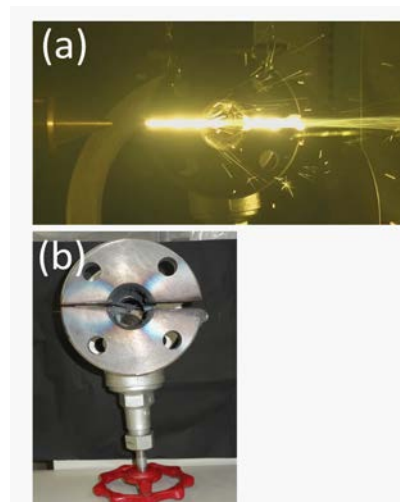


図3 構造物の切断過程(a)と切断結果(b)

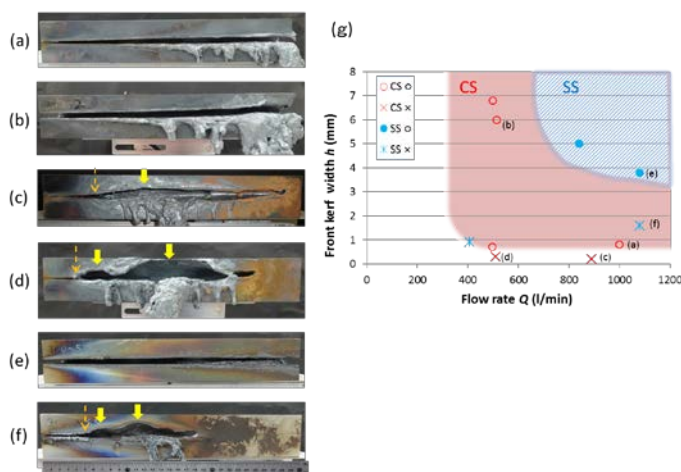


図4 炭素鋼(a-d)とステンレス鋼(e, f)の切断試行後の側面、及び試行可否結果(○、×)の前面カーフ幅とガス流量とによるまとめ(g)。

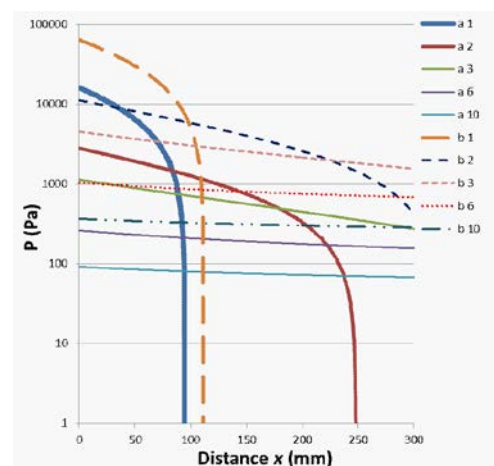


図5 カーフ領域のガス圧力の計算結果。

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。

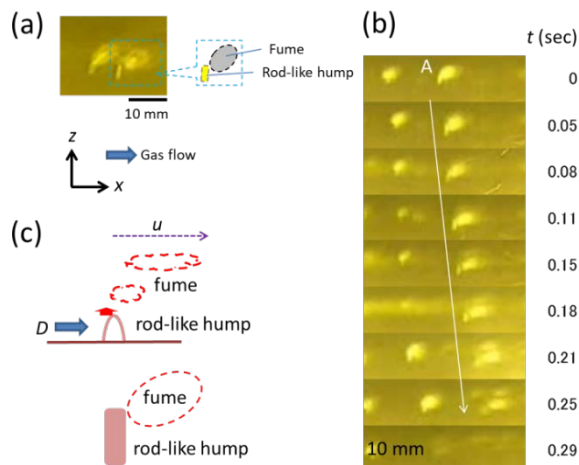


図6 炭素鋼切断時の側面観察(a,b)とモデル(c)

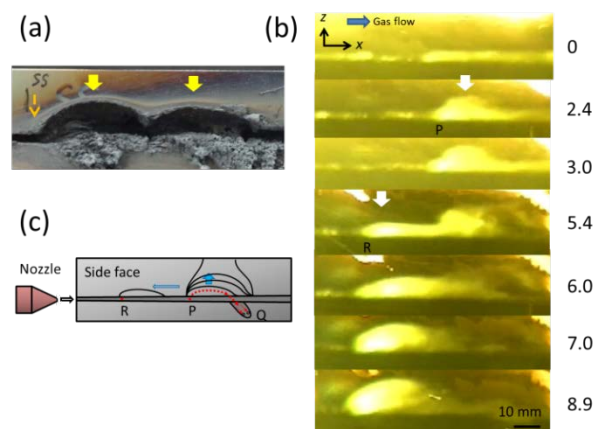


図7 試行後の側面(a),側面の空孔生成過程の観察(b),過程のモデル(c)

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図を図 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

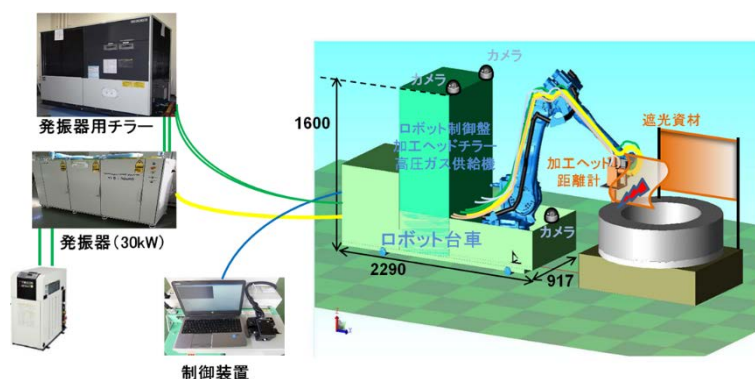


図8 試作切断システムのイメージ

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.

[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 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。

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

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 $\mathcal{L}(E|H)$ 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、試行の結果どうと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て、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、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 安全緩和系統のアンアベイラビリティ[無次元]（待機除外中で系統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間に 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 fragility 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 fragility 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 fragility

fragility 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、fragility 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]。

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

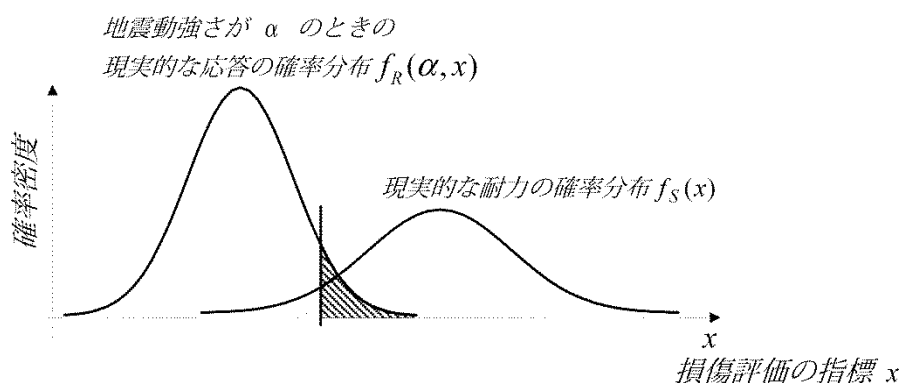


図 1 fragility 評価イメージ[2]

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 fragility 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。

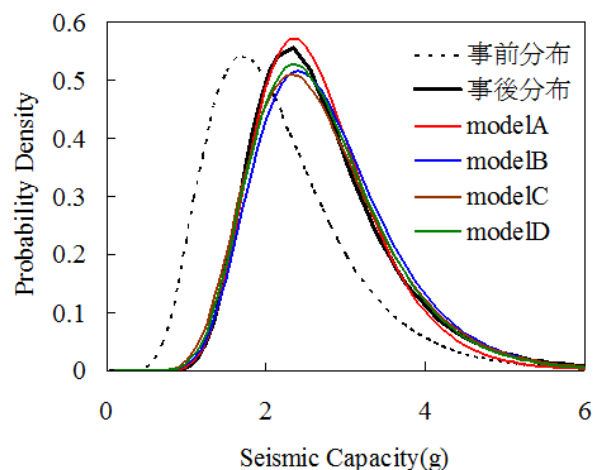


図 2 耐力のベイズ更新例

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があるものの、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）。

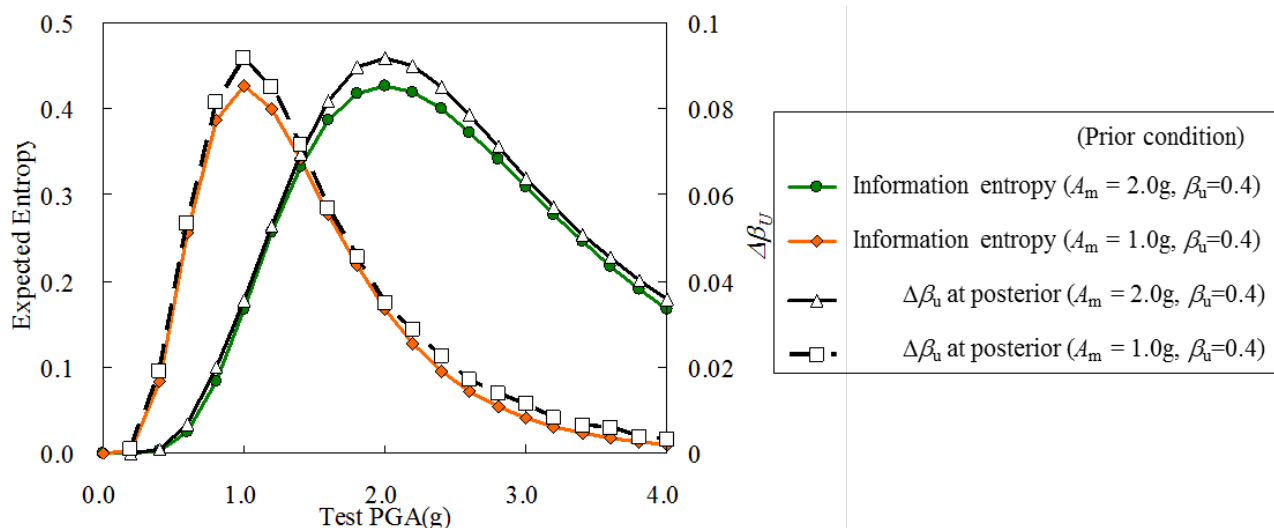


図3 情報エントロピーと不確かさ変化との関係

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.

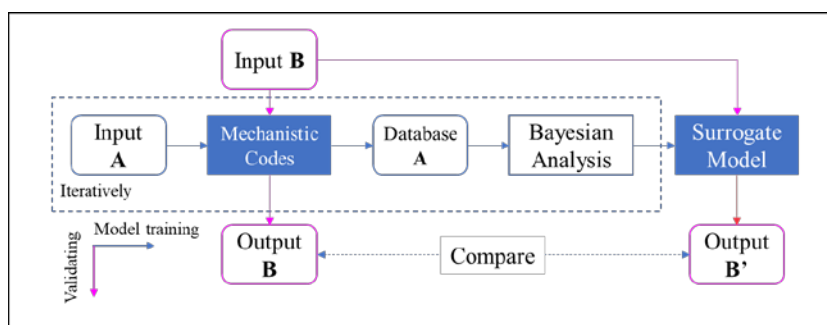


Figure 1 Training of a surrogate model using Bayesian approaches

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.

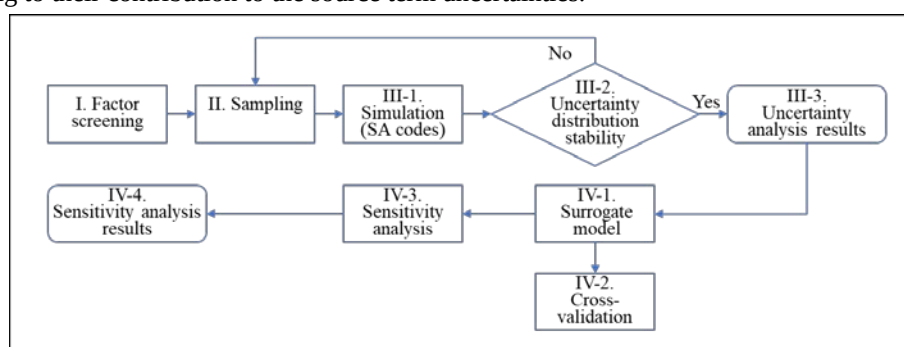


Figure 2 The process uncertainty and sensitivity analyses of severe accident source term

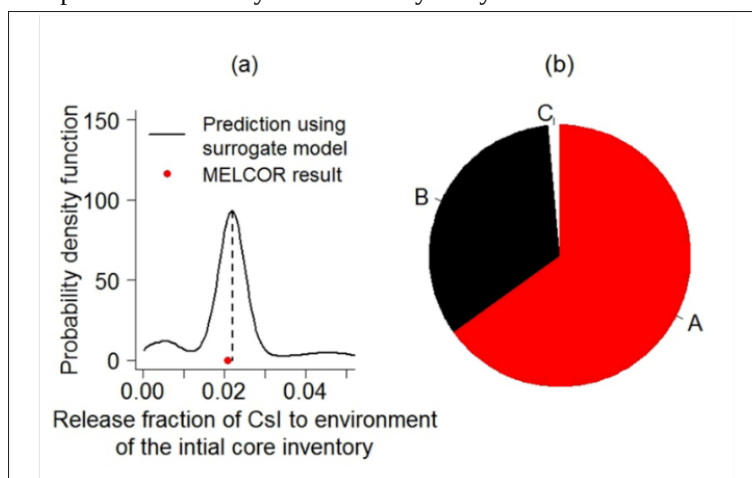


Figure 3 Sensitivity analysis results: (a) the validation of surrogate model by comparing with MELCOR simulation
(b) global sensitivity measure of parameters A, B and C

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)

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[2A_PL01] Human Resource Development and Nuclear Utilization

Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 9:45 AM - 10:45 AM Room A (Common Education Bldg. 1F C11)

[2A_PL0101] Human Resource Development and Nuclear Utilization

*Yoshiaki Oka¹ (1. AEC)

招待講演

人材育成と原子力利用

Human Resource Development and Nuclear Utilization

人材育成と原子力利用

Human Resource Development and Nuclear Utilization

*岡 芳明¹

¹内閣府原子力委員会

1. 原子力分野における人材育成の重要性とこれまでの経緯
2. 原子力委員会の認識
3. 高等教育段階における人材育成に係る活動
 - 3-1 優秀人材の獲得
 - 3-2 大学教育における基礎を体得した人材の育成
 - 3-3 様々な経験を通じた人材育成
 - 3-4 大学教育における教育の改善
 - 3-5 学部及び大学院修士課程を通じた体系的な原子力教育の実施
4. 高等教育段階以降における人材育成に係る活動
 - 4-1 仕事・研究開発を通じた人材育成
 - 4-2 研修・訓練などの継続教育
5. その他の人材育成に係る活動
 - 5-1 初等中等教育支援
 - 5-2 新興国向けの人材育成支援
6. 識基盤の構築とこれに支えられたイノベーションの創出

参考資料

1. 原子力分野における人材育成について（見解）平成30年2月27日 原子力委員会
2. 原子力政策担当室「原子力分野における人材育成について（見解）のフォローアップについて」平成31年4月16日 原子力委員会資料第1号
3. Joonhong Ahn「米国大学の教育研究の現状 人事・教育・研究」
4. 長崎晋也 「マクマスター大学などの原子力教育事情」平成30年10月16日 原子力委員会資料第1号
5. 木口高志「人材育成について【私論】」2017年1月17日 原子力委員会資料第1号

*Yoshiaki Oka¹

¹Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

[2A_PL03] Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues

From 60th Anniversary Symposium

Chair:Yoshitaka Nishino(President of AESJ , JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Common Education Bldg. 1F C11)

[2A_PL0301] Topics from 60th Anniversary Symposium

*Shigeaki Okajima¹ (1. President of AESJ , JAEA)

[2A_PL0302] Global Environmental Issues and Nuclear Energy

*Ryoichi Komiyama¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2A_PL0303] Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ

*Akira Yamaguchi¹ (1. Vice President, Univ. of Tokyo)

[2A_PL0304] Discussion

*Yasuo Komano¹, *Shoji Tsuchida², *All presenters³ (1. Ex-President, MHI NSE,
2. Kansai Univ.)

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—
Role of AES Japan for Contributing to Social Issues -From 60th Anniversary Symposium-

(1) 60 周年シンポジウムから

(1) Topics from 60th Anniversary Symposium

*岡嶋 成晃

日本原子力学会 会長、JAEA

本年（2019 年）60 周年を迎えた日本原子力学会は、学会設立以来、原子力の平和利用に関する研究開発の振興に寄与するとともに、会員相互の啓発に努めてきた。その中で、2011 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故により、我が国の原子力安全に対する信頼は大きく揺らぎ、本会の活動にも大きな影響を与えた。60 周年を記念したシンポジウム（2019 年 4 月 25 日開催）では、この現状を踏まえるとともに、福島復興の推進と原子力の平和利用に対する信頼の回復と新たな発展への展望が示された。ここでは、シンポジウムの概要とシンポジウムの中で実施・回収したアンケート結果を紹介するとともに、社会貢献に向けた学会の役割の観点から、今後 10 年の『再構築期』に向けた活動の方針を述べる。

1. 60 周年シンポジウムの概要

シンポジウムは 2 部で構成され、第 1 部では、駒野前学会長が、本会の 60 年を産業界の発展と関連づけて振り返るとともに、震災後の福島復興と廃炉推進に対する本会の取り組みの現状を報告し、次の 10 年を「再構築期」として本会が取り組むべき課題を提言した。続いて、特別講演（2 件）があり、立命館大学の開沼氏は福島復興の現状と今後の課題について、ノンフィクション作家の山根氏は福島の企業が廃炉推進に取り組む現場について動画を交えて復興に前向きに取り組む姿勢を紹介した。第 2 部では、エネルギー源としての原子力の展望について 2 件の講演があり、エネルギーセキュリティと環境問題を踏まえた原子力の役割に関する原子力アゴラ調査専門委員会の提言、また福島第一事故の原点に立ち返り社会的な信頼回復を実現する将来炉研究への学会のあり方の講演があった。さらにエネルギー利用に限らない 6 件の若手研究者を中心とした講演があり、バックエンド技術、放射線治療、量子素子開発、中性子イメージング技術、低線量率被ばく影響研究および宇宙探査機器の原子力電池開発に関する最前線の研究紹介がされた。

2. シンポジウムアンケートについて

アンケート回答の年齢分布はほぼ正会員の年齢分布と一致し、51 歳以上からの回答が 7 割を占めた。シンポジウム構成についておおそ好評を得たが、学会活動への要望として若手会員の増加推進（新しい研究分野の提示、学生会員への対応）および社会・国民への学会活動の積極的な公開と意見交換（対外発信が見えにくい、他分野との交流が無いように見える）等の意見を多く頂いた。

これらの意見は相互に関係していると考えられ、学会が原子力分野の最新の研究成果および廃炉への寄与を積極的に、社会的にも認められ魅力あるものとして発信することが若手研究者の意欲および会員増加に繋がるものと考えられる。

3. 社会課題への貢献に向けて

60 周年シンポジウムで示された「今後 10 年の『再構築期』」に向けて、①専門家の立場からの提言と理解活動の促進、② 1 F 廃炉の促進と福島復興への支援、③放射線利用・放射線防護の研究の促進、④教育・人材育成の継続と技術伝承等に取り組むことによって、国連の持続可能な開発目標（Sustainable Development Goals : SDGs）へ貢献していこうと考える。

*Shigeaki Okajima

President of Atomic Energy Society of Japan, Japan Atomic Energy Agency

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—

Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues - from 60th Anniversary Symposium -

(2) 地球環境問題と原子力

(2) Global Environmental Issues and Nuclear Energy

*小宮山 涼一

東京大学

1. まえがき

2015 年 12 月にパリで開催の第 21 回気候変動枠組条約締約国会議 (COP21) の場で地球温暖化対策に原子力利用が不可欠であることをアピールするため、これに先立ち同年 5 月に開催された Nuclear innovation for a low-carbon future をサブタイトルとする「原子力発電プラントの進歩に関する国際会議(ICAPP)2015」にて、日本を含む 39 の原子力学会が憲章「Nuclear for Climate DECLARATION」に署名した。これを受け日本原子力学会は、「原子力アゴラ調査専門委員会 地球環境問題対応検討・提言分科会」を立ち上げ、地球環境問題に対する原子力発電の潜在的能力の活用についての社会的提言を行うために定量的かつ科学的な調査結果に基づいて検討を開始した。地球環境問題での原子力発電の役割の検討に際しては、エネルギーセキュリティや電力市場の課題も同時に踏まえることが重要であり、それらの諸課題も含めて提言をまとめた。

2. 提言の要旨

地球環境問題対応検討・提言分科会において、原子力発電の役割に関して、地球環境問題、エネルギーセキュリティ、電力市場の観点より取りまとめた提言のポイントは、以下のとおりである。

- 地球環境問題に対処するためには、全ての技術選択肢を総動員することが肝要である。その中で原子力発電は重要な役割を担い、再生可能エネルギーの大量導入によるコスト上昇の緩和や再生可能エネルギーの供給電力の変動への対応を可能とするものである。
- 技術選択肢の一つとして原子力発電がその役割を果たすには原子力発電の環境価値が市場で適切に評価される枠組み(例：非化石価値取引市場、ゼロエミッション・クレジット取引)の構築が必要である。
- 原子力技術先進国である日本は、世界全体の問題である地球環境問題に対してその優れた技術を活用するとともに更に技術開発の一層の強化を図り、国際的イニシアティブを発揮することが求められる。
- 世界情勢の不確実性が増す中、エネルギー自給率の極端に低い日本は、原子力発電の維持を図るとともに、自前の技術である原子力発電でエネルギーセキュリティを強化する視点が不可欠であり、技術自給率を重視し、中長期的かつ国家的視点で、原子力発電の新增設・リプレース、維持が必要である。
- 電力市場自由化が進められ、市場の予見可能性が低下する中、原子力事業への適切な投資サイクルを維持するための制度設計が求められる。
- 原子力発電がエネルギーセキュリティ、環境問題の解決に貢献する電源であることを規制当局と事業者が共有し、安全確保を大前提としたうえで、安全審査の合理化を通じて、再稼動に必要なプロセスの迅速化を図ることが必要である。
- 安全性強化、電力自由化、再生可能エネルギーの導入拡大、災害時の電力安定供給といった社会のニーズ・トレンドへの対応や原子力の持続的利用の実現に向けて、多様な原子力技術開発(新型炉、再処理技術、出力調整機能や運転継続機能の拡充、原子力エネルギーの多目的利用(熱利用等)、再生可能エネルギーとの共存に向けた技術開発)が引き続き重要である。

*Ryoichi Komiya

The Univ. of Tokyo

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—
Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues - from 60th Anniversary Symposium -

(3) 将来の原子力の展望と学会の役割

(3) Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ

*山口 彰

日本原子力学会 副会長, 東京大学

原子力エネルギーは、現在においても将来にわたっても一定の役割を果たすと期待される。第5次エネルギー基本計画（2018年7月）は、2030年に向けての原子力を、“数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の純国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないことから、安全性の確保を大前提に長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である”と位置付けた。2050年に向けては、“あらゆる選択肢の可能性を追求するため野心的な複線シナリオを採用”し、特に“原子力は脱炭素化の実用段階にある選択肢”とした。原子力を長期にわたって安全に利用することは、エネルギーの確保と環境の保全を両立させる、高位の政策目標を達成するための現実的かつ有効な道筋である。

もちろん、原子力の将来を模索する道筋は平坦ではない。エネルギー基本計画は、“経済的に自立し脱炭素化した再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する”との方針を示し、原子力利用の適正な規模を見極めるとともに再生可能エネルギーとの共存をも求めている。また、“社会的な信頼回復がまず不可欠であり、福島第一事故の原点に立ち返った責任ある真摯な姿勢や取組みこそ重要であり、社会的信頼の獲得が鍵である”と記す。果たして将来の原子炉の姿はどのようであり、そこに至る道筋をどう描けばよいのであろうか。

世界を見渡せば、既設の軽水炉を80年間にわたって運転しようとする動き、大幅にコストを抑制できる魅力的な小型炉、電源供給に柔軟性をもたらすモジュラー炉、革新的な概念を導入する次世代炉、高レベル放射性廃棄物の有害度を低減する原子炉技術など、将来の原子炉の研究・技術開発を活性化する動きが盛んである。これらは、既存軽水炉をより有効に活用して経済価値を高めたり、受動的特性を生かして安全価値を追求する次世代炉であったり、資源有効性やエネルギーセキュリティ性能を向上させる概念であったり。まさに、原子力の価値の追求がいたるところでなされていると言えよう。

我が国において将来の原子力利用への持続的道筋を描き、そして社会的信頼を取り戻すために、日本原子力学会ができることは何かを考えたい。国際原子力機関の基本安全原則によれば、基本的な安全目的は、放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施を過度に制限することなく、人及び環境を原子力の施設と活動に起因する電離放射線の有害な影響から防護することである。福島第一事故の経験と教訓を踏まえれば、人と環境に直接的に有害な放射線影響を与えないことだけにとどまらず、緊急時の対応により立地地域の方々に過大な精神的苦痛を与えないことも含むと考えるべきであろう。社会が原子力安全に求めるところを直視し、それに応える技術開発の方向性を示す必要がある。将来炉の原子力開発はエネルギーの価値と安全の価値を再構築し、社会的信頼の獲得をめざす試みである。安全を確保するとは、実現された安全の価値を技術論に基づいて、しかし理解しやすく説明できることではなかろうか。

公衆の健康や財産にかかる被害をもたらさず、緊急のあるいは長期にわたる避難を立地地域に強いる事態にならないよう、原子炉の設計・運転を行い、避難計画を含む緊急時対応を実際的なものとするべきとの提案は既に行われている。”Practically Eliminated”と”Evacuation Free”である。これは想定外とか避難不要といった“安全神話”への回帰とはまったく違う。原子力の価値と安全の価値を高めることにより将来の展望は開かれる。将来の原子力の姿を提示しその価値を訴えることが原子力学会の役割ではないか。

*Akira Yamaguchi, Vice president of the AESJ, The Univ. of Tokyo

(Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[2A_PL0304] Discussion

*Yasuo Komano¹, *Shoji Tsuchida², *All presenters³ (1. Ex-President, MHI NSE, 2. Kansai Univ.)

日本原子力学会は今年創立60周年を迎えました。4月25日には60周年シンポジウムを開催し、東京電力福島第一原子力発電所の事故への対応を含む学会活動を振り返るとともに、原子力の平和利用に対する信頼と新たな発展への展望を拓くために、各分野から基調講演をいただきました。本セッションでは、シンポジウムでの議論やアンケートの声も踏まえて、今後の学会活動のあり方にフォーカスして意見交換します。学会が今後10年（70周年までに）特に注力すべき取組みを、（１）温暖化などの地球環境問題への原子力が貢献できるポテンシャルや、（２）国のエネルギー政策での原子力の位置づけと学会の役割などの側面も含めて討論します。

Planning Lecture | Over view Report | The Special Review Committee on The NUMO Safety Case[Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

[2B_PL] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bldg. 1F C12)

[2B_PL01] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

*Osamu Tochiyama¹, *Kenji Amano², *Yasuaki Ichikawa³, *Keiichiro Wakasugi⁴, *Yuichi Niibori⁵ (1. NSRA, 2. JAEA, 3. Okayama Univ., 4. Tokai Univ., 5. Tohoku Univ.)

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会活動状況 A Current Status of Peer Review on the NUMO Safety Case

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会活動状況

A Current Status of Peer Review on the NUMO Safety Case

* 朽山 修¹, * 天野健治², * 市川 康明³, * 若杉圭一郎⁴, * 新堀雄一⁵

¹(公財)原子力安全研究協会, ²日本原子力研究開発機構, ³岡山大学, ⁴東海大学, ⁵東北大学

1. レビューの背景

原子力発電環境整備機構（以下、NUMO という）は、最新の科学的知見や技術開発成果を反映し、高レベル放射性廃棄物および TRU 等廃棄物の安全な地層処分をどのように実現するのかを説明するための包括的技術報告書「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―」（以下、包括的技術報告書という）を取りまとめ、2018 年 11 月 21 日に公表した。

包括的技術報告書は、NUMO が進める地層処分事業の円滑な推進のために、文献調査の受け入れの後、どのようにそのサイトの調査を進め、安全な処分場を設計・建設・操業し、閉鎖後も長期間にわたって安全性を確保しようとしているのかを総合的に示し、文献調査に即応できる技術的な準備を整えていることを示すことを目標としている。

この目標を達成するためには、独立性の高い学術的な第三者機関により、その内容の妥当性について評価を受けることが重要であることから、NUMO は包括的技術報告書が国内外の最新の科学的・技術的知見に照らして、サイトが特定されていない段階のセーフティケースとして、十分な技術的信頼性を有していることを、客観性、科学的・技術的妥当性、技術的信頼性等の観点から確認するため、（一社）日本原子力学会にレビューを依頼した。

日本原子力学会はバックエンド部会の協力を得て、14 名の専門家で構成される NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会（以下、委員会という）を設置した。内訳は、地質環境の専門家 5 名、工学技術の専門家 4 名、安全評価の専門家 4 名であり、主査は地層処分の研究開発全般に精通している専門家が担当している。事務局は、原子力学会からの委託により（公財）原子力安全研究協会が担当し、委員会の運営管理とレビュー報告書の取りまとめに当たっている。

2. 包括的技術報告書の概要

わが国では、1998 年に原子力委員会の高レベル放射性廃棄物処分懇談会が取りまとめた「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方」によって示された処分の実施に向けた制度の在り方に関する提言、および核燃料サイクル開発機構が 1999 年に取りまとめた「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 ―地層処分研究開発第 2 次取りまとめ―」（以下、第 2 次取りまとめという）を受けて、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下、「最終処分法」という）が 2000 年に制定された。

最終処分法に基づき、地層処分事業の実施主体として NUMO が 2000 年に設立され、事業が開始された。同法では、最終処分施設建設地の選定を「文献調査」、「概要調査」および「精密調査」による三段階の調査を通じて行うことを規定しており、NUMO は 2002 年より全国の市町村を対象として、地層処分施設の設置可能性を調査する区域の公募を開始したが、現在まで応募自治体はなく、サイト選定の最初の段階である文献調査を開始するには至っていない。

*Osamu Tochiyama¹, *Kenji Amano², *Yasuaki Ichikawa³, *Keiichiro Wakasugi⁴, and *Yuichi Niibori⁵

¹Nuclear Safety Research Association, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Okayama Univ., ⁴Tokai Univ. and ⁵Tohoku Univ.

このため、2013年には地層処分事業を進めるに当たって取り組むべき方向を見直すため、地層処分政策の再構築に向けた審議が行われ、2015年5月には、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」が閣議決定された。改定された基本方針においては、将来世代に負担を先送りしないこと、可逆性・回収可能性を担保すること、国、NUMOおよび関係研究機関は連携および協力を行いつつ、最終処分の技術的信頼性等に対して定期的な評価を行うこと、そして国が科学的に適性が高いと考えられる地域（科学的有望地）を示し、調査への協力を自治体に申し入れることなどの方針が明記された。

この改定を受け、2017年には地層処分についての国民の関心や理解を深めていくため、全国的なデータに基づき、地層処分を行う場所を選ぶ際にどのような科学的特性を考慮する必要があるのか、それらは日本全国にどのように分布しているかといったことを俯瞰できるように、「科学的特性マップ」を国が提示した。

科学的特性マップを念頭において、地層処分を行う場所の選定活動を推進していくにあたっては、NUMO自らがどのようにして安全な地層処分を実現していくのかを社会に示し、地層処分事業に対する国民からの信任を得ていくことが重要であり、これまでに蓄積されてきた科学的・技術的知見に加えて、常に最新の知見に基づき、わが国における安全な地層処分の実現性を恒常的に確認することが必要である。このためNUMOは、最新の科学的知見や技術的開発成果に基づき、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し、技術的な取り組みの最新状況を示すことを目的とした包括的技術報告書を取りまとめた。

包括的技術報告書は専門性の高い技術報告書であり、地層処分についてある程度の技術的な知識を持った専門家を対象読者として想定している。さまざまな分野の専門家が必要とする情報やその詳細度を自ら選択できるよう、上位レベルから下位レベルに向かって詳細化し、かつ追跡性のある階層構造を持った体系的な文書群として整備されており、概要編、本編および付属書で構成されている。概要版は本編の要点をまとめたものであり、本編は包括的技術報告書の中心となる文書で安全な地層処分を実現するための方法に関する全体像を示すものである。さらに、付属書は本編に述べられた内容を支える詳細な論拠や、解析方法、結果などをまとめたもので、適宜本編から参照される。本編は次のような構成とされている。

第1章 緒言

第2章 安全確保の基本的考え方

第3章 地層処分に適した地質環境の選定およびモデル化

第4章 処分場の設計と工学技術

第5章 閉鎖前の安全性の評価

第6章 閉鎖後長期の安全性の評価

第7章 セーフティケースとしての信頼性

第8章 結言

この包括的技術報告書の記述内容は、国際機関が提示するセーフティケースの役割や基本的な構造などを参照しつつ、地層処分を行う場所が絞り込まれ、最終的に地層処分場の許認可に至る各段階に作成するセーフティケースの基本形として、今後更新していくセーフティケースの枠組みと情報の基盤を提示するものとされている。サイトが特定されていないわが国において、現時点の知見に基づき、以下のような状況に至っていることについて、ジェネリックなセーフティケースを提示することが目的とされている。

- ① 地層処分にとって適切な地質環境を選定するための調査・評価に関する技術基盤が整っている。またわが国における地下深部の地質環境の特徴を反映した地質環境モデルを提示する。
- ② 所要の要求事項（安全性、工学的成立性、回収可能性、環境保全、経済合理性など）を満たす処分場を設計するための技術基盤が整っている。また、設計した処分場を建設・操業・閉鎖するための工学技術の実現性がある。
- ③ 処分場の閉鎖前（操業時）および閉鎖後長期の安全性を評価する技術基盤が整っている。また、設計した処分場に対する安全評価によって、人間に有意な放射線影響を与えない見通しが得られる。
- ④ 以上のような地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全評価にかかわる最新の技術を適用した一連の作業を通じて、さらなる信頼性向上に向けた技術課題の抽出とこれらに対する今後の取り組み

を示す。

NUMO は、包括的技術報告書において、適切なサイト選定に必要とされる地質環境情報を取得する技術基盤が整えられたこと、わが国における地下深部の特徴を反映した地質環境モデルが提示されたこと、所要の要求事項を満たす処分場を設計する技術基盤が整備されたこと、および処分場の閉鎖前と閉鎖後の安全評価を行うための技術基盤が整備されたこと、が示されたとしている。

3. レビュー委員会の活動の状況

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会のレビューの目的は、サイトが特定されていない段階のセーフティケースとしての包括的技術報告書の記述内容を、客観性、科学的・技術的信頼性の観点から評価することによって、日本における地層処分の実現可能性を確認し、サイト選定の基盤を進展させることである。本レビューの範囲は包括的技術報告書の「本編」のみであるが、レビューにあたっては適宜関連する付属書および参考文献を参照した。

レビューにあたっては、第1章と第2章は全委員で検討し、第3章から第7章については、技術報告書の扱う範囲が、地質環境、工学技術、安全評価と幅広い分野に及んでおり、またセーフティケースとしての信頼性についての総合的な議論も含んでいるため、分野毎にワーキンググループ（地質環境、工学技術、安全評価、セーフティケースとしての信頼性）を設置して具体的な検討を行っている。レビューにおいては、まず委員がレビューコメントや質問を提出し、各ワーキンググループおよび全員の参加する委員会で、委員から提示された質問に対しては必要に応じて委員会において NUMO から補足説明を求め、全員の議論を経てメンバー全員が最終的に合意した内容を集約意見とすることとしている。この際、NUMO には、委員会が誤解している点の修正に限り、レビューの中立性を損なわない形で議論に参加してもらっている。事務局は、委員会の運営管理とレビュー報告書の取りまとめにあたりとともに、技術報告書の追跡可能性の確認を行っている。

レビュー委員会においては、サイト選定の前段階におけるセーフティケースとしての科学的・技術的なレベルの信頼性、および、NUMO が今後適切なサイト選定を進めていく上で、各段階で行われるサイト特性調査と工学設計および安全評価に関する技術的能力と方法論の妥当性について、包括的な議論を進めており、レビュー結果を11月までに報告書として取りまとめる予定である。

レビュー委員会は、今回のレビュー結果が、技術報告書の科学技術的内容の信頼性を裏付けるものとして社会に受け取られるとともに、国民各層の NUMO に対する信頼が醸成され、地層処分に関する議論を一層喚起することを期待する。

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division

[2F_PL] Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

Chair: Tomio Okawa(UEC)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Common Education Bldg. 2F C21)

[2F_PL01] Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*Hiroyuki Yoshida¹ (1. JAEA)

[2F_PL02] Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactor

*Tadakatsu Yodo¹ (1. MHI)

[2F_PL03] Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactor

*Yuki Narushima¹ (1. Hitachi)

[2F_PL04] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

*Ayako Ono¹ (1. JAEA)

[2F_PL05] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

*Kenichi Katono¹ (1. Hitachi)

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、
熱流動部会、計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから
Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*吉田 啓之¹

¹原子力機構

1. はじめに

原子炉設計における燃料の限界熱流束評価は、炉心の熱的余裕ひいては安全を確保する上で最も重要な項目の一つである。燃料の限界熱流束は燃料集合体構造等に大きく依存するため、実際の燃料形状及び使用環境条件を模擬した大規模試験により関連データを取得している。しかしながら、そのような試験は多大な費用と期間を必要とし、試験実施可能な国内外の主要施設が限定的で活用が容易でないことなどから、大規模試験に依存しない限界熱流束評価のための技術開発が望まれている。

近年、計算機性能の飛躍的向上及び数値解析技術の進展により、沸騰二相流現象に対する詳細な数値シミュレーションが実現され始めている。また、新しい熱流動計測技術の開発が進められており、限界熱流束条件下での詳細な二相流動計測によりその現象が把握されつつある。このような数値シミュレーション技術及び計測技術の体系的統合を段階的に進めることで、将来的には限界熱流束評価に適用できる数値シミュレーション技術の開発が期待される。このような技術が開発できれば、最終的には大規模試験への依存度が軽減されるほか、事故時のような過渡事象時の評価が可能となることが想定される。

このような状況を受け、熱流動部会及び計算科学技術部会の御協力の下、平成30年12月に研究専門委員会が設置された。本報告では、本研究専門委員会の概要を示すとともに、これまでの活動内容について紹介する。

2. 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

本研究専門委員会は、国内の原子炉メーカー、燃料メーカーからの参加者を含む22名の委員で構成される。限界熱流束の評価に関しては、これまでに多くの研究がなされている。そこで本研究専門委員会の活動では、これまでの膨大な研究から既存の評価方法やデータベースなどに関する調査を行うとともに、限界熱流束に関連する重要パラメータの抽出、数値解析と実験計測の観点からの現状技術や潜在的に実用可能な技術の整理を行い、将来的な限界熱流束評価技術の構築に向けて必要な知見の整理を行うこととし、これまでに3回（平成31年2月、平成31年4月、令和元年8月）の会合を実施した。これらの議論の一部については、本合同セッションにおいて講演が行われる予定である。このような議論を通して、原子炉における機構論的限界熱流束評価技術に必要な研究課題を提示することを本研究専門委員会の最終的な目標としている。

3. まとめ

平成30年12月に発足した「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要について紹介した。発足後、3回の会合を実施しており、電気通信大学の大川主査のもと、限界熱流束評価について活発な議論が行われている。本研究専門委員会は、産官学の連携のもと活動が行われており、多くの若手研究者が活動の中心となっていることにも特徴があると考えている。会員各位のサポートと、御興味のある研究者の方々の積極的な参加をお願いする。

*Hiroyuki Yoshida¹

¹JAEA

合同セッション 1 (「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会,
熱流動部会, 計算科学技術部会)

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

軽水炉設計における CHF 評価手法の現状 (1) CHF 相関式

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (1) CHF correlations

*淀 忠勝¹

¹三菱重工業

1. はじめに

軽水炉の熱水力設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱除去を安定に維持する事を目的としている。沸騰水型の BWR では、燃料被覆管周囲の流動が環状流から液膜消失状態に遷移する「ドライアウト」の防止を熱水力設計の判断基準の一つにしている。一方、加圧水型の PWR では、核沸騰状態から膜沸騰状態に遷移する「DNB (Departure from Nucleate Boiling)」の防止を判断基準の一つにしている。ドライアウト/DNB が生じると燃料被覆管表面の熱伝達が不十分となり燃料棒が過熱損傷に至る可能性があるため、ドライアウト/DNB を適切に予測することが重要となる。軽水炉ではこの予測のために種々の実験データに基づく CHF 相関式を用いる。本報告では、国内既設炉で適用している CHF 相関式について紹介する。

2. BWR のドライアウト予測手法

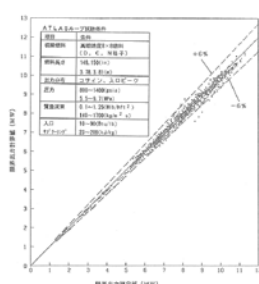
BWR では、ドライアウトの予測のために、沸騰遷移が生じる限界出力に達した場合の限界クオリティと沸騰開始点からの距離である沸騰長で整理する方法が採用されている。現在の BWR ではドライアウト予測に用いられている GEXL 相関式^{[1][2]}及び沸騰遷移相関式^[3]は、限界熱流束を適切に予測することが可能である。図 1(a)に代表として、GEXL 相関式の予測図を示す。

3. PWR の DNB 予測手法

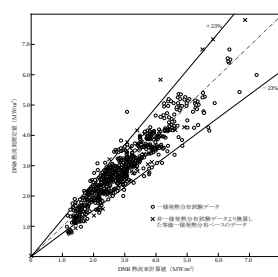
PWR では、圧力条件に応じて DNB 予測のための CHF 相関式を使い分けている。主蒸気管破断事故などの一部の低圧事象の安全解析に用いる W-3 相関式^[4]は、単管 DNB 試験データに基づいて開発され、その後、管群補正などを考慮して実機に適用されている。通常運転を含む高圧条件に適用可能な NFI-1 相関式^[5]と MIRC-1 相関式^[6]は、W-3 相関式よりも高精度な DNB 予測を目的に管群 DNB 試験データに基づいて開発された相関式である。図 1(b)~(d)に示す通り、PWR の CHF 相関式は試験測定値を適切に予測可能である。

参考文献

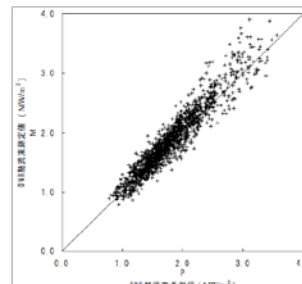
- [1] 日立製作所, 「沸騰水型原子力発電所 原子炉の熱特性評価法 (GETAB) について」, HLR-007 訂 4, 平成 9 年。
- [2] 東芝, 「沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要」, TLR-009 改訂 4, 平成 10 年。
- [3] 原子燃料工業, 「BWR の熱的余裕評価手法について」, NLR-04 改訂 2, 平成 10 年。
- [4] 三菱重工業, 「DNB 相関式について」, MAPI-1029 改 3, 平成 16 年。
- [5] 原子燃料工業, 「原燃工新 DNB 相関式 (NFI-1) について」, NFK-8087 改 2, 平成 19 年。
- [6] 三菱重工業, 「三菱新 DNB 相関式 (MIRC-1) について」, MAPI-1075 改 4, 平成 18 年。



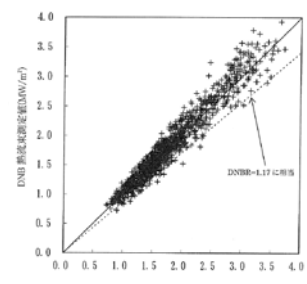
(a) GEXL 相関式^{[1][2]}



(b) W-3 相関式^[4]



(c) NFI-1 相関式^[5]



(d) MIRC-1 相関式^[6]

図 1. 各相関式の予測値と試験測定値の比較

*Tadakatsu Yodo¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、
熱流動部会、計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

軽水炉設計における CHF 評価手法の現状 (2) サブチャンネル解析

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (2) Subchannel analysis

*成島 勇気¹

¹日立製作所

1. はじめに

軽水炉の熱水力設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱除去を安定に維持する事を目的としている。沸騰水型の BWR では、燃料被覆管周囲の流動が環状流から液膜消失状態に遷移する「ドライアウト」、加圧水型の PWR では、核沸騰状態から膜沸騰状態に遷移する「DNB (Departure from Nucleate Boiling)」の防止を判断基準の一つにしている。軽水炉の熱水力設計で重要な CHF 評価は、炉心内の個々の燃料棒を対象に実施する必要がある、このためにはこれらの燃料棒を取り囲む局所的な冷却材条件が必要とされる。軽水炉ではこの冷却材条件をサブチャンネル解析によって評価する^[1]。

2. サブチャンネル解析

サブチャンネル解析は、水路(チャンネル)を複数の小水路(サブチャンネル)に分割して、サブチャンネル間の横流れを考慮しながら、冷却材の質量、運動量、エネルギーに関する保存則を解くことで、炉心、及び燃料集合体内の 3 次元的な冷却材挙動を評価する手法である。

3. BWR のドライアウト予測手法

BWR のサブチャンネル解析では、図 1 の通り燃料集合体内において燃料棒 4 本で囲まれた小水路をサブチャンネルとして、水・蒸気の二流体、もしくは液滴・液膜・蒸気の三流体について保存則を解き、ドライアウトを評価する。ドライアウトの判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる手法、及び三流体モデルでは液膜の消失をもって、解析的にドライアウトを評価する手法が用いられる。

4. PWR の DNB 予測手法

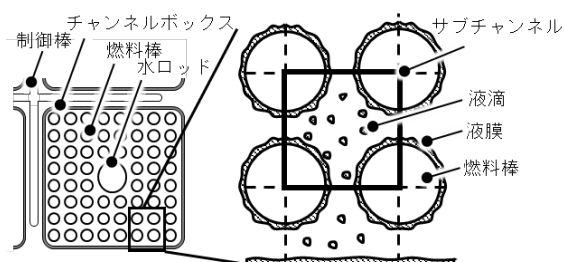
PWR のサブチャンネル解析では、図 2 の通り炉心全体を燃料集合体単位で計算する第 1 段階、高温集合体内を 1/4 に分割して計算する第 2 段階、高温 1/4 集合体内をサブチャンネル単位で計算する第 3 段階の 3 つの段階に分けて計算を行う。DNB の判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる。サブチャンネル解析コードは、PWR の典型的な集合体出力分布を模擬した 5x5 管群試験に対して、出口温度測定値と解析が良く一致することが確認されている。

参考文献

[1]秋山守, 有富正憲, 「新しい気液二相流数値解析 - 多次元流動解析 -」, コロナ社, 2002 年.

[2]日本原子力学会熱流動部会編, 「気液二相流の数値解析」, 朝倉書店, 1998 年.

[3]三菱重工業, 「改良統計的熱設計手法について」, MHI-NES-1009 改 2, 平成 21 年.



(a) 燃料集合体断面 (b) サブチャンネル内流動
図 1. BWR のサブチャンネル解析^[2]

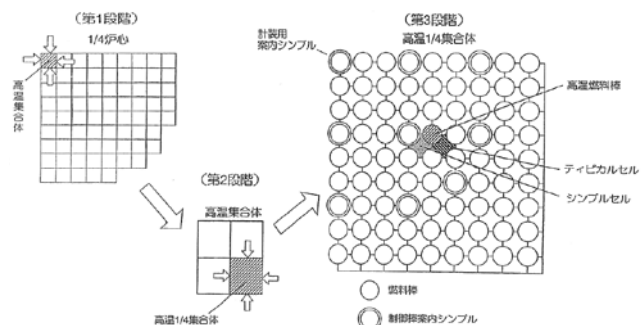


図 2. PWR のサブチャンネル解析^[3]

*Yuki Narushima¹

¹Hitachi, Ltd.

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、
熱流動部会、計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから
Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究

(1) DNB

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux

(1) DNB

*小野 綾子¹

¹原子力機構

1. はじめに

沸騰冷却は、非常に高い除熱特性を有するため、軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており、汎用性の高い冷却技術であるが、最大の問題は除熱限界が存在するという点である。1934年、拔山は大気圧の飽和プール沸騰において金属細線を伝熱体とした実験^[1]により、熱流束に対する細線の表面過熱度の関係を調べ、沸騰過程の全貌を明らかにするとともに、沸騰伝熱に除熱の限界（限界熱流束、Critical Heat Flux: CHF）が存在することを示した。CHFを超えると核沸騰から遷移沸騰へと瞬時に移行し（Departure from Nucleate Boiling: DNB）、発熱体の温度はその融点を超え、溶融・破損（バーンアウト）に至る。本発表では、DNB型のCHFについて、そのメカニズムに関する過去の研究を俯瞰し、今後取り組むべき課題について触れる。

2. 困難な現象解明

図1は、直径8mmの上向き伝熱面における飽和沸騰の様相である。DNBに至る直前まで、表面を覆う伝熱面と同程度の蒸気塊が形成と離脱を繰り返す。そして、何の前触れもなく、突然DNBに至る。そこで、多くの研究者が蒸気塊下の気液の挙動がDNBの発生に関与していると考え、伝熱面ごく近傍の気液挙動について調べるようになった。蒸気塊が離脱した後は、数 μm のキャビティ（伝熱面表面の微細な孔であり気泡生成の核となる）から最初の気泡（一次気泡）が発生し、これらが互いに接合することで、再び数cmの蒸気塊が伝熱面上に形成される。この蒸気塊の下には数十 μm の液に富んだ層があることが確認されている^[2]。蒸気塊下の気液挙動は一次気泡の発泡挙動に大きく影響されるため、この挙動を把握しDNBの発生原因を解明するためには、数ms以下および μm オーダーの高速かつ微細な気液挙動を捉える計測手法が必要とされる。また、これらの気液挙動には、流体の物性、伝熱面の物性、流体と伝熱面の組合せ（濡れ性）、伝熱面の幾何形状、方向および性状等、非常に数多くの物理量が関与する。これらの高速かつ微細な気液挙動をとらえることの困難さや関与する物理量の多さが、長年にわたりDNBを引き起こす現象の解明を阻んできた。

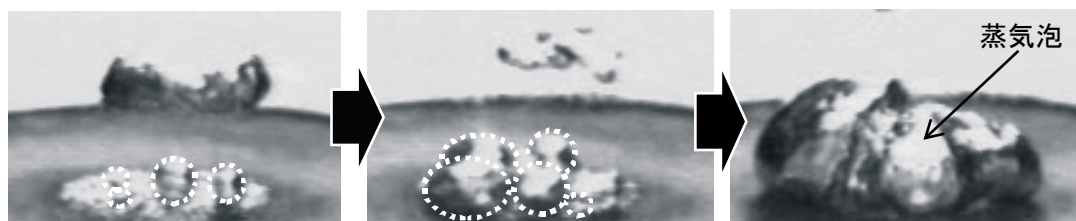


図1 直径8mmの上向き面における高熱流束飽和プール沸騰

3. 今までに提案された多種多様なモデル

(1) 飽和プール沸騰における DNB 熱流束予測に関する研究

DNB 熱流束を予測する初期の物理モデルとして Zuber^[3]によって提案されたモデルがある。このモデルでは、伝熱面上に数 cm オーダーの蒸気の柱が存在することを仮定し、伝熱面から流体側へ向かう蒸気と流体側から伝熱面に向かう液の相対速度がある臨界値を超えると DNB に至るというモデルであり、蒸気の限界量が DNB 熱流束を決めるという形になっている。このモデルは、DNB が伝熱面から離れた位置での気液挙動によって生じることから、“Far field model”と分類される。このモデルは、飽和のプール沸騰の DNB 熱流束をよく予測できるものの、図 1 で示されるような映像から、蒸気柱の存在が確認されていないことや、DNB 近傍において伝熱面に液供給するような機構を付加することで DNB 熱流束が向上させる実験事実^[4]から伝熱面で発生する蒸気量に限界がないことが示唆され、モデルの仮定自体に疑問が持たれる。

Zuber によるモデルの提案の後、伝熱面ごく近傍の数 μm の気液挙動に着目した研究が行われるようになり、甲藤ら^[5]は、伝熱面上に形成される蒸気塊の挙動を詳細に検討し、蒸気塊下に残された液体が蒸気塊の離脱前に乾くことで DNB に至るとするモデルを提案した。このモデルは「マクロ液膜蒸発モデル」と呼ばれ、伝熱面近傍の気液挙動が DNB のトリガになることから、“Near field model”と分類される。また、数 100~1000nm の厚さでコーティングした伝熱面上の沸騰様相を裏面から高速度放射温度計で観察し、一次気泡底部に形成される局所的に乾いた領域（ドライスポット）が DNB を引き起こす様相をとらえた研究^[6]や、伝熱面上に発生するドライスポットの温度が固液接触限界温度を超えることで DNB が引き起こされるというモデルが提案されている^[7]。しかし、伝熱面の裏面からの沸騰挙動観察では、金属箔やサファイヤガラスが発熱体として用いられることが多く、熱容量の大きな金属ブロック等を用いた沸騰現象との熱容量差による現象の違いが指摘されている。これらのモデルは、伝熱面表面上での気液挙動が DNB の引き金になることから“On surface model”と分類される。以上のモデルでは、DNB を引き起こす機構に違いはあるものの、何らかの現象が引き金となり、核沸騰域と DNB 以降の遷移沸騰域では伝熱面近傍の気液挙動に違いが現れることになる。一方で、核沸騰から DNB 熱流束点を経て遷移沸騰までを連続した事象ととらえ、過熱度の増大に伴う伝熱促進と伝熱面上の乾燥部拡大による伝熱劣化から生じる熱流束の極大値が DNB 熱流束であるとし、DNB のメカニズムを説明するモデルも提案されている^[8]。このように、DNB の発生に対して多数のモデルが提案されているものの、どのモデルが“正しい”のかについて、飽和のプール沸騰という考慮すべきパラメタの少ないシンプルな体系においてさえ、未だに結論が見いだされていない。

(2) PWR における DNB 予測への発展

PWR 条件における DNB を予測するためには、(1) で触れた飽和プール沸騰の条件に加えて、流体の流れ（強制対流条件）の影響、サブクールによる影響、系圧力、集合体形状（管群体系・グリッド等）の影響を盛り込まなくてはならない。

強制流動沸騰における DNB については、マクロ液膜蒸発モデルに基づいた予測法がいくつか提案されている^{[9][10][11]}。これは、(1)で紹介した甲藤らのマクロ液膜蒸発モデルにおいて、蒸気塊が強制対流によって移動する効果などを盛り込んだものである。これらのモデルによる DNB 熱流束の評価では、蒸気塊の下に存在する液膜の厚さ、蒸気塊の長さや速度が DNB 熱流束を決める重要な物理量となるが、各モデルの中で予測されたそれらの値には互いに大きなばらつきがある。これは、強制対流での沸騰体系において、伝熱面ごく近傍の気液挙動に関する計測データが皆無であり、よく理解されていないことに起因する。さらに、実機における管群体系やグリッド等を考慮すると、偏流や旋回流の効果も加わり、現状のモデルで解を得ることができないのは自明である。また、サブクール沸騰では、同体系における飽和沸騰よりも DNB 熱流束が向上するという実験的に示された事実について、(1)で紹介したような、現在提案されているほとんどのモデルでは説明することができていない。さらに、PWR 運転条件のような高圧沸騰においては、DNB のメカニズムに着目した基礎的な研究は非常に限られており^[12]、体系圧力が沸騰挙動に及ぼす影響はモデル化されていないなど、PWR 条件での DNB メカニズムの解明と予測モデルの構築へは多くの課題が残されている。

4. 最先端の計測技術、解析手法への期待

1934年にCHFが発見され85年が経過した。この間に多種多様な計測技術が提案されてきた^{[13][14]}。また、近年のコンピューターシミュレーション技術の向上は目覚ましく、発泡挙動や気泡生長などの複雑な現象を直接数値シミュレーションできるようになってきた^{[15][16]}。原子炉燃料における沸騰現象は、 μm オーダーから m オーダーのマルチスケール現象であり、現状では一次気泡の発泡から燃料集合体内の流れまでを直接シミュレーションすることは不可能に近いものの、検証された信頼性の高い解析手法は、実験では観察が難しい蒸気塊下の発泡挙動や気泡接合の過程を明らかとする可能性を秘めており、モデル構築の大きな助けになると考えられる。

このような最新の実験技術や解析技術を組み合わせることで、高圧、サブクール、強制流動が組合された複雑な沸騰体系において、DNB 機構解明とその予測手法構築へのブレークスルーが期待される。そのためには、詳細な機構を解明するための極めて基礎的な研究といくつかの要素を組み合わせることで相互作用を調べる総合試験が必要である。また、実際に”工学的に使える評価手法”を得るためには工学的な見地と判断が重要であり、大学、研究機関、メーカーの産官学の連携を欠くことはできない。

参考文献 [1] 抜山, 機論, **37**-206, p.367 (昭 9). [2] A.Ono et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* Vol.**50**, Issues17-18, p.3481 (2007). [3] N. Zuber, *Trans. ASME*, **80**-3 (1968), p345. [4] S. Mori et al., *J. Nuc. Sci. and Tech.*, **53**-7, (2016). [5] 甲藤, 横谷, 機論, **34**-258 (昭 43), p345. [6] T. G. Theofanous, et al., *Exp. Thermal and Fluid Science*, **26**, (2002), p793. [7] C. Unal, et al., *Trans. ASME*, **114**, p972. [8] V. K. Dhir, et al., *Trans. ASME*, **111**, p.739. [9] C. Lee, et al., *Int. J. Multiphase Flow*, **14**, p.711 (1988). [10] G.P. Celata, *Int. J. Heat Mass Transf.*, **37**-237 [11] Y. Katto, *Int. J. Heat Mass Transf.*, **33**, p.611(1990). [12] H.Sakashita, *J. Thermo. Sci. Tech.*, **11**-2, (2016). [13] H. A. Hashimi et al., *J. Heat Transf.*, **140**-3, (2017). [14] E. Wagner et al., *J. Heat Transf.*, **131**-12, (2009). [15] Y. Ose et al., *J. Comp. Multiphase Flows*, **6**-4, p.419, (2014). [16] Y. Sato et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **125**, p.876, (2018).

*Ayako Ono¹

¹JAEA

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究（2）液膜ドライアウト

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux (2) Liquid Film Dryout

*上遠野 健一¹

¹ 日立製作所

1. はじめに

沸騰冷却は非常に高い除熱特性を有するため，軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており，汎用性の高い冷却技術である。液相の流量及び加熱熱流束がともに比較的低い場合においては，流路内において，中心部に液滴を含む蒸気が流れる一方，壁面上に薄い液膜が形成される環状噴霧流となり，液膜流量が流れ方向に沿って次第に減少し，液膜流量がほぼ零に近い状態，すなわち液膜ドライアウトに至って壁温の急上昇を生じることが，実験的によく知られている^[1]。本発表では，液膜ドライアウト型の CHF について，そのメカニズムに関する過去・現在の研究を俯瞰し，今後取り組むべき課題について触れる。

2. 液膜流動モデルの概要

液膜ドライアウトの発生メカニズムは，気相から液膜への液滴の付着，液膜からの液滴の飛散，及び，加熱による液膜の蒸発が支配的であることが，1960年代の Hewitt らの試験^[2]によって明らかにされた。また，1970年代には，液滴付着・液滴飛散・液膜蒸発による質量輸送現象を考慮する液膜流動モデルが提案^[3]され，液膜ドライアウトが発生する CHF の機構論的な予測が行われてきた。液膜流動モデルでは，液膜の質量流束は以下のように与えられる。

$$\frac{dG_f}{dz} = \frac{p_q}{A} (m_d - m_e - m_v) \quad (1)$$

ここで， G_f は液膜の質量流束(kg/m²/s)， m_d ， m_e ， m_v はそれぞれ液滴付着，液滴飛散，液膜蒸発による質量流束(kg/m²/s)， z は軸方向位置(m)， p_q は加熱周長(m)， A は流路断面積(m²)である。液膜流動モデルでは，まず，環状噴霧流に遷移する気相・液相の割合を決める環状流遷移クオリティと，液相部の液滴・液膜割合から初期における液膜の質量流束を評価する必要がある。これらが決まれば，(1)式により管長に沿っての液膜流量の変化を求め， $G_f=0$ ，もしくは，最小液膜厚さモデルに基づき液膜ドライアウト点を機構論的に求めることが可能であるが，そのためには液滴の付着や飛散に関する知見が必要である。(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルも，(b) 液滴の付着や飛散を算出するモデルも，単管体系などの要素試験データを整理した相関式であり，評価対象としている体系や現象に応じて，適切なモデルセットを選定することが重要である。

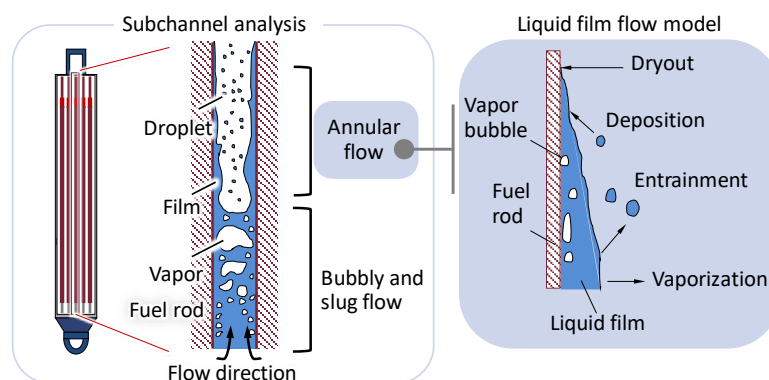


図1 サブチャンネル解析と液膜流動モデルによる液膜ドライアウト評価

3. BWR 燃料集合体を対象とした液膜流動モデルによる液膜ドライアウト予測

(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルの高度化に関する研究

数十本の燃料棒から構成される BWR 燃料集合体内における気液二相流挙動把握のためには、サブクール沸騰（沸騰開始位置近傍における気泡の発達）及びサブチャンネル間での流体移動（クロスフロー）挙動を適切に評価する必要がある^[4]、環状噴霧流の初期状態を算出するために重要である。クロスフローモデルとしては、「乱流混合」と「差圧混合」に加え、「ボイドドリフト」を考慮する Lahey ら^[5]が構築したモデルが主流であるが、この内、「ボイドドリフト」は、流量に対する発熱割合の最も高いコーナーサブチャンネルのクオリティが他のサブチャンネルのクオリティより低くなるという現象^[6]を予測するために導入された現象論的なモデルである。これに対し、サブチャンネル間差圧の変動成分に着目した機構論的なクロスフローモデルの開発も試みられている^{[7][8][9]}。

(b) 液滴の飛散・付着を評価するモデル高度化に関する研究

BWR 燃料の除熱性能は燃料棒を束ねるスペーサ形状により影響を受けることが知られている^[10]。スペーサ部では流路閉塞により蒸気速度が増すため液滴飛散が促進され、スペーサ下流側では乱れが増大するため液滴付着が促進される。このような特性については、一般的にはスペーサがない場合とある場合の液滴挙動の実験的な比較からモデル化がされている。また、最近の BWR 燃料では、液滴付着促進効果を狙ったミキシングベーン付スペーサが採用されており、その効果をモデル化するための要素試験も行われている^[11]。

4. 今後の研究開発への期待

液膜流動モデルによる液膜ドライアウト現象は、液滴挙動やスペーサ効果などのモデル群を適切に選ぶことで比較的精度良く、解析的に予測可能であることが示されている^[12]。現状の液膜流動モデルは、実験結果に基づき複雑な現象をマクロに取り扱うモデル化が一般的であるが、最近の計測技術の発達^{[13][14][15]}に伴い、CFD の検証にも活用できる空間分解能で、また、モデル化に際しスケーリングを考慮しなくてよい高温・高圧環境下における実験データベースが構築されつつある。このようなデータベースや検証された CFD を活用した、物理的なメカニズムに基づく機構論的なモデル開発も行われており、物理現象の説明性を向上することが可能となってきた。

また、異常過渡時や事故時においては、液膜ドライアウト後の伝熱面の温度上昇がどの程度になるかが問題であり、原子力学会では、燃料集合体内の一時的な沸騰遷移の発生を、被覆管の温度上昇とその持続時間を指標として許容する新しい基準を策定している^[16]。このような沸騰遷移後の伝熱過程としては、壁面温度が比較的低温であるために生じる液滴の壁への近接や衝突による冷却や、燃料棒が再び液膜に覆われるリウエット現象がドライアウト持続時間を決定する因子として評価上重要となる。壁面の温度が上がりきらない遷移沸騰近傍での挙動は十分な理解が得られておらず、現状のモデルはやや大きな不確かさが存在することから、引き続き、実験的研究の進展と物理モデルの更なる検証・高度化が重要である。

参考文献 [1] 植田, 養賢堂 (1981). [2] G. F. Hewitt et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **8**(5), p.793 (1965). [3] P. B. Whalley, *Int. J. Multiph. Flow*, **3**(6), p.501 (1977). [4] 木藤他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 1E01. [5] R. T. Lahey and F. J. Moody, *ANS Monograph* (1975). [6] H. Herkenrath et al., *EUR 7575EN* (1981). [7] M. Sadatomi et al., *Multiph. Sci. Tech.*, **16**(4), p.309 (2004). [8] 隅田他, 機論, **61**-587 (1995). [9] 藤本他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2B20. [10] T. Sakai and S. Sugawara, *Proc. of ICMF Conf.*, **1**, p.57 (1991). [11] A. Kawahara et al., *Nucl. Eng. Des.*, 310 (2016). [12] M. Naitoh et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **39**(1), p.40 (2002). [13] K. Katono et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **52**(3), p.388 (2015). [14] 新井他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 1E14. [15] G. Aoyama et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **53**(4), p.537 (2016). [16] 日本原子力学会, AESJ-SC-P002:203 (2003).

*Kenichi Katono¹

¹Hitachi, Ltd.

[2G_PL] Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bldg. 2F C22)

[2G_PL01] Basic Attitude toward Nuclear Safety against External Hazards

*Takashi Takata¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] International Discussion on External Hazards

*Koichi Kobayashi¹ (1. NRA)

[2G_PL03] Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear
Power Plants

*Tetsuro Kobayashi¹ (1. J-Power)

[2G_PL04] Significant Contents of the External Hazards Standards

*Yoshiyuki Narumiya¹ (1. JANSI)

[2G_PL05] Discussion

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？

Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

(1) 外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方

(1) Basic Attitude toward Nuclear Safety against External Hazards

*高田 孝¹, 成宮 祥介², 小林 哲朗³¹ 日本原子力研究開発機構, ² 原子力安全推進協会, ³ 電源開発

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓から、外部ハザードにかかる規制範囲の拡充とそれに適合するための対策実施が行われている。適合と審査されたプラントは、外的事象に対して安全性は高いと考えられる。しかし、十分な条件設定で設計した設備対策だけでは、外部ハザードの想定を超える影響、新しい外部ハザードの発生、など、条件の変化に対応できない。原子力発電所が外部ハザードに対して高い安全性を将来にわたり維持していくために、実行可能で合理的なリスク情報を活用した取り組み（対策とマネジメント）が必要である。そこで設計で考える領域と設計を超える領域の対応の考え方、そして、不確実さの大きい外部ハザードに対する安全余裕の考え方、について合理的な規制及び対策につながる議論が必要であり、それらの考え方を具現化していく学協会規格への反映が重要である。

標準委員会原子力安全検討会では、地震工学会の地震安全基本原則研究委員会と協働して地震安全にかかる基本的考え方と実践へのアプローチを議論（地震安全基本原則分科会、2016.5～2018.3）していることを踏まえ、地震だけでなく、他の外部ハザードについても、安全にかかる基本的考え方をまとめ、学協会規格整備及び評価手法・対策技術の研究開発の進展にかかる提言を検討している（外的事象安全検討会2018.3～）。本報では、これまでの検討で議論された外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方について概説する。

2. 基本的考え方

外部ハザードの大きな特徴は、発生頻度はその影響に対し不確かさが大きいこと、また空間的にも時間的にも広範囲になる可能性があることである。このため、リスクを全体的にかつ合理的に低減させることが重要となる。これまで検討された基本的な考え方を図1に示す。

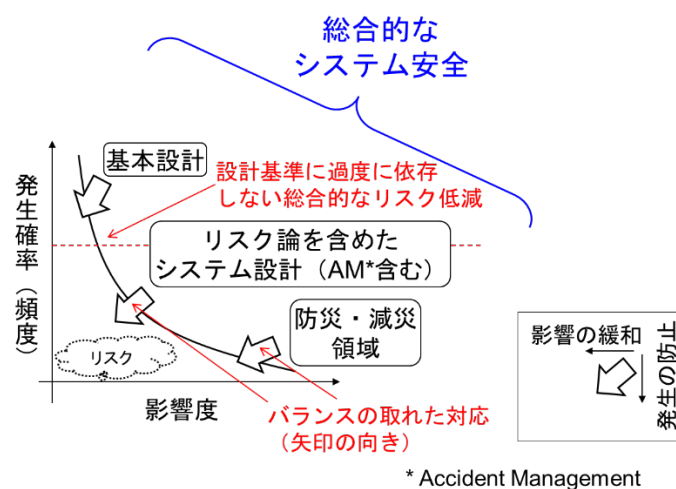


図1 外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方

図は一般的な外部ハザードにおける影響度とその発生頻度を示したものであり、この曲線に囲まれた領域の大きさがリスクの大きさに相当する。リスク低減に対する基本的な対処としては、基本設計、システ

ム設計（AM 含む）、緊急時の対応としての防災・減災領域の3つに分けられる。従来の安全確保では、設計基準として、基本設計とシステム設計とを明確にすみ分け、それぞれの領域での安全対策が検討される。しかしながら、本来リスクを総合的に低減させる観点では設計基準は区分にすぎず、設計基準に過度に依存することなく、総合的にリスクを低減させることが重要と考えられる。また、リスクを総合的に低減させるためには緊急時の対応としての防災・減災も含めることが重要である。特に外部ハザードでは、その影響が原子力発電所外にも及ぼしている場合が大きく、その影響も含めた対策において対応する機関とどのような連携ができるかを常時協議することが重要となる。

リスクを総合的に低減するためには、頻度の高い領域では発生の防止（図中の下向きの矢印）に重点を、影響度の高い領域では影響の緩和（図中の左向きの矢印）に重点をおくことが有効であるといったように、それぞれの領域で発生の防止と影響の緩和を合理的に組み合わせた安全確保が重要となる。そのためには、リスク情報（決定的、確率論的リスク評価を含む）を活用した意思決定プロセス（リスクマネジメント）ならびに、機器や設備だけでなく、人的な対応およびそれらのマネジメントを含めた総合的なシステムにより安全を確保することが重要である。なお、リスク情報を活用した意思決定プロセスは原子力発電所のすべてのフェーズで行われるべきである。

また、安全確保と直接関係するものではないが、基本設計においては安全設計だけではなく、原子力発電所の社会的役割を供用期間中に継続的に果たすこと（供用性の確保）を目的とした性能設計の観点も重要となることが議論された。

3. 外部ハザードの選定

安全確保の基本的考え方ではリスク情報活用が重要となるが、これはすべての外部ハザードにおいて確率論的リスク評価を行う必要があるわけではなく、外部ハザードの発生頻度やその特性に応じたリスク評価を行うべきであり、外部ハザードの選定をおこなうことが重要となる。外部ハザードの選定に関しては学会標準[1]を参考に、評価すべき外部ハザード（重畳も含む）の選定と分類化の整理が重要となる。

4. おわりに

標準委員会原子力安全検討会で設置された分科会（地震安全基本原則分科会、外的事象安全検討会）での議論をもとに、これまでの検討で議論された外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方についてまとめた。次報以降では、外部ハザードに係る国際動向、国内外の具体的な対応状況を概説した後、議論された基本的考え方をもとに今後学協会規格が備えるべき事項について報告する。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-RK008:2014, 2014.

*Takashi Takata¹, Yoshiyuki Narumiya², Tetsuro Kobayashi³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Japan Nuclear Safety Institute, ³Electric Power Development Co., Ltd. (J-POWER)

標準委員会セッション

外部ハザードに係る学協会規格の整備をどう進めるか？

Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

(2) 外部ハザードに係る国際動向

(2) International Discussion on External Hazards

*小林 恒一¹¹原子力規制庁

1. はじめに

平成 25 年 7 月 8 日に改正原子炉等規制法^aが施行され、従前の基準と比較して、重大事故等を防止するための設計基準が強化されるとともに、重大事故等やテロが発生した場合に対処するための基準が新設された。さらに、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓である「自然事象に起因する共通要因による安全機能の喪失」を踏まえて、地盤について「将来活動する可能性のある断層等の評価」、地震について「断層連動の考慮や地下構造の把握等による地震・地震動規模の想定」、津波について「基準津波やドライサイト等の規制要求の明確化」等の規制基準の見直しを行った。また、地震・津波以外の自然事象として竜巻・火山等の要求を明確化した評価ガイドを制定した。

このように自然事象関連の規制基準の見直し及び強化が行われたことを踏まえ、本報告は外部ハザードのうち自然ハザードを中心に、基準等及びそれらの知見拡充に関する規制研究の国際動向調査について報告する。また、SSC^bのフラジリティを含めたシステム全体の安全性評価のための自然事象に係る情報も報告する。

なお、本報告は、原子力規制庁の地震・津波研究部門に関わる外部ハザードに関する国際業務から抽出したものであり、原子力規制委員会・原子力規制庁の公式見解ではなく、国際動向をすべて網羅的に調査したものではない。また、これらの国際動向は個人の意見や解釈が入ったものである。

2. 外部ハザード(自然ハザード)に係る国際動向について

2-1. 国際動向の調査方法

原子力規制委員会では、最新の科学的・技術的知見に基づく規制基準の継続的改善のため、IAEA 基準の見直し動向等から規制基準を継続的に改善する施策を進めている。

自然ハザードに関する国際動向についても、上記の考え方に基づき、主に以下の 4 つの手段により動向調査を行っている。

1) IAEA 関連

- ・ IAEA 安全基準(安全要件(Safety Requirements)、安全指針(Safety Guides)) のドラフト案の検討
- ・ IAEA 安全基準(安全要件(Safety Requirements)、安全指針(Safety Guides)、技術文書(Tecdoc)、安全報告書類(Safety Report)を含む)に関する技術会合(TM)、専門家会合(CS)への参加
- ・ IAEA/EESS(External Events Safety Section)/EBP(特別抛出金活動)での Working Area

2) OECD/NEA/CNSI^c関連

- ・ WGIAGE(Working Group on Integrity and Aging of Components and Structures)の Seismic sub-Group への参加、関連情報の入手および議論
- ・ WGEV(Working Group on External Events)への参加、関連情報の入手および議論

3) NRC/RES^dとの情報交換

^a 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

^b System Structure Component

^c Organization for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations

・ NRC/RES の Division of Engineering と年 1 回程度の情報交換会

4) 国内外の研究論文調査等による継続的な知見収集

・ 自然ハザードおよびその対策等に関する研究論文の収集を毎年行い、スクリーニングを実施。

2-2. 自然ハザードに係る国際動向

- ・ 原子力施設に大きな影響を与える自然ハザードとして、地震事象に関する関心が国際的に高い。特に、これまでの地震被害調査を踏まえると、①地震による影響が広範囲に及ぶこと、②SSC に共通して影響を及ぼす共通起因事象であること、③地震に伴う随伴事象（地滑り、岩盤の支持・変位・変形、液状化）が発生することから、これらについての基準等の整備が最優先で行われてきた。
- ・ 地震・地震動自体に大きな不確かさを有していることから、確率論的地震ハザード評価を検討する研究が多くみられる。
- ・ 洪水（津波を含む。）については、地震の次に国際的に関心の高い自然ハザードであり、例えば OECD/NEA の WGEV は、防護設計を含む洪水ハザードの事例調査を実施している。
- ・ 地震、洪水（津波を含む。）以外の自然ハザードについても、WGEV は各国の取り組みを調査している。また、IAEA の安全基準 NS-G-1.5「原子力発電所の設計における地震を除く外的事象」は、これらの見直しを行っている。

3. まとめ

外部ハザードのうち、自然ハザードを中心に国際動向に関する調査を行った結果、更なる安全性評価のためには以下のような課題が考えられる。

- 1) 自然ハザードは、地質環境や気候条件等に大きく影響されるので、国内外の自然ハザード自体の評価及びそれらに対する対策の動向を知ることが重要である。特に、自然ハザードに関する科学的知見は、調査する対象分野が広いので、学協会、事業者、規制者のそれぞれが知見収集や分析の責任を負っている。国内外の自然ハザードの特徴を分析し規制に反映するためには、学協会は自然ハザード分野の各学会（日本地震学会^[1] 等）との関係を確立すべき。
- 2) 本学会で提言しているプラントの安全性向上は、SSC のフラジリティ評価を含めたリスク情報を活用し合理的包括的に行うために実施するための基本的な考え方であるが、ハザード自体の不確かさを考えた場合、ハザードの評価の精度向上に向けた取り組みを優先すべき。
- 3) 東京電力福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえると、地震や津波等の自然ハザードについては、各事象の特徴（不確かさ等）を評価した上で頑健性を持った具体的な安全対策を行うべきである。特に、低頻度で規模が大きな地震に関する科学的知見が少ない中、そのモデル化（地震規模の設定）、断層モデルを用いた強震動予測手法の適用性、ロジックツリーの評価（各分岐点の専門家の重み付けの考え方）、不確かさの評価等の確率論的地震ハザード評価の検討課題に研究者は熱心であるが、実務的に扱う場合の不確かさ等を基準化するための課題に対して学協会が優先的に取り組むべきではないか。

<参考文献>

[1] 山岡耕春：地震学と原子力、日本原子力学会誌、Vol.61、No.3、2019*

*Koichi Kobayashi¹

¹Nuclear Regulation Authority, Japan

^d The U. S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？

Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

(3) 外部ハザードに係る国内外の対応状況

(3) Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear Power Plants

*小林 哲朗¹, 高田 孝², 成宮 祥介³¹電源開発, ²日本原子力研究開発機構, ³原子力安全推進協会

1. はじめに

標準委員会原子力安全検討会「外的事象安全分科会」では、外部ハザード（自然ハザード及び故意によらない人為ハザード）に対する原子力の安全確保・向上のための基本的な考え方を検討している。本稿では、分科会で調査した国内外の規制要件等の現状を紹介し、それらの分析により得られた課題等について述べる。

2. 国内の原子力発電所の現状

2-1. 規制要件等

国内の規制においては、福島第一原子力発電所事故（以下、「福島第一事故」という。）の教訓を踏まえた平成24年6月の原子炉等規制法改正において、外部ハザードに関しては、共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定的大幅な見直しとそれに対する防護対策の強化が図られた。表1に、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）の外部ハザードに関係する条文を示す。設置許可基準規則を含む規制基準等における外部ハザードの主な扱いは以下のとおり。

- ・設計基準対象施設、重大事故等対処施設とも自然ハザードの評価・防護対象としている。
- ・重大事故等対処施設のうち特定重大事故等対処施設には、基準地震動を一定程度超える地震や津波に対して頑健性を高めることを求めている。また、兼用キャスクについては、安全機能を損なうかどうかを設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる告示に定められた地震力等も選択できる。
- ・設計基準である基準地震動や基準津波を策定する際には、確率論的なハザード評価に基づく年超過確率に対して基準地震動や基準津波がどのようなレベルにあるのかを参照することが求められており、基準地震動であれば概ね年超過確率 10^{-4} ~ 10^{-5} であることが規制基準適合性審査にて確認されている。
- ・設計基準を超える外部ハザードの具体的な想定に係る規定はないが、設計想定を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模損壊が発生した場合における保全活動を行う体制の整備に関する措置を求めている。

なお、上述の許認可の他に、原子炉等規制法で定められた安全性向上評価制度があり、事業者が、定期的に発電用原子炉施設の安全性について自ら評価し、原子力規制委員会への届出、公表することとされている。外部ハザードについては、外部事象に係る評価（最新知見に基づく設計基準見直し要否等の評価）、外部事象に係るPRA及び安全裕度評価を行うこととされている。ただし、この評価結果に対する基準等の規定はない。

2-2. 原子力発電所における対応

規制基準適合性審査で示された主な対応例[1]は以下のとおり。

(a) 地震

不確かさを考慮して、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から基準地震動を策定し、耐震設計方針を

定めるとともに、安全機能が損なわれないことを確認している。なお、基準地震動による地震力に組み合わせる自然現象による荷重は積雪荷重、風荷重等としている。

(b) 津 波

地震、地すべり、斜面崩壊その他の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して基準津波を策定し、耐津波設計方針を定めるとともに、防潮堤等の対策を加えた上で安全機能が損なわれないことを確認している。

(c) 地震・津波以外の自然現象及び人為事象

国内外の基準や文献等から自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出している。同様に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（故意によるものを除く）を抽出している。また、抽出した自然現象及び人為事象に対して、必要に応じて飛来物防護ネット（竜巻）、フィルタ（降下火砕物）、防火帯（外部火災）等の対策を加えた上で安全機能が損なわれないことを確認している。なお、自然現象の組合せについては、事象の包絡性、影響の大小及び同時発生観点から選定している。

また、事業者は、規制基準適合に加えて、安全性向上に向けた自主的な取組みの一環として外部事象に対する評価・対策を行っている。以下に安全性向上評価届出に示された主な対応例[2]を示す。

PRA では、地震及び津波の出力運転時の炉心損傷頻度 CDF、格納容器機能喪失頻度 CFF 及び ^{137}Cs 放出量が 100TBq を超える事故の発生頻度を評価し、設備機能や運転管理の役割を定量的に把握して安全性向上に繋げている。なお、PRA 手法の成熟状況に応じ、地震に伴う津波（重畳事象）等、段階的に拡張することとしている。また、安全裕度評価 では、地震、津波、これらの重畳や随伴事象、号機間相互影響、その他外部事象（自然現象）に対して評価し、設計上の想定を超える外部事象に対する発電所の設備の潜在的脆弱性又は頑健性を把握して安全性向上に繋げている。なお、その他外部事象については、風速等のハザード値が算出できる事象は、年超過確率を踏まえ、その事象が発生した場合の影響を半定量的に評価し、それ以外は、極端に確率が低い事象を除き、敷地の立地や地理的条件により発生しても影響が起こりえない事象、影響が他の事象に包絡される事象、予想される影響が運用で対処できる事象に分類し定性的に評価している。

表 1 外部ハザードに関連する設置許可基準規則の条文

設置許可基準規則	対象施設	外部ハザード等（故意によるものを除く）
第 3 条 設計基準対象施設の地盤 第 38 条 重大事故等対処施設の地盤	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	地震
第 4 条 地震による損傷の防止 第 39 条 地震による損傷の防止	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	地震
第 5 条 津波による損傷の防止 第 40 条 津波による損傷の防止	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	津波
第 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止	設計基準対象施設	自然現象：洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等 人為による事象：飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等
第 43 条 重大事故等対処設備 第 1 項*1 第 1 号[環境条件及び荷重条件] 第 2 項*2 第 3 号[設計基準事故対処設備との多様性] 第 3 項*3 第 3 号[複数の接続口] 第 5 号[保管場所] 第 6 号[アクセスルート確保] 第 7 号[設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備との多様性]	重大事故等対処施設	*1：温度、放射線、荷重その他の使用条件 *2：共通要因 *3：共通要因、地震、津波その他の自然現象 注) *1～3 により、台風、竜巻、積雪等の自然現象に対する考慮を実質的に要求[3]

3. 海外の原子力発電所の現状

3-1. 国際機関等

(1) 国際原子力機関 (IAEA)

IAEA の安全基準で外部ハザードに関するものには、SSR-2/1 (原子力発電所の安全性；設計)、NS-G-1.5 (設計における地震を除く外部事象)、NS-G-1.6 (耐震設計と耐震性能保証)、NS-G-3.1 (立地評価における外部人為事象)、NS-R-3 (原子力施設の立地評価)、SSG-9 (立地評価における地震ハザード)、SSG-18 (サイト評価における気象及び水理ハザード) 及び SSG-21 (立地評価における火山ハザード) 等がある。

(2) 欧州原子力規制者会議 (WENRA)

WENRA の安全参照レベル (Safety Reference Level) では、外的ハザードについて、より具体的な要件が示されており、それに関連するものとして Issue F (設計拡張) と Issue T (自然ハザード) がある。

Issue F では、深層防護の一部としての設計拡張条件 (DEC) を、IAEA SSR-2/1 と同義でシビアアクシデント条件も含まれ、決定論的及び確率論的な評価の組合せの他、工学的判断に基づき選定するとしている。

Issue T は、福島第一事故を踏まえ 2014 年 9 月に追加されたもので、その構成は以下のとおり。

T1 目標

T2 自然ハザードの特定

T3 サイト個別自然ハザードのスクリーニング及び評価

T4 設計基準事象の定義

T5 設計基準事象に対する防護

T6 設計基準を超えるより過酷な事象の考慮

自然ハザードの評価 (T3) については、実施可能であればハザードの重篤度 (例：強度、継続時間) と発生頻度の関係を得ること、ある程度起こり得る事象の最大のハザード強度 (Maximum Credible Hazard) を決定するとされており、設計基準事象の発生頻度 (T4) については、 10^{-4} /年 未満を共通目標値としている。また、設計基準を超えるより過酷な事象 (T6) の選定及び解析については、①設計基準をわずかに超えただけでシビアアクシデントに至らないかの確認、②著しい炉心損傷や早期又は大規模放出の可能性に対する寄与の把握、③プラント脆弱性の特定並びにロバストネス改善及び防護コンセプト向上の可能性の特定、が目的とされている。また、Issue T のガイダンス文書では、73 個の自然ハザードが例示されており、定期安全レビュー PSR でのサイト個別評価も求めている。

(3) ASAMPSA_E プロジェクト

福島第一事故を踏まえ、PRA の適用範囲の拡張・高度化による安全性向上への寄与を目的に、欧州の諸機関を中心に実施された ASAMPSA_E (Advanced Safety Assessment Methodologies: extend PSA) プロジェクトでは、外部ハザードリストとして、73 個の自然ハザード (前述の Issue T と同じ) 及び 24 個の人為ハザードが例示され、それらの相互相関が示されている。

3-2. 欧米各国

欧州では、WENRA 安全参照レベルを規制にまだ取り込んでいない国もあるものの、その考え方が主流となっている。以下に、いくつかの国を例に外的ハザードの設計基準事象に係る規定を中心に紹介する。

(1) フィンランド

福島第一事故以前からフルスコープ PRA に積極的に取り組んでいるなど、従来から安全性向上に最も注力している国のひとつである。

放射線原子力安全庁 (STUK) の安全指針 YVL の B.7 (内部及び外部ハザードに対する対策) では、外部ハザードの設計基準事象としてその発生確率の中央値の信頼度レベルで 10^{-5} /年未満、地震を除く外部事象の DEC として、その発生確率を $10^{-5} \sim 10^{-7}$ /年 (地震では 10^{-7} /年か最大表面加速度 0.2g の大きい方) と規定している (WENRA 安全参照レベルでは DEC の発生確率を定めていない)。

また、YVL の A.7 (PSA とリスク管理) に、新設炉の場合、CDF (10^{-5} /年未満) 及び早期大規模放出

頻度 LERF (5×10^{-7} /年未満) の設計目標が規定され、設計変更の判断基準になっている。

なお、政府主導の SAFIR プロジェクトでは、気候変動や地球温暖化について、温度、風速、雨等への影響（特にバルト海の水面上昇の影響が大きい）、PRA 手法の高度化等が研究されている。

(2) 英 国

原子力規制局 (ONR) の安全評価原則 SAP では、施設の安全性に重大な影響を及ぼさない又は発生頻度が 10^{-7} /年未満の外部ハザードは除外できるとしており、外部ハザードの設計基準事象は、自然ハザードで 1 万年に 1 回以上、人為ハザードで 10 万年に 1 回以上の超過確率を有するものと規定している。

また、技術評価ガイド TAG の NS-TAST-GD-013 (外部ハザード) には、外部ハザードが例示されるとともに、自然ハザードに対する設計クライテリアとして事象発生頻度と実効線量の関係が示されている。

(3) 米 国

原子力規制委員会 (NRC) の 10CFR Part 50 附則 A の一般設計指針 GDC-2 の「自然現象に対する防護の設計基準」には、地震、竜巻、ハリケーン、洪水等の対象となる自然現象やその影響の組合せ、安全機能の重要度の考慮等を、GDC-4 の「耐環境及び動的影響の設計基準」には、外部ミサイルの影響の考慮を規定している。

設計基準事象としては、NUREG-0800 (標準審査指針) に、潜在的被ばくが規制要件 (非居住区域境界で 2 時間に受ける実効線量当量が 25rem を超えない等) を超える事象の発生確率が 10^{-7} /年を超える事象、又は発生確率に対する定性的評価と合理的な確率を組み合わせた事象の発生確率が 10^{-6} /年を超える事象と規定している。また、Reg. Guide 等には、地震、洪水、竜巻、ハリケーン、航空機落下の発生確率と影響を踏まえた規制要件が個別に定められている。

なお、NRC では、耐震に係るプラントの潜在的な改造判断に、地震 CDF (10^{-5} /年以下) 及び地震 LERF (10^{-6} /年以下) を活用しており、また、福島第一事故後に導入された FLEX 設備の耐震改修判断には高信頼度低損傷確率値 (HCLPF: High Confidence of Low Probability of Failure) を活用している。

4. 現状の分析

国内の現状として、外部ハザードのリストアップと評価対象とする外部ハザードの選定、設計想定を大幅に超える大規模な自然災害による大規模損壊への対策等については、海外と比較して遜色はないものの、外部ハザードの設計基準事象の年超過確率、CDF、LERF 等の設計目標が明確にされておらず、安全性向上評価制度が米国 SAR や欧州 PSR よりも低い位置付けとなっていることもあり、海外に比べてリスク活用は限定的なものとなっている。

また、設計基準を超える外部事象について、そのハザードレベルの考え方とその適切な評価手法、気候変動や地球温暖化がハザードレベルや原子力発電所に与える影響も検討すべき課題と考えられる。

その他、データの不確実性や将来の気候変動の観点で結果的に地域性を考慮していない竜巻の最大風速 (藤田スケール 3 の最大値相当) にて防護対策を行う考え方、設置許可基準規則等に示されているものの実質的に活用しづらい特定重大事故等対処施設の免震・制震構造や兼用キャスクの告示に定められた地震力等を課題とする意見もある。

5. おわりに

以上、本稿では外的事象安全分科会にて国内外の規制要件等について調査・分析した主な結果を述べた。これらを踏まえ、今後、外部ハザードに対する原子力の安全確保・向上のための基本的な考え方を整理し、学協会規格への反映、研究・技術課題の抽出等に繋げることとしたい。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書 (3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更) に関する審査書 (核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 6 第 1 項第 2 号 (技術的能力に係るもの)、第 3 号及び第 4 号関連)」(平成 27 年 2 月 12 日)

- [2] 安全性向上評価届出書 川内原子力発電所第1号機(平成29年7月6日、平成30年3月30日一部補正、平成31年1月7日)
- [3] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」(平成30年12月19日改訂)

*Tetsuro Kobayashi¹, Takashi Takata² and Yoshiyuki Narumiya³

¹Electric Power Development Co., Ltd. (J-POWER), ²Japan Atomic Energy Agency, ³Japan Nuclear Safety Institute

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？

Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

(4) 外部ハザード学協会規格が備えるべき事項

(4) Significant Contents of the External Hazards Standards

*成宮 祥介¹，高田 孝²，小林 哲朗³¹原子力安全推進協会，²日本原子力研究開発機構，³電源開発

1. はじめに

原子力学会標準委員会の原子力安全検討会では、地震工学会にて検討が開始された地震安全の原則の検討に、協働し2019年度の報告書完成を目指しているが、その地震安全にかかる基本的考え方を、地震以外の外部ハザードに拡張するために、2018年度より「外的事象安全分科会」を設け、外的事象にかかる原子力安全確保・向上のための基本的な考え方を検討している。本稿では、外的事象安全分科会での検討結果を踏まえて学協会規格の制改定を進めていくために、備えるべき事項を分析する。企画セッションでは、この事項を基に論点を展開し会場を交えて総合討論する。

2. 外部ハザード学協会規格の高度化

2-1. 学協会規格の現状

外部ハザード（自然ハザード，人為ハザード）に対する原子力安全のための学協会規格は、設計にかかる学協会規格（電気協会：耐震設計技術規程 JEAC4601/技術指針 JEAG4601、耐津波設計技術規程 JEAC4629、火山影響評価技術指針 JEAG4625、原子力学会：地震 PRA 標準、津波 PRA 標準、外的事象リスク評価選定標準、他）が制定・発行されている。そして、原子力発電所における設計に用いられるとともに、リスク評価を行い原子力発電所の安全性向上に役立っている。

しかし、リスク情報を活用した学協会規格への改定は未だ検討中であり、地震、津波、火山以外の外部ハザードについては、学協会規格の整備は未だであり、「保守」「マネジメント」にかかる学協会規格も未整備である。多種多様な外部ハザードに、リスク情報を活用した合理的な学協会規格を整備することが急務である。

2-2. 学協会規格高度化の目指す姿

リスク情報を活用した設計活動、保守活動、マネジメント活動などは原子力の安全性向上に、効率的実行性をもたせる。PRA に代表されるリスク評価から得たリスク情報は原子力発電所のリスク状態を俯瞰し SSC（構築物，系統，設備）の相互関係によるプラント総合機能の視点から、安全性を向上すべき点を把握できる。また、外部ハザードの対応策を決める際、あるいは改善する際には、リスク評価結果、たとえば PRA を用いた場合には炉心損傷頻度 CDF の数値結果を判断材料にするだけでなく、対応策に必要な費用、工事期間、周辺住民の意見などの考慮も必要である。その特性（頻度・規模の不確実さ、広域性、同時性、共通原因、従属事象発生など）から外部ハザードの場合には特に統合的リスク情報活用意思決定（IRIDM：Integrated Risk-Informed Decision Making）プロセスが有効である。その実施基準が必要であるとともに、設計、保守などの保安活動の学協会規格においてもリスク情報の用い方、判断基準、継続的なプロセスなどを IRIDM の標準を適宜利用して、効率的効果的な外部ハザード対応策の決定を行えることが望ましいと考える。

いままでの学協会規格は、活動に合わせて「設計」「リスク評価」などに分冊されている。活動を行う部署がそれぞれ独立していることから、そのほうが使用利便性は高い。ただ、リスク情報活用の規格にするためには、各規格の連携をいままで以上に密に、かつ丁寧に持たせる必要がある。規格には「引用規格」を設定し規定の一部を別の規格の規定に依存することができる。

3. 外部ハザード学協会規格が備えるべき事項

外部ハザードの有する特性から、次のような事項を含んだものであると考えた。

- 1) 不確実さの扱い：発生頻度が高くいわゆる設計領域と考えられるハザード強度領域では想定条件に余裕を持たせることで安全は確保できるが、発生頻度が低く影響が大きい領域では生じるシナリオが多種多様になり時間的にも変化する可能性があるので単純に安全余裕を大きくとるだけでは対応に抜けが生じるおそれがある。そこで定量的不確実さ解析を行うとともに定性的な評価しかできない場合においても、不確実さのためにカバーできていない可能性のあるハザード領域に対し丁寧で緻密なモニタリングを行う、世界的に自然災害情報に注視し反映すべき知見を見出す、不確実さ幅を超えたシナリオが発生した場合に備え外部支援も含んだ対応策を準備しておく、などの臨機応変かつ柔軟な対応策を作るための規定を有する規格が必要である。
- 2) 事故シナリオの選定：リスク評価から得られる外部ハザードの事故シナリオは多岐に及ぶ。さらに同時に複数箇所、複数設備、で異常事態になり対応の優先順位、対応設備の使用時間など配慮しておくために事故シナリオを整理し影響・頻度の視点からグレード分けしておくことが有効である。
- 3) 規格の階層化：対応策あるいは評価方法を詳細かつ具体的に規定することは、複雑で対応期間が長く不明確な外部ハザードに関して必ずしも有効ではない。固定的な対応策だけでは時間とともに変化する外部ハザードに対応できない。そこで「性能的規定」「仕様の規定」「詳細方法」「例示」のように規格を階層化して策定することにより新技術の導入が容易になる。
- 4) 防災にかかる規定：外部ハザードは発電所内のみに影響を及ぼすばかりではない。規模の大きいものになるとサイト周辺のかかなりの広域において被害が及ぶ場合もある。原子力発電所の深層防護第5レベルでは周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備や物資・人員の搬入もあるので、防災にかかる規定も重要である。
- 5) 新知見の迅速な取り入れ：外部ハザードは種類や影響の大きさに地域性はあるものの世界中で発生する。我が国に影響が及ばない外部ハザードであっても、あるいは被害対象が原子力施設でなくとも、外部ハザードにかかる情報は随時把握し、必要なものは分析・対応策検討を行うことが必要である。
- 6) 対応策考慮時の多面的思考：1) でも述べたことと共通するが、外部ハザードに対する対応策を考える際に、外部ハザードが引き起こす事故シナリオが複雑になることから対応策の実効的なマネジメントとして、対応策の流用、人員設備の分配方法の効率的検討を事前に行い、決めておき、円滑なクライシスマネジメントに移行できることが重要である。
- 7) 外部ハザード全体を総括する規格の重要性：外部ハザードは種々なものが含まれる。サイトに依り必要な外部ハザードを選定し適切な対応策を決めて取り組むのであるが、スクリーニングと適切な評価方法を決めた規格も重要である。

4 おわりに

外部ハザードの特性から臨機応変かつ柔軟な対応策を行うことが規定された学協会規格の必要性、重要性を展開した。多種多様な外部ハザードに、十分な余裕をもった想定条件での余裕のある対応策は、一時的には可能でも継続できない。限られたリソースを効率的に分配して安全性を維持向上していくこともリスクマネジメントの目的である。リスク情報活用が、単に PRA の数値結果を使うだけではないことから IRIDM のプロセスとのリンクに依る規格高度化の概念検討を行った。

* Yoshiyuki Narumiya¹, Takashi Takata², and Tetsuro Kobayashi³

¹Japan Nuclear Safety Institute, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Electric Power Development Co., Ltd. (J-POWER)

(Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[2G_PL05] Discussion

東電福島第一原子力発電所事故の教訓から、地震、津波のみならず外部ハザードに対する安全向上の取り組みが規制、事業者、研究機関、メーカ等で鋭意進められてきた。不確実さの大きい外部ハザードに対して今後、継続的に安全性を向上させていくため、新知見の適切な反映と実行可能で合理的なリスク情報を活用した取り組み（対策とマネジメント）が必要である。標準委員会は、外部ハザードにかかる学協会規格整備及び評価手法・対策技術の研究開発の進展のために、本企画セッションで、基本的な考え方、国内外の外部ハザード対策の現状分析、そして規格に必要な事項について意見交換を行う。

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - International Nuclear Information Network, Materials Science and Technology Division, Nuclear Fuel Division

[2H_PL] Energy policy in France and the Jules Horowitz Reactor (JHR) project

Chair: Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Common Education Bldg. 2F B21)

[2H_PL01] Energy policy in France

*Sunil Felix¹ (1. French Embassy in Japan, CEA)

[2H_PL02] The Jules Horowitz Reactor (JHR) project

*Christian Gonnier¹ (1. CEA)

海外情報連絡会、材料部会、核燃料部会 合同セッション
フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料照射試験炉
(1) フランスのエネルギー政策
(1) The French Nuclear Sector: Trends and Latest Developments
*Sunil FELIX, Nuclear Counsellor
French Embassy in Japan

Global warming is caused by the production of greenhouse gases, 70% of which come from our consumption of fossil fuels. It is the use of coal, oil and gas that renders our growth model unsustainable, thus leading countries to commit to drastically reduce their greenhouse gas emissions, within the Paris Agreement.

The Low-Carbon French National Strategy describes France's roadmap aimed at reducing its greenhouse gases by 2050.

In order to reach this target, it will be necessary to reduce our energy consumption, by putting more emphasis on consumption of the most carbonized energies, and to substitute fossil energies with decarbonized energies. New technologies will be required in the transport sector, new consumption habits will need to be adopted, energy saving measures will need to be implemented in buildings. In the industry, energy transition will also need to preserve competitiveness all while ensuring sustainability of activities on the French territory.

Energy production will also change: more based on renewables and more decentralized, it will need to be produced closer to consumption locations, and be more environment friendly.

In this context, the multiannual energy program (PPE) was set up from the green growth act of August 2015.

This PPE fixes the priority actions in the energy sector, in order to reach carbon neutrality in 2050.

The first PPE was adopted in 2016. The new one is established for the periods 2019-2023 and 2024-2028. It will be revised in 5 years from now.

The objectives of the new PPE:

According to the new PPE, final energy consumption will need to be reduced by 7% by 2023, as compared to 2012, set as the reference year, and by 14% by 2028.

In priority, consumption of the most carbonized energy sources will need to be reduced (-80% for coal, -35% for oil and -19% for natural gas by 2028).

Among the measures adopted, the closure of the last four coal fired plants by 2022, an increase of renewables to 27% in the final energy consumption in 2023 and 32% in 2028, as well as the shutdown of 14 nuclear power plants by 2035. The share of nuclear will thus be reduced to 50% by then (versus 71,6% in 2017).

The presentation made during the AESJ Fall meeting aims at providing details about the French nuclear sector in this context.

海外情報連絡会、材料部会、核燃料部会 合同セッション

フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料照射試験炉

(2) ジュールホロビッツ材料照射試験炉と照射実験設備、照射計画について

(2) Introduction of Jules Horowitz Reactor: construction schedule, reactor capabilities, irradiation facilities and irradiation plans

*Christian Gonnier, Project Manager and Gilles Bignan, JHR User Facility Interface Manager
CEA (French Atomic Energy and Alternative Energies Commission)

1. Introduction

The Jules Horowitz Material Testing Reactor (JHR) is currently under construction on the CEA Cadarache site. JHR will be operated as an international user's facility for materials and fuel irradiations for the nuclear industry or research institutes but it is also dedicated to the radioisotopes production for medical applications.

The construction is made within an international framework. Consortium members are presently: CEA, EdF, Framatome, TechnicAtome, Areva-SA (France); EC and JRC (European Commission); CIEMAT (Spain); VTT (Finland); UJV (Czech Republic); Studsvik (Sweden); NNL (UK); DAE (India); IAEC (Israel).

The design of this facility allows a large flexibility in order to comply with a broad range of experimental needs, regarding the type of samples (fuels or materials), neutron flux and spectrum, type of coolants and thermal hydraulics conditions (LWR, Gen IV,...), in accordance with the scientific objectives of the programs. The design of the reactor and the facility allows accounting for the current irradiation needs from the present reactor technologies as well as future needs from advanced or innovative technologies for the next 60 years.

2. JHR General description

This facility is a 100 MWth pool type reactor with a compact core (60cm fissile length, 70 cm diameter) cooled by a slightly pressurized primary circuit (about 1MPa, in-core water velocity: 15m/s). The core tank is located in a reactor pool of 7 m diameter, 12 m height.

The nuclear facility comprises a reactor building with all systems dedicated to the reactor and experimental devices; and an auxiliary building dedicated to tasks in support for reactor and experimental devices operation (hot cells, storage pools, laboratories).

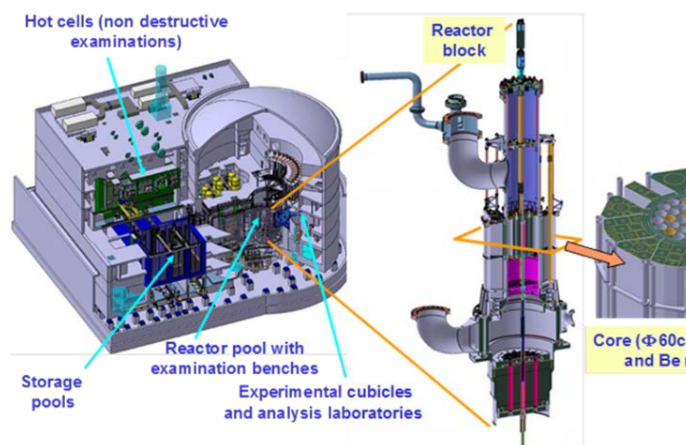


Figure 1. View of the JHR facility.

The reactor building (see figure 1) is designed to provide the largest experimental capacity possible with the largest flexibility. One-half of this building is dedicated to the implementation of devices linked to the in-pile irradiations (for example, water loops). This corresponds to 700 m² over 3 floors for implementation of experimental cubicles and 490 m² over 3 floors for instrumentation and control systems.

The design of the core provides irradiation cavities:

- Located in the core (7 of small diameter – 30mm; 3 of large diameter – 80mm) which are characterized by a high fast neutron flux (up to $5,5 \cdot 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ above 1MeV) and therefore by a high ageing rate (up to 16 dpa/year),
- Located in the Beryllium reflector zone surrounding the core, (about 20, most of them of 100mm diameter), with a high thermal neutron flux (up to $3,5 \cdot 10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$). Note that material experiments requiring a low ageing rate (such as the pressure vessel steel) will be installed in the reflector because of the low fast neutron flux which allows an ageing rate of about 0,1dpa/y,
- Four to six water channels (depending on the core configuration) through the reflector are equipped with displacement devices to control accurately the distance to the core and therefore the irradiation flux (for an accurate stable power, for power ramps, or for power cycling...). The velocity (forward: maxi 5 mm/s) makes possible to reach $700 \text{ W.cm}^{-1}.\text{min}^{-1}$ even with very high burn-up fuels. The range of displacement allows getting three orders of magnitude for the neutron flux. Withdrawal velocity of 50mm/s allows going back fast in a safe position for safety purpose.

The facility is designed to operate 20 experiments simultaneously. CEA targets to operate the reactor at least 10 cycles of about 1 month per year.

The JHR experimental capacity will also include several non-destructive examination (NDE) benches: A coupled gamma scanning and X-ray tomography bench located in the reactor pool, a similar bench located in the storage pool of the Nuclear Auxiliary Building. A neutron imaging system bench located in the reactor pool.

3 STATUS (civil work and reactor components)

Site work started in 2007 when the JHR consortium was set up. The concrete of the first basement has been poured in 2009. The following figure gives the main milestones. The civil work of the reactor building is presently almost completed.

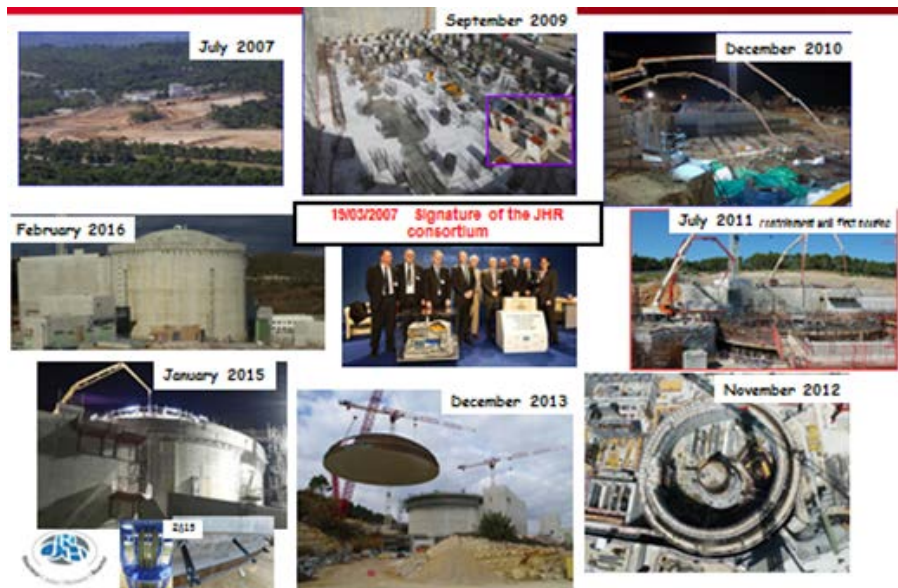


Figure 2: main milestones of the civil work

Most of the main components of the reactor are manufactured, some of them are under testing phase, and the installation in the facility will start in 2019. First criticality is expected by the middle of the next decade.

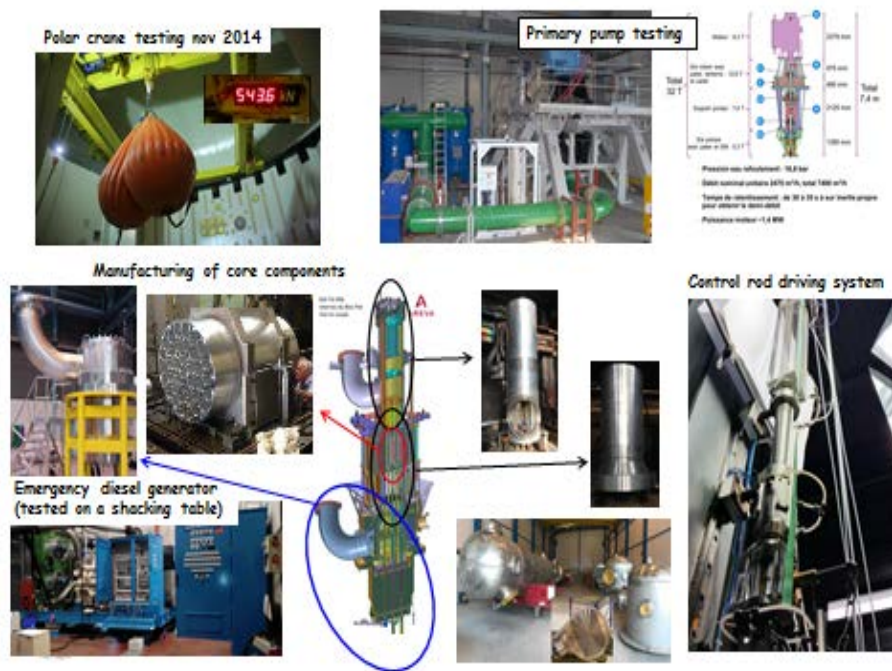


Figure 3: some reactor components

4 Description of the fuel and material irradiation devices

Fuel test devices are presently under development, a specific effort is done for the test devices (under manufacturing process) dedicated to light water reactors (PWR including VVER & BWR,):

- Madison dedicated to the fuel investigations under nominal conditions, (evolution of the fuel microstructure, clad corrosion, fission gas releases ...),
- Adeline dedicated to off-normal situations, the reference situations for the design of the loop are the power ramps,
- Lorelei dedicated to accidental situations, the reference situation for the design of the loop is the LOCA – large break.

Moreover, conceptual design of test devices dedicated to non-water NPP (GEN IV) are in progress.

Similarly, to the fuel, CEA made the decision to develop first new irradiation devices in support of LWR type reactors, taking benefit of the know-how of the previous reactors (particularly OSIRIS).

Mica and Calipso dedicated to the material studies under high ageing rate with representative thermal conditions, neutron fluxes and possibly under stresses.

- Occitane dedicated to pressure vessel steel testing (low ageing rate),
- Cloe dedicated to IASCC studies (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking).

Right now, CEA anticipates the fourth generation research program; a first analysis of the SFR or GFR irradiation needs for materials and fuels has been performed. Accordingly, some feasibility studies have begun in order to prepare future irradiations in JHR.

After analysing the needs linked to the fusion technology, three conceptual designs (FUSERO test devices) are under preparation:

- Thermo-Mechanical Fatigue testing: study of components submitted to both mechanical strain and thermal strain (from the breeding blanket to divertor tiles).

- Ceramic testing (for diagnostic windows); samples bi-axially loaded, analysis of optical properties and sub-critical crack growth.
- Cryogenic testing for the study of electrical and structural properties of superconducting magnet materials.

Generally speaking, CEA is maintaining significant R&D programs to improve the performances of the experiments (especially by putting innovation on instrumentation, with a specific effort for on-line measurements and on NDE technics). With the help of improved modelling, efforts of development are in progress on test devices designed to match the requirements and to provide around experimental samples accurate, mastered and reproducible physical and chemical conditions.

5 Start-up test devices

The objectives of the start-up test devices are the verification of the performances of the facility, the verification of the safety parameters but also the accurate determination of the irradiation parameters in the experimental cavities. This last point is specifically a challenge because JHR has to be as accurate as the present MTRs, which started to operate at least 40 years ago...

The preparation of these test devices led to optimize the strategy for the start-up tests (timing of the tests, accuracy, power level, reactor configuration...) and to analyse the needs in terms of instrumentation:

- Neutron flux and gamma heating mapping, neutron spectra,
- Fissile power, reactivity measurement, in core void effect evaluation,
- Thermal-Hydraulics (flowrate in experimental cavities, in core, in reflector; core under free convection...),
- Devices dedicated to the thermal mapping of the reactor structural materials.

6 First orientations of the experimental programs

A specific organization has been set up within JHR consortium framework in order to:

- Identify the open issues in the field of nuclear fuel and material development and qualification,
- Define criteria to elaborate ‘ranking grids’ about fuels/materials types, reactor systems,
- Define experimental objectives and initiate the future R&D programs.

Generally speaking, accent is given on the mastering and follow-up of the irradiation conditions in terms of local neutron flux and spectrum, temperature homogeneity and thermal gradients, with the possibility to un/re/load irradiated materials in the JHR experimental devices. The priority is given on Gen II-III power systems. This analysis led to a “Position Paper” and a first proposal for a JHR International Joint program. The objective of this first international joint program is to gather the scientific community on JHR experimental objectives before the reactor start-up.: a first set of experiments will be performed in existing facilities and the program will be carried on in JHR. The experimental proposal deals with fuel and material objectives;

- Fuel behaviour (improvement of the understanding of the phenomena involved in power transients and having an impact on the clad loading; quantification of the fission gas release effect and impact on pellet-clad interaction during a power transient consisting in successive small power steps).
- And material behaviour (effect of neutron spectrum on Stainless Steel behaviour): dose-damage relationship quantified by tensile testing and microstructure characterizations.

[2I_PL] General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

Chair: Yutaka Watanabe (Tohoku Univ.)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[2I_PL01] Background, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*Hiroataka Kawamura¹ (1. CRIEPI)

[2I_PL02] Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*Wataru Sugino¹ (1. JAPC)

[2I_PL03] Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*Junichi Takagi¹ (1. TOSHIBA ESS)

[2I_PL04] Water Chemistry during and after a Severe accident

*Makoto Nagase¹ (1. Hitachi-GE)

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

(1) 背景, 全体概要及び深層防護との関連付け

(1) Background, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*河村 浩孝¹, 渡邊 豊²¹一般財団法人 電力中央研究所, ²国立大学法人 東北大学

1. はじめに

2018年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画において、原子力発電は、安全性の確保を大前提として、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源であると位置付けられた。原子力発電の活用のためには、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所の過酷事故（以下1F事故）の反省に立って、原子力発電システムの安全性向上に対する従来の取り組みの問題点を見直し、抜本的な安全性の高度化とその不断の向上を図ることが必要条件となる。また、福島第一ならびに古い原子力発電所の廃炉を安全かつ円滑に進めていくためにも、高いレベルの原子力技術と人材の維持と発展が必要であると指摘されている。このような背景の下、総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会の下に設置された「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」と日本原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」との検討結果を基に、我が国の軽水炉の安全性向上を効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋を示すことを目的として、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が策定された。

水化学部会では、2007年に水化学ロードマップの第一次版、2009年に第二次版を策定した。その後1F事故を受け、原子力安全の議論が狭義の安全評価に留まっていたことを反省し、水化学の在り方について議論を重ねた。その結果、水化学分野においても、社会・一般公衆・環境に多大な影響を与えることのないよう、自主的安全性向上を基本方針に研究・技術開発及び人材育成を行っていくべきとの共通認識が生まれた。

そこで、水化学部会では、水化学ロードマップ2009のフォローアップを行い、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との整合を図りながら、水化学技術の意義を改めて見直し、深層防護に立脚した水化学ロードマップとすることとした。

策定にあたっては、渡邊豊部会長を主査に、大学、電力、メーカ、研究機関から16名の委員で構成される水化学ロードマップフォローアップ検討WGを水化学部会内に設置し、検討を進めている。

本セッションでは、水化学ロードマップ2020の概要を紹介するとともに、水化学と密接に関連する分野である核燃料部会、材料部会及び原子力安全部会からの意見聴取を行う。

本稿では、背景、全体概要及び深層防護との関連付けについて紹介する。

2. 水化学の役割

発電用軽水炉プラントでは、炉心から取り出したエネルギーを輸送する媒体（冷却材）、及び中性子の減速材として水が用いられており、様々な温度条件、照射条件、沸騰・流動条件下で、構造材料や燃料被覆管などの金属材料と接しながら循環している。これら金属材料と水の界面では、燃料被覆管の腐食・水素化、クラッド付着による燃料性能低下、構造材料の腐食や応力腐食割れ、構造材料へのクラッド付着による線源強度増大など安全性や信頼性に係る多様な事象が生じ、これらは水を介して相互に関連している（図1）¹⁾。したがって、原子力安全の確保とともに作業安全の確保のためには、水化学管理の側面から、下記の継続的な達成が求められる。

- ①腐食抑制による構造材料・燃料被覆管の健全性維持
- ②線源強度低減による作業従事者の被ばく低減

これら課題の調和的解決に貢献し、発電用軽水炉プラントの安全性確保と公益性向上の同時達成に寄与することが水化学の使命である。また、設備／技術への貢献に加え、環境への影響抑制も水化学の重要な課題のひとつである。

水化学は運用技術であるため、プラントの構成、材料、運用の差異に応じて、合理的な対応策の提供が可能である。一方、水化学に係わる事象は冷却材を介して通底しているため、ある課題の改善のための水化学技術が、別の課題に対しては逆に作用するなどトレードオフの関係となる場合もある。トレードオフの解消には、各事象のメカニズム把握に加え、プラントシステムを包括的に捉えた上で、最適な制御を目指す必要がある。このように、多様な課題に対し調和的解決を図ることで、プラントの安全性と信頼性、作業従事者の安全確保が高度なレベルで達成可能となる。

また、水化学は、単に冷却材の水質維持のみを対象とするのではなく、燃料・構造材料との相互作用やその制御に用いる添加薬品、その結果生成する腐食生成物の挙動などを対象としており、これらに化学的基盤を与える分野全般を包括している。さらに、従来のスコープに加え、苛酷事故への対応においても水化学が重要な役割を担う。すなわち、事故の拡大抑制、事故収束までの比較的短期間の課題、事故炉廃炉工程での長期間に亘る課題などへの対応に加え、事故時に発生する放射性核分裂生成物への対応が特に重要となる。

最適な水化学管理を将来に亘り実践していくためには、常に水化学関連技術を発展させていく必要がある。

研究開発にあたっては、目標の明確化、既存技術の透明化を図ることで、大学・研究機関における水化学研究の活性化と効率化を図り、水化学の高度化のために新たなブレークスルーを生み出す努力が重要である。このような取り組みの成果は、国内の発電用軽水炉に留まらず、プラント運用技術（ソフトウェア）として、海外、特に、拡大が著しいアジア地域の原子力発電の安全性・信頼性の向上に資するものと考えられ、我が国の原子力産業の国際展開への寄与も期待される。

このように水化学分野は、将来に向け大きな可能性を有しているにもかかわらず、近年、技術者、研究者の高齢化が進んでおり、人材育成と技術の標準化が求められている。

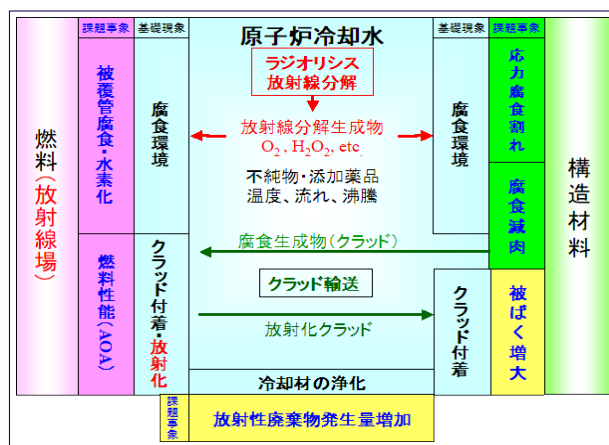


図1 構造材料、燃料と水化学の境界領域における諸課題¹⁾

3. 水化学ロードマップ2020 策定の目的

これまで水化学は、設備・機器の腐食抑制、被ばく線量低減、放射性廃棄物低減を通じて、プラントの安全性、信頼性、経済性向上に貢献してきた。水化学の基本的な役割は今後も変わらないが、エネルギー安定供給と地球環境保護の観点から、発電用軽水炉プラントの高経年化対応、燃料高度化、軽水炉高度利用の推進、そして原子力エネルギー利用の大前提となる不断の安全性向上を支援していく必要がある。水化学ロードマップは、このような取り組みにおいて新たに生じうる課題を予見すると共に、その事象を的確に把握し、効果的に対応するための研究の道筋について、その基盤と成果の活用を含め時間軸上に示したものである。

高経年化対応、燃料高度化、軽水炉高度利用の調和的実現に貢献していくためには、従来に増して、水化学分野における産官学及び学協会の適切な役割分担と、燃料や構造材料など関連分野を含めた協力連携が不可欠である。また、深層防護を構成するシナリオや技術要素は多岐に亘ることから、関係者間の認識の共有が必須である。水化学ロードマップはそのためのコミュニケーションツールとして作成される。

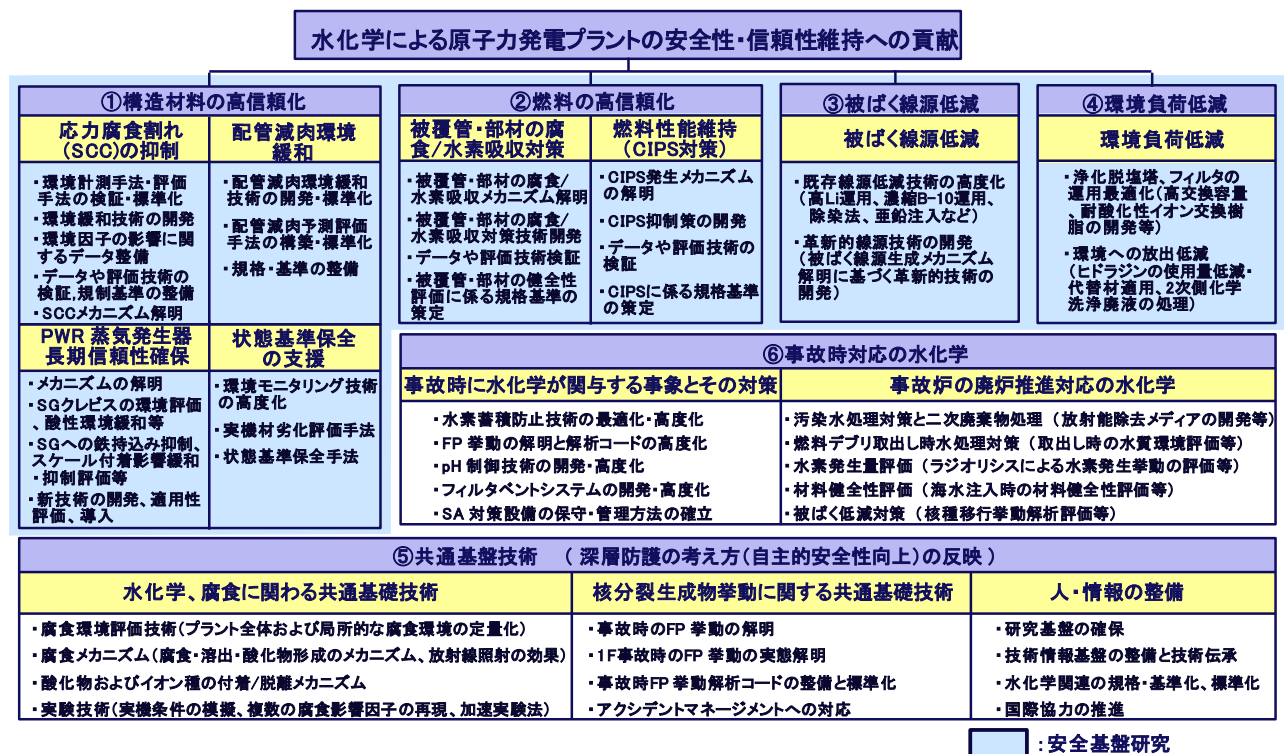
4. 水化学ロードマップ2020の概要

水化学ロードマップ2020では、第二次ロードマップで示された産官学の役割分担の考え方を引き継ぎ、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との整合や水化学の特徴を考慮し、下記の原子力基本法の精神に則り、取り纏めた。

① 原子力の研究開発、利用の促進（エネルギー資源の確保、学術の進歩、産業の振興）をもって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与する。

② 平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。

水化学ロードマップ 2020 では、水化学技術を安全基盤研究、基盤整備及び事故時対応の水化学の 3 つに整理した（図 2）。また、①構造材料の高信頼化は、HWC 効果の判断基準明確化、廃炉材を用いた従来水化学の妥当性検証、海水リーク等の影響、スケール付着抑制技術の適用効果、②核燃料被覆管の健全性維持は、事故耐性燃料（ATF）等の腐食対策、③被ばく線源低減は、通常運転時に加え既設炉の廃止措置等保管時の水化学、④環境負荷低減は、国の規制動向に鑑みヒドラジン代替剤、水質汚濁、⑤共通基盤技術は、放射性核分裂生成物挙動の解明、⑥事故時対応の水化学は、事故炉の廃炉推進対応の水化学など、新たな課題を抽出した。



■ : 安全基盤研究

図 2. 水化学の諸課題とそれらの相互関係

5. 深層防護との関連付け

1F 事故の教訓を踏まえて、深層防護の考え方は、従来の 3 層（異常発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和）から過酷事故を含めた 5 層に拡大して再構築することが求められている。IAEA の考え方に基づけば、深層防護は下記の 5 段階に分類される。

レベル 1：異常運転や故障の防止

レベル 2：異常運転の制御及び故障の検知

レベル 3：設計基準内への事故の制御

レベル 4：事故の進展防止及び影響緩和を含む過酷なプラント状態の制御

レベル 5：放射性物質の大規模放出による環境影響の緩和

水化学ロードマップの従来のスコープは、レベル 1 に該当するものが中心であった。しかしながら、核分裂生成物の挙動や汚染水処理など、過酷事故（SA）のレベルにおいても水化学が果たす役割は大きい。したがって、今回の水化学ロードマップ 2020 では、レベル 1 や 2 に対する水化学の寄与について考察を深めながら、レベル 4 以上における水化学技術についても新たに章を設けて明記した（表 1）。

表 1 深層防護の観点から水化学に求められる防止対策

深層防護	レベル1	レベル2	レベル3		レベル4		レベル5
日本原子力学会における定義	異常・故障の発生防止	異常・故障の事故への拡大防止	事故の影響緩和		設計基準を越す自己への施設内対策		防災（核燃料RMでは地震時）
			Non LOCA	LOCA	SA前	SA後	1Fの廃止措置
	異常や故障等のトラブル発生防止のため、実証された技術に基づいて十分裕度のある設計を行うこと	トラブル発生時に直ちに検知、対応すること	事故に備え、その影響を緩和すること 設計基準事象に基づいて準備すること		シビアアクシデントを防止するための対策		—
水化学の安全目標	異常・事故の未然防止	異常・事故の早期検知	炉心損傷防止 溶解前のペレットのFP放出挙動の把握	冷却性能維持 FP放出抑制 溶解後のペレットのFP放出挙動の把握	公衆被ばく低減 事故後のFP挙動把握 炉心損傷防止	冷却性能維持 ペレット、燃料デブリからのFP放出抑制	—
水化学に求められる防止対策	構造材料の経年劣化の抑制と管理を目的とし、実証された技術や知見に基づいて十分な裕度を考慮した水化学管理、品質管理等に基づいた保守管理を行うこと	機器・配管等の腐食に起因した冷却材の漏えい等の機能喪失が起きた場合、直ちに検知し、冷却材の漏えいによる環境放出等の拡大を防ぐことを目的とした対策を講じること	環境への放射線放出を抑制し、環境への影響を緩和すること		設計基準を越すような事故状態に備え、SAを防止するための対策およびSAに至った後の影響を緩和するための対策を講じること		水化学の寄与は小さい

6. 水化学ロードマップ 2020 の成果の活用

水化学ロードマップに基づいて得られる研究成果は、以下の活用を前提とする。

- ① 既存発電用軽水炉プラントの高経年化対応、燃料高度化、高度利用、及びこれらを支える作業環境改善（被ばく線量低減）、自然環境への負荷軽減（放射性廃棄物の発生抑制）など水化学固有課題の調和的解決に資する。
- ② SA を含めた 5 層構造に拡大された深層防護の再構築、ならびに安全性向上の PDCA サイクル推進に資する。
- ③ プラントの安全に係わる成果は、アウトプットの一つとして規格・基準類の整備に反映していく。また、これら水化学関連の規格・基準類の整備に際しては、プラントの維持管理（評価、検査、補修）や、新検査制度（評価指標、予防保全）に係わる規格基準類との連携を念頭に置く。
- ④ 革新的な技術成果については、我が国原子力産業の国際展開に繋げると共に、開発中の次世代型軽水炉の設計に反映する。
- ⑤ 上記について、国際協力の観点から、原子力発電を推進する国々と情報交換し、水化学研究の効率的な推進と活用を図る。特に、大幅な増大が見込まれるアジア地域の原子力発電の安全と定着を支援するために活用する。

参考文献

- 1) “日本原子力学会 水化学ロードマップ 2009”、（一社）日本原子力学会 水化学部会、ダウンロード文書 <http://www.aesj.or.jp/~wchem/RM2009.pdf>.

*Hirota Kawamura¹, Yutaka Watanabe²

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, ²Tohoku University

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要

General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

(2) 安全基盤研究（被ばく低減、SCC 抑制、燃料性能維持）

(2) Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*杉野 亘¹¹ 日本原子力発電（株）

1. はじめに

本稿では、水化学ロードマップ 2020 のうち、「安全基盤研究」に分類される構造材料の高信頼性化、燃料の高信頼化および被ばく線源低減、並びに環境負荷軽減について紹介する。

2. 構造材料の高信頼性化

2.1 応力腐食割れ（SCC）の抑制

SCC 環境緩和はプラントの安全性確保・公益性向上に大きく貢献できるポテンシャルを有しているが、その有効性が広く認知されるに至っておらず、プラント維持管理（点検・補修・取替）とのリンクも不十分である。（一社）日本機械学会が制定した「発電用原子力設備規格 維持規格」には、環境緩和の効果を取り入れた SCC 進展線図が示されているが、実プラントではこれに基づく維持管理の合理化には至っておらず、早期にその実現を図ることが必要である。特に、予防保全としての SCC 環境緩和の効果を検討した設備の点検・補修・取替の方法を、関連分野との協力の下、ガイドラインとして整備する必要がある。また、今後、新検査制度における保全活動、あるいは、評価指標としての活用の観点からも、SCC 環境緩和の検討を深めていく必要がある。そのため、以下に示す技術の開発や高度化、ならびに、検証と標準化に取り組む。

- ・ SCC 環境計測手法・評価手法の高度化・検証・標準化
- ・ SCC 環境緩和技術の開発・高度化
- ・ SCC 発生進展に及ぼす環境因子の影響に関するデータ整備・高精度化
- ・ データや評価技術の検証、規制基準の整備
- ・ SCC メカニズム解明

2.2 配管減肉環境緩和

配管減肉管理は、（一社）日本機械学会が制定した「発電用原子力設備規格 加圧水型／沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格」に基づいて実施されており、この技術規格により体系化して整理されたため、それ以前の管理と比べて、飛躍的に安全性が向上した。但し、現在の減肉管理は、十分に裕度を持って設定された減肉速度や肉厚測定結果に基づき算出した減肉速度の実績に基づいて設定されているため、新たな環境緩和技術を適用して減肉が抑制されても、肉厚測定結果が蓄積しないと減肉管理に反映できない体系となっている。今後、安全性の更なる追求と合理性の調和を達成するために、以下の技術開発をすすめていく。

- ・ 配管減肉防止技術・環境緩和技術の開発・標準化
- ・ 配管減肉予測評価手法の構築・標準化
- ・ 規格・基準の整備

2.3 PWR 蒸気発生器長期信頼性確保

国内 PWR では、蒸気発生器（SG）伝熱管材料として、より耐食性の高い TT600、TT690 合金を採用した新型 SG に取り替えるとともに、種々の水質改善対策が適用された結果、SG 二次側の信頼性にかかわる腐食

損傷は顕在化していない。しかし耐食性の高い TT600、TT690 合金においても、不純物の持ち込みにより構造上の隙間（クレビス）内部の環境が酸あるいはアルカリ側に大きく偏った環境下で酸化剤の作用により腐食電位が上昇した場合は、粒界割れ（IGA）発生感受性を有している。また、2 次系系統で材料の FAC 等の腐食によって発生した鉄が SG へ持ち込まれ、構造物に付着して、伝熱抵抗、流動抵抗となり機器の性能劣化現象が顕在化するとともに、クレビス部にスケールが蓄積することで損傷発生リスクが増大している。そこで、SG の長期信頼性およびプラント安定運転を確保していくため、以下に示す技術の高度化あるいは新技術の開発に継続的に取り組んでいく。

- ・ メカニズムの解明（SG 伝熱管腐食、スケール付着）
- ・ SG クレビスの環境評価、酸性環境緩和、濃縮環境緩和に関する技術開発
- ・ SG への鉄持込み抑制、スケール付着影響緩和・抑制評価、除去・改質に関する技術開発
- ・ 新技術の開発、適用性評価、導入（代替ヒドラジン、スケール分散剤）

2.4 状態基準保全の支援

SCC や流れ加速型腐食（FAC）等の経年劣化事象について、材料・応力・環境面から多面的に計測・評価可能なモニタリング技術を開発・適用することで、長期にわたる経年劣化の予測評価精度の向上や状態基準保全の充実が期待される。経年劣化予測や状態基準保全は、設備の信頼性向上による事故発生リスクの低減、冷却材の異常兆候の早期検出によるプラント運転管理への判断材料の提供につながるため、事故発生防止および拡大防止に貢献することができる。そこで、状態基準保全への支援として、以下の課題に取り組む。

- ・ 環境モニタリング技術の高度化
- ・ 実機材劣化評価手法
- ・ 状態基準保全手法

3. 燃料の高信頼性化

3.1 被覆管・部材の腐食/水素吸収対策

1F 事故を契機に、核燃料分野において、FP 放出低減/温度上昇抑制ペレットの開発と通常時材料劣化低減被覆管の開発が加速されるとともに、事故時高温酸化劣化抑制部材や事故耐性燃料の開発が求められるようになった。改良型燃料の導入に際しては、被覆管や部材の材質変更に及ぼす水化学の影響を事前に評価しておく必要がある。また、新たな水化学技術の導入に際しても、現行燃料の被覆管や部材の腐食対策及び水素吸収特性に及ぼす水化学の影響の有無を事前に評価しておく必要がある。しかし、ジルコニウム合金のブレーカウェイ現象の原因や水素吸収機構について、影響因子の定量的影響や重畳効果は判っておらず、理解の統一に至っていない。そこで、以下の課題に取り組んでいく。

- ・ 被覆管・部材の腐食/水素吸収メカニズムの解明
- ・ 被覆管・部材の腐食/水素吸収対策技術の開発
- ・ データや評価技術の検証
- ・ 被覆管・部材の健全性評価に係る規格基準の策定

3.2 燃料性能維持（CIPS 対策）

クラッド誘起型出力シフト(CIPS)は、クラッドが燃料の軸方向に不均一に付着し、ほう素の不均一析出により、炉心の軸方向の線出力分布(偏差)に異常を生じる事象であり、事象の進行によって、炉心の安全性や燃料の健全性に問題を生じる可能性がある。CIPS の発生は、クラッド付着・剥離と密接に関連しているが、クラッド付着・剥離のメカニズムが水化学因子や熱水力因子が複雑に関与すること、さらに、炉水中のほう素取り込み機構の影響も受けることから、全体のメカニズムは明確になっていない。そこで、以下の課題に取り組んでいく。

- ・ CIPS 発生メカニズムの解明
- ・ CIPS 対策技術の開発

- ・ データや評価技術の検証
- ・ CIPS に係る規格基準の策定

4. 被ばく線源低減

我が国の原子力発電プラント1基当たりの年間平均線量（以下、「平均線量」という）は90年代後半以降、諸外国と比較して高く推移しており、この原因は1サイクルあたりの運転期間の違いによる年間作業量の違いによるとの指摘があった。しかしながら、米国やスウェーデンでは近年も着実に減少傾向にあることから、単純に年間作業量の違いのみとは言い切れず、我が国の被ばくの現状を詳細に分析し、更に被ばく低減を進める必要がある。

また我が国の原子力発電プラントでは震災後に長期停止を余儀なくされているが、長期停止による線源核種の減衰と作業量の減少に伴い、平均線量は震災以前より大幅に低減しているが¹⁾、再稼働後の平均線量がどのように推移するか注目される場所である。再稼働後も現状の線量を維持するためには、既存技術の着実な適用のみならず、新規の水化学技術の開発・適用が望まれる。

そこで、以下の課題について、技術開発とメカニズム解明を並行して進めていく。

- ・ 既存線源低減技術高度化（高Li運用、濃縮B-10運用、除染法、亜鉛注入など）
- ・ 革新的線源低減技術開発（被ばく線源生成メカニズム解明に基づく革新的技術の開発）

5. 環境負荷軽減

原子力発電プラントでは、材料・燃料の信頼性・健全性の維持確保や業務従事者の被ばく低減などを目的とした水化学制御を運用していくなかで、副次的に放射性廃棄物（使用済イオン交換樹脂、フィルタなど）や制御用薬品を含む排水などが発生してくる。今後、長期サイクル運用や出力向上運転などプラント高度化と新たな水化学制御の適用に鑑み、水化学技術改善と両立させた廃棄物／排水処理の最適運用を目指し、環境負荷の少ない発電プラントとして環境への影響を低減することが重要である。そこで、以下の課題について、改善策を立案し、実機適用実績を踏まえたPDCAサイクルを確立する。

- ・ 浄化脱塩塔、フィルタの運用最適化（高交換容量、耐酸化性イオン交換樹脂の開発等）
- ・ 環境への放出低減（ヒドラジンの使用量低減・代替材適用、2次側化学洗浄廃液の処理）

参考文献

- 1) A.SUZUKI, “The Radiation Management Reported by Licensees and the Relevant Regulations Amendment in Japan”, 2018 ISOE international Symposium, October, 2018, ダウンロード文書, <http://www.isoe-network.net/publications/pub-proceedings/symposia/international-symposia/kyoto-japan-october-2018/slides-38/4075-suzuki2018-ppt/file.html>

*Wataru Sugino¹

¹The Japan Atomic Power Company

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

(3) 共通基盤技術 (FP 挙動関連)

(3) Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*高木 純一¹, 内田 俊介²¹東芝エネルギーシステムズ, ²日本原子力研究開発機構

1. はじめに

水化学ロードマップ 2020 のとりまとめに当たっては、福島第一原子力発電所 (1F) 事故の教訓から、これまで記載の無かった核分裂生成物 (FP) 挙動についての記載が必須との合意が水化学ロードマップフォローアップ検討 WG 内で得られた。FP の生成、蓄積、事故時を中心とした燃料からの放出、移行挙動に関する基礎事象を体系化し、これまで体系的な研究がなされてきた放射性ヨウ素に加えて、比較的データの少ない放射性セシウム、ストロンチウムなどの挙動に関するデータを整備することが強く望まれている。

水化学ロードマップ 2009 では、「水化学共通基盤技術」として、燃料・構造材の腐食あるいは付着物析出に起因する諸事象の本質を理解し、燃料・構造材の健全性を確保し、同時に、線量率の低減・廃棄物発生量の抑制を図るための水と燃料・構造材の相互作用の基礎メカニズムの解明と、プラント全体の腐食環境の把握に不可欠な「水化学、腐食に関わる共通基盤技術」を取り上げてきた。今回、水化学ロードマップ 2020 では、これに加えて、「核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術」を取り上げることとした。

今回の水化学ロードマップのローリングの主眼は、1F 事故を受けて、深層防護レベルに対応した水化学の研究開発の位置づけを明確にしてロードマップを見直すことにあり、先にすべての項目について深層防護レベルとの対応を述べたが、「水化学共通基盤技術」についても深層防護の各レベルとの対応を明確にした。

2. 核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術

安全基盤研究 (被ばく低減、SCC 抑制、燃料性能維持) と本基盤技術との関連は比較的希薄であるが、深層防護レベル 4 までの評価を行う上では、FP 挙動との関わりが生ずる。また、事故時対応の水化学は FP 挙動と深く関わる。すなわち、汚染水の処理処分、建物の汚染とその除染あるいは環境汚染の修復についても、線源である FP 挙動とは密接に関わる。このため、FP 挙動の共通事象を理解して対応するための基盤技術として、水化学ロードマップ 2009 に記載された「水化学、腐食に係わる共通基盤技術」に加えて、「核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術」をまとめておくことが重要である。

2.1 核分裂生成物の種類と主な特性

ウランあるいはプルトニウムは、核分裂の結果、2個余の中性子を放出し、2つのFPを生じる。実際には、トリチウムを含む3体に分裂するケースもある。FPは質量数の等しいものに分裂するよりも、質量数の異なる2つのグループの原子核に分かれる。例えば、¹³¹I、¹³⁷Csなどに代表される質量数130付近の比較的重い元素と⁹⁹Mo、⁹⁰Sr、⁹⁵Zrなどに代表される質量数90付近の比較的軽い元素の2つのグループが主なものである。

表 1 に、短期・中期・長期的な観点で重要となる主な FP を示す。これらの FP は、燃料中においては以下に示すような物理化学状態で存在しており、事故時における燃料からの放出挙動や化学形態に影響を与える。

ウランまたはプルトニウム酸化物に固溶：全 FP のほぼ半数、Sr, Y, Zr, La, Ce, Nd 等

酸化物析出相を形成：ウランまたはプルトニウム酸化物への固溶限度あり、Ba, Nb 等

金属析出相を形成：Tc, Ru, Rh, Pd, Mo の一部

揮発性 FP：存在状態が完全には解明されておらず、状態に応じて、酸化物へ固溶、低温領域で凝縮相形成、

CsI, Cs₂MoO₄, Cs₂Te, Br, Rb, Te, I, Cs 等

FP ガス：低固溶率で酸化物相に固溶、粒内または粒界にバブルとして析出、Kr 及び Xe

表1 短期・中期・長期的な観点で重要となる主な核分裂生成物

短期		中期				長期			
FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期
⁸⁸ Kr	2.8 h	⁹⁵ Zr	64 d	¹⁴⁰ Ba	12.8 d	³ H	12.3 y	¹³⁴ Cs	2.1 y
⁹¹ Sr	9.5 h	⁹⁹ Mo	2.8 d	¹⁴¹ Ce	32 d	⁸⁵ Kr	10.7 y	¹³⁷ Cs	30.1 y
⁹⁷ Zr	17 h	¹⁰⁵ Ru	39 d			⁹⁰ Sr	28.6 y	¹⁴⁴ Ce	284 d
¹⁰⁵ Ru	4.4 h	¹²⁷ Sb	3.8 d			¹⁰⁶ Ru	1.0 y	¹⁵⁴ Eu	8.6 y
¹³³ I	20.8 h	¹³¹ I	8.0 d			^{110m} Ag	0.7 y		
¹³⁵ Xe	6.6 h	¹³¹ Xe	5.2 d			¹²⁵ Sb	2.8 y		
¹⁴³ Ce	1.4 d	¹³² Te	3.2 d			¹²⁹ I	1.57x10 ⁷ y		

2.2 開発項目と現状分析

① 事故時の FP 挙動の解明

シビアアクシデント (SA) 時の FP 挙動の基礎の解明が重要である。実際の燃料体からの FP の放出とその移行については Phébus FP プロジェクト実験が知られているが、1F 事故時に問題となったセシウムについては必ずしもデータが多くない。過去の知見との技術的なギャップを埋める新たな研究開発が必要とされる。

② 1F 事故時の FP 挙動の実態解明

1F 事故時の FP 挙動を Phébus FP プロジェクト実験と対比させてきたが、現状では、まだ 1F 事故時の FP 挙動を十分に把握できていない。今後、継続的に実機のデータ収集と分析を続け、既存データおよび知見で理解できるものと新たなデータベースが必要なものとに弁別し、実態解明を進める必要がある。

③ 事故時 FP 挙動解析コードの整備と標準化

既存の SA 解析コードを Phébus FP プロジェクト実験データに基づくベンチマーク評価に用い、今後の SA 解析の高度化に資する。また、1F 事故と Phébus FP プロジェクト実験データの技術的なギャップを、SA 解析コードを活用して解決する。

④ アクシデントマネージメントへの対応

原子力発電所に関する新規規制基準の制定に伴い、発電プラントにおいては深層防護の考え方に則り、従来のレベル3を超えたレベル4対応を、アクシデントマネージメントとして明確化していくことが必要となる。また、その前提として、レベル4事象発生時のFP挙動に対する基礎的な知識を広く共有することが重要である。

2.3 研究方針および研究開発推進体制

1990 年代後半までは、チェルノブイリ原子力発電所事故を受けて SA に関する研究が活発で、ヨウ素を中心とする FP 挙動関連の研究が積極的に進められた。しかし、2000 年代に入ると、急激に関心が薄れ、FP を研究対象とする研究者、技術者が減少した。今後、FP 関連の技術を再整理し、次世代への確に技術伝承して行くことが不可欠である。このため、2017 年 6 月、日本原子力学会に「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置され、現状の分析、関連データの収集、技術課題の発掘が進められており、共通基盤技術の整備と同時に人と情報の整備への寄与が期待されている。

3. まとめ

水化学ロードマップ 2020 では、1F 事故を契機に FP 挙動に関する共通基盤技術の整備を行う。そのため、日本原子力学会に「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会を設置し、技術継承を図りつつ活動を継続していく。

参考文献

- 1) 日本原子力学会水化学部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会、「Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ - 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデントと解析への適用」、水化学部会報告 #2017-0001 (2017).

*Junichi Takagi¹, Shunsuke Uchida²

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Japan Atomic Energy Agency

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

(4) 事故時対応の水化学

(4) Water Chemistry During and After a Severe Accident

*長瀬 誠¹¹日立GEニュークリア・エナジー（株）

1. はじめに

事故時対応の水化学では、以前の水化学ロードマップで取り扱っていた水化学とは異なり、事故時に燃料体から放出された放射性核分裂生成物（FP）への対応が主となる。事故時対応の水化学の基礎基盤となる FP 挙動については、(3)共通基盤技術（FP 挙動関連）に記載された通りである。ロードマップ 2020 で新たに追加された事故時対応の水化学の章では、事故時対応の水化学の主要課題の変遷と、事故時に水化学が関与する事象とその対策、および事故炉の廃炉を推進する上で必要な水化学について記載している。

2. ロードマップの概要

2.1 事故時対応の水化学主要課題の変遷

商用原子炉の運転開始初期に見られた燃料損傷の問題は、燃料の改良が進み、1980 年代以降燃料破損に伴う FP の環境への放出などの課題は縮小した。一方、1979 年の スリーマイルアイランドや 1986 年のチェルノブイリの事故により従来の仮想事故を想定した対応だけでは不十分で、深層防護のレベル 4 に対応するシビアアクシデント（SA）への対応が要求されるようになり、FP の放出移行挙動や事故時の水素の爆燃・爆轟の研究などが精力的に行われた。また、SA 対策としてのイグナイターやフィルターベントの設置が普及したが、2005 年には Phébus FP プロジェクト研究も終了して研究開発は大幅に縮小した。2011 年の福島第一原子力発電所（1F）の事故を受けて、ソースターム評価の重要性と FP 挙動に係わる研究の重要性が再認識されたが、人材の散逸などによる技術の空洞化の課題が指摘されている。

2.2 事故時に水化学が関与する事象とその対策

起因事象の発生から事故が収束して安定冷却が達成されるまでの期間を事故時と定義し、この間に原子力安全に関して水化学が関与する事象としては、格納容器の健全性を脅かすジルコニウム-水反応などによって発生する水素の爆発と、燃料体から放出された FP の環境への放出量を物理的・化学的方策により抑制することである。すなわち、以下の 2 つの対策が挙げられる。

- 水素の蓄積防止（PAR などによる水素の再結合）
- 放射性ヨウ素の水中への保持（冷却水の pH 制御）

これらの対策設備は、既に世界の他のプラント等で導入実績のあるもので、現在の事故シナリオとリスク評価の観点から直ちに新たな研究開発が必要となる事項はないが、新たな知見などが得られた場合には見直しが必要になると考えられる。

2.3 事故炉の廃炉推進対応の水化学

1F 事故炉の廃炉推進に向けて取り組むべき水化学の課題としては、以下の 4 つの項目を抽出した。

- 汚染水処理対策と二次廃棄物処理（汚染水からの放射能除去メディアの開発、モデル化）
- 燃料デブリ取り出し時水処理対策（燃料デブリ取り出し時の水質環境評価と水処理システムの構築）
- 水素発生量評価（ α および β γ ラジオリシスによる水素発生挙動の評価と不純物の影響）
- 材料健全性評価（海水注入時の構造材料健全性評価と長期的な構造材料健全性評価）

抽出した課題は、1F の廃炉作業を進めていく上で重要であり、今後の研究開発の推進が望まれる。

*Makoto Nagase¹¹ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[2J_PL] Proposition for the future development of the advanced fast reactor cycle (from our experience)

Chair:Shoji Kotake(japc)

Thu. Sep 12, 2019 12:40 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bldg. 2F D22)

[2J_PL01] Proposition for the nuclear fuel cycle development

*Tomio Kawada¹

[2J_PL02] Proposition for the fast reactor development

*Tsutomu Yanagisawa¹

[2J_PL03] Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*Tatsuo Iyoku¹ (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言（私たちの経験を踏まえて）

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

(1) 核燃料サイクル開発への提言

－「究極のゴミ焼却発電炉」：高速増殖炉開発における新しい視点－

(1) Proposition for the nuclear fuel cycle development

- “Ultimate refuse incinerating power plant”: a fresh look at FBR development -

*河田 東海夫¹¹元 原子力機構

1. 我が国は世紀を超えて原子力を安定的に利用し続けるための備えが必要

2011年3月の福島第一原発事故以来、原子力に対する国民の忌避感情の高まりは一向に鎮まることを知らない。こうした世相を背景に、政府の原子力問題への取り組みは極めて及び腰で、昨年策定された第5次エネルギー基本計画では、「2050年のエネルギー選択に際しては、・・・可能な限り原発依存度を低減する」ことを明記し、原子力縮減が国策であるかのような印象を国民に与えている。事故後8年が経過した今日でも再稼働できた原発はわずか9基にとどまる一方で、この間に21基の廃炉が決定され、残存する原発は建設中も含めて35基にまで減ってしまった。エネルギー基本計画では、2030年代のゼロエミッション電源比率を44%程度と見込んでおり、そのうち原子力比率は20～22%を想定している。この比率達成のためには、100万kW級原発35基前後を必要とし、それはちょうど現在残存する原発の全ての運転に匹敵する。それが達成できなければ、我が国は温室効果ガス排出削減に関するパリ協定の約束を果たすことができない。その後2050年に向けたさらに厳しい脱炭素化を達成するためには、それ以上の原子力比率維持が必要なことは明白である。

本年1月11日発行の米国のサイエンス誌は、エネルギー脱炭素化に貢献できる原子力の役割を再認識すべきとの社説を發表し、原子力なしでの本格的脱炭素化（deep decarbonization）は、平均発電コストを2～3倍高める可能性があり、既存原発の温存と新規建設の検討が必要との見解を表明した。また、日本、韓国、ベルギー、スペイン、スイスは原発フェーズアウトの厳しいリスクに直面しているとし、強力な対策が必要との警告を発している。

長い時間軸でみると、化石燃料資源の消耗は避けがたい現実であり、原子力の長期安定利用は、そうした時代に予見される人類史的危機を回避するための最大の武器となる。とくに化石燃料のうち、石油・天然ガスに関しては、シェールガスなどの非在来資源を含めて2020～2040年の間に生産ピークを迎え、その後は生産減退が予見されている。それほど遠い先の話ではない。エネルギー自給率が10%にも満たない我が国では、子孫の長期安寧のために、今世紀後半のみならず来世紀においても、相当規模の原子力を安定的に利用し続けられる備えをしっかりと固めていく必要がある。

2. 国土の狭い日本では、再処理路線堅持が原子力の長期安定利用を可能とする

資源に乏しい我が国は、原子力利用開始当初から閉じた核燃料サイクルの確立を目指してきており、それを商業規模で本格実施する中核施設が六ヶ所再処理工場である。同工場は2021年度上期竣工を目指しているが、脱原発団体やそれに同調するメディアは、再処理を放棄し、直接処分路線への転換を迫る様々なキャンペーンを執拗に展開している。そこで、改めて我が国が再処理路線を堅持することの重要性を、直接処分方式との対比で示すと以下の5点に整理できる。

*Tomio Kawata¹¹JAEA (retired)

- ① プルトニウムの発熱を持ち込まないため、高レベル廃棄物処分場の必要面積が三分の一で済む。
- ② プルトニウムを埋めないで、埋設廃棄物の放射性毒性とその有意残存期間を一桁小さくできる。
- ③ 多数の大型使用済燃料中間貯蔵施設の建設が不要で、中間貯蔵能力確保の必要性がミニマムで済む。
- ④ 将来的に制御不能な核拡散リスクを生むプルトニウム鉱山を残さない。
- ⑤ 資源節約ができ、高速増殖炉サイクルへの橋渡しができる。

直接処分の場合には、処分前に使用済燃料を 50 年以上冷却する中間貯蔵施設が必要となるが、35 基前後の原発を運転する場合、毎年 600 トン程度の使用済燃料が排出される。したがって、むつりサイクル燃料備蓄センター並みの大型中間貯蔵施設（貯蔵容量 3,000 トン）を 5 年ごとに建設し続ける必要が生じるが、立地問題が厳しい日本では、それは到底不可能であり、それができなければ、原発は直ちに停止に追い込まれる。一方、再処理政策を堅持すれば、40 年間の再処理で発生する高レベル廃棄物（ガラス固化体）の全量を貯蔵するための施設の敷地はすでに六ヶ所に確保済み（一部施設建設済み）で、新規立地問題で悩む必要はない。発電所側も中間貯蔵能力確保は不要かミニマムで済む。しかも、最も厄介な高レベル廃棄物の処分場必要面積も、直接処分の三分の一で済む。今日では、原子力事業推進上の最も困難かつ重要な課題は、立地問題や住民との合意形成問題であるが、①～③のいずれもがその問題解決をより容易にする。その点から、若干の発電コスト増（1 円/kWh 未満）を勘案しても、国土の狭い日本では、再処理方式は直接処分方式よりはるかに国民負担が小さい選択肢であると断言できる。

④は、直接処分した使用済燃料の場合、300 年後には β - γ 放射能が著しく低下するのでアクセスが容易になり、しかも含有プルトニウムの発熱も著しく低下するので、核兵器材料としての魅力が増すことから、核拡散上のリスクが無視できないレベルに高まるという問題である。こうしたことから、米国原子力学会の特別パネル報告「プルトニウムの防護と管理」（1995 年）では「使用済燃料の直接処分は国家レベルでの核拡散の脅威を消滅させることにはならない」ことを明確に指摘している。⑤については、学会員諸氏には改めて説明するまでもなからう。

3. 持続可能なエネルギー源としてみた場合の軽水炉の限界

今日、商業用原子力発電の主流は軽水炉であり、世界の原子力発電容量の約 9 割を占める（日本では 100%）。軽水炉は、軽水を減速材兼冷却材に使うという単純さと、低濃縮ウランの使用で他の炉型に比べコンパクトで高い出力密度を実現したことで、優れた経済性をもたらした。その一方で、軽水炉は、基本的にはウラン U-235 の核分裂のみを利用するシステムであり、再処理・リサイクル方式を採った場合でもプルトニウムの多重リサイクルが困難なため、ウラン資源利用効率は 1% 未満にとどまる。軽水炉は、ウランのおいしい部分をほんの少しだけつまみ食いして捨ててしまう、大変な「ウラン食い散らかし炉」であり、リサイクル方式をとった場合でも、その基本的性格を根本的に改善することはできない。

資源利用効率の悪さは、とりもなおさず廃棄物処分問題への負担がきわめて大きいことを意味している。軽水炉では、リサイクル方式を採った場合でも、地上に掘り出したウランの約 95% が、劣化ウラン（濃縮のテイル）や使用しきれない回収ウランとして残る。さらに、副産物として生まれるプルトニウムも、MOX 燃料としてリサイクル利用しても実際に消費されるのは生成量の 5% 程度に過ぎず、95% は高次化したプルトニウムとして MOX 使用済燃料中に残る。原子力利用が、もし軽水炉だけで終わるのであれば、これらはすべて廃棄物（核のゴミ）となり、膨大な負の遺産となる。軽水炉は、バックエンドの観点からも、真に持続可能なエネルギー源にはなり難い。原子力への長期依存が不可避と認識するならば、適切なタイミングで高速増殖炉サイクルに移行できる備えを怠ってはならない。

4. ウラン資源利用の理想体系は MA リサイクル型高速増殖炉サイクル

原子力が真に持続可能なエネルギー源となるためには、燃料供給の持続性ととともに、廃棄物問題の負担が過剰にならず、処分の永続的な実施が可能になることがもう一つの重要要件となる。

高速増殖炉はプルトニウムの多重リサイクルが可能であり、「ウラン資源をプルトニウムに変換しつつ燃やし尽くす炉」である。その結果ウラン資源の利用効率は軽水炉の 60 倍以上になるので、燃料供給の持続性の

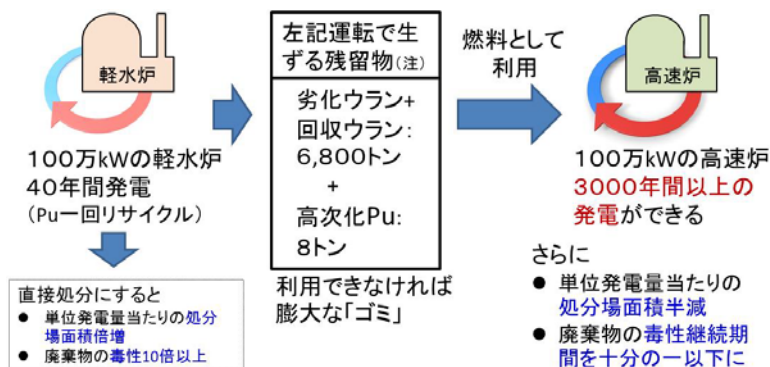
観点からは問題なく合格といえる。一方、高レベル廃棄物に着目すると、MA リサイクル型の高速増殖炉サイクルで発生するガラス固化体の単位発電量で規格化した発熱量は、軽水炉で発生するガラス固化体のその6割程度にしかない。その結果、前者の場合に必要な処分場面積は、後者の半分程度で済む。35GWe の発電を 100 年間続けた場合の処分場必要面積を極めて粗い概算で推定してみると、高速増殖炉サイクルでは、羽田空港の埋立地のおよそ 0.8 倍となる。1 世紀にわたる膨大な電力安定供給のツケ（処分場）がこの程度であれば、国民はそれを受容するであろうとの想定はあながち無謀とは言えまい。したがって、この程度であれば、永続的な処分の実施が可能とみなしてよいのではなかろうか。なお、軽水炉でも高速炉でも、燃料をリサイクル利用する場合は、再処理工程などからいわゆる「TRU 廃棄物」が発生し、それらの処分も考慮しなければならない、しかし TRU 廃棄物は、高レベル廃棄物に比べて発熱が小さいため、大量の廃棄物を一か所に集中して埋設することができる。したがって、高レベル廃棄物処分場面積の 1 % 程度のスペースを与えれば、TRU 廃棄物はすべてそこに埋設することができる。

5. 高速増殖炉を売り込む新しい看板：「究極のゴミ焼却発電炉」

高速増殖炉は炉心とブランケットからなり、炉心にはウランで希釈したプルトニウムを燃料として装荷し、ブランケットには濃縮されていないウランを装荷する。炉心に装荷するプルトニウムには、軽水炉の MOX 使用済燃料から回収される低品位のプルトニウムでも利用できる。また、炉心の希釈やブランケットに使用するウランは、フレッシュな天然ウランである必要はなく、濃縮のテイルとして発生する劣化ウランや、再処理の回収ウランでよい。したがって、高速増殖炉サイクルでは、新規のウラン採鉱はまったく不要で、軽水炉時代に無用の残渣として残される膨大な量の劣化ウランや回収ウランと、軽水炉では再利用が困難な MOX 使用済燃料を燃料源とすることで、何千年にもわたる発電を可能とする。この関係を 100 万 kW 級の軽水炉 1 基 40 年間分の発電を基準に下図に示す。高速増殖炉は、軽水炉時代が残す膨大な核のゴミを燃料としながら電気を何千年にもわたって人類に供給できる「究極のゴミ焼却発電炉」なのである。軽水炉サイクルは後に膨大な負の遺産を残すが、後に高速増殖炉サイクルが続くことによって、その負の遺産がすべて発電用の燃料に生まれ変わる。また、軽水炉時代が残す MOX 使用済燃料は、高速増殖炉の立ち上げ期に必要なとなる大量のプルトニウムの貴重な供給源になる。

冒頭で述べたように、我が国は世紀を超えて原子力を安定的に利用し続けるための備えを必要としている。その備えとなるのが、MA リサイクル型高速増殖炉サイクルの開発・実用化である。なお、ここで MA リサイクルを求める目的は、廃棄物の毒性低減ではなく、処分場必要面積を抑えるための発熱源除去である。この場合、90% の MA 回収率が実現できれば十分であることを注記しておく。

これまで、高速増殖炉は、燃やした以上のプルトニウムを生産できる「夢の原子炉」と言われてきたが、再処理反対キャンペーンで、今やプルトニウムはすっかり悪者扱いされている。一方、高速増殖炉が持つ「究極のゴミ焼却発電炉」というもう一つの姿は、循環型社会形成が重要な社会命題となっている今日の時代ニーズに完全合致しており、はるかに世の中から共感が得やすい。もんじゅ廃炉で、高速増殖炉に対する国民の期待は完全に地に落ちてしまった。そうした中で高速増殖炉サイクルの開発に弾みをつけるための「新しい看板」として、「究極のゴミ焼却発電炉」をアピールして行こうではないか。



高速増殖炉は「究極のゴミ焼却発電炉」

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言（私たちの経験を踏まえて）

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

(2) 高速炉開発への提言

－もんじゅの経験を踏まえて－

(2) Proposition for the fast reactor development (From my experience in Monju)

*柳澤 務¹¹元 原子力機構

1. はじめに

高速原型炉もんじゅが2016年12月21日、原子力関係閣僚会議で「もんじゅの位置付けを見直し、原子炉としての運転再開はせず、今後廃止措置に移行するが今後も高速炉研究開発を継続していく」という方針が決定され、欧州、米、ロシアと異なり、高速炉発電プラントの本格的な運転経験を得るに至らなかった。今後の開発計画は、高速炉開発会議の下、戦略ワーキンググループで検討されているので、もんじゅプロジェクトでの経験からの教訓や、やり残したことを中心に整理してみて、今後の高速炉実用化への取り組みの足がかりに資すればと思う。

2. 高速炉開発とは

原子力発電は、核分裂反応でエネルギーを発生させ、水を蒸気にしてタービンで電気を起こすというより、地球（大地）から贈られたウランを繰り返し燃やしてエネルギーを利用し、廃棄物は大地へやさしく戻すシステムであると言える。そこに至るまでには色々な段階や方式がある。軽水炉から出発して高速炉へ繋いでいくのが基本であるが、例えば軽水炉段階で一区切りつけ立ち止まる考え、地球規模で軽水炉利用が定着され国際的に一段落してから次の段階に進む考え、濃縮ウランを使いながら高速炉技術を成熟させてからリサイクルする考え、高速炉を使いつつトリウム燃料まで拡大して利用する考えなど様々である。

しかしこのように考えることで、再処理、高レベル廃棄物処分などの課題も一括して俯瞰できることになり、原子力全体に対する社会との認識の共有がしやすくなる。

人類の営みが国連のSDG（持続可能な開発目標）に沿うことが求められ、当初から諸々の活動の後始末、廃棄物処分まで視野に入れた取り組みにより、経済性を備えた循環型社会を指向することになる。核燃料サイクルはこのシステムそのものであり、高速炉はそのリサイクルシステムの中核の役割をなし、1994年の原子力長計では「リサイクル炉」という表現にもなっている。軽水炉での大量の劣化ウラン、使用済燃料を資源として再利用できる。また、高度な再処理技術により核分裂生成物の有用元素の回収、長半減期核種の核転換による安定化にも展開できる。

この循環型システムは、基本的には核反応による核種転換と各核種まで注目して利用、処理する核種分離という二つの技術によって支えられていると言える。高速炉を中核とした核燃料サイクルを支える学術科学は核種毎に扱うという意味で周期律工学とでも呼べる地球や宇宙の元素との対話である。

一方、高速炉開発の歴史をひもとくと、インドは高速炉と核爆弾（平和目的）の開発を併せて研究することに、仏では高速炉のブランケット燃料からは兵器級プルトニウムが取り出せることに関心があった。インドの高速炉開発は1972年5月臨界になったパルス型高速炉（Purnima）から出発した高速炉炉心の核特性把握と共に核爆弾の初歩的開発も行ったと言われ、プルトニウムに関する連鎖反応や臨界超過の動特性解析等に活用されたようである。非核兵器国がプルトニウム利用を行うには核不拡散や核セキュリティーに対し国際的にも意識して、より果敢かつ誠実に行動することが必要である。

原子力やプルトニウムを兵器として使わない、より進化した確固たる社会が望まれる。戦後やっと生まれた国連、NPT、軍縮諸条約、IAEAによる査察制度など社会が原子力を取り込むために社会制度も変化してい

る。原子力の平和利用の分野でも開発と国際管理は車の両輪である。プルトニウム利用は広まる方向であり中国による原子力後発国への働きかけなどを考えると、各国のプルトニウム利用を国際管理の下、行われるべきであり、日本の主体的活動が求められる。

低炭素エネルギーシステムとして、費用対効果からみても、原子力発電の果たす役割は大きい。ベースロード電源として軽水炉に続く第4世代システムとして大型高速炉が位置付けられる。また、熱供給、水素製造など原子力の多様なエネルギー源としても SMR などの技術開発により低炭素エネルギーシステムに貢献できる。

3. もんじゅプロジェクトの教訓

新しい技術の実用化を目指しての開発において、これまで馴染みのない技術を使いこなしていく場合、開発プロジェクト及びそれに携わる関係者に、新しい技術自体及びそれに対する向き合う姿勢、開発体制、社会への向き合い方などに関し、特別必要とされる慎重さ、謙虚さが十分でなかった。

新しい技術開発でつまずきがあれば、社会が心配することへの備え、構えができていなかった。開発当事者は新しい技術開発に挑戦する意気込みが強すぎることに引きずられ、社会への向き合い方への配慮が足りなかった。多様な人材と相当の陣容を整えておく必要があった。もんじゅは、試験、運転を通じて事故、トラブル、不具合等を経験し、原因究明、調査研究、対策、品質保証活動の改善、社会への説明責任を通じて、それらを克服しつつ、技術や人材、規制が育っていく道場とでも位置付けられるが、これらに応えられるような備え、構えが脆弱であった。

3-1. 政策面

(i) 実用化見通し

当初は高速炉実用化の見通しがもんじゅ運転10年後であった。この背景には米国で軍事用潜水艦の動力炉として、冷戦の厳しい情報管理の下で開発された軽水炉の成功の影響があったのではないかと考えられる。

新型炉開発でも、多少の手戻りは覚悟しても、計画通りに進めればうまく行くだろうという意識が強かった。開発から社会に受け容れられるまでの実用化の道は相当困難であるという認識が、政策立案側、技術者側も十分でなかった。

(ii) 開発方針転換

もんじゅは1995年12月のナトリウム漏洩事故後、拙速に実証炉計画から実用化へ繋げるのではなく、国際的な技術開発、研究開発のセンターへと舵を切った。そこで、技術高度化、保全技術を中心とした技術開発部門を充実整備し、福井県エネルギー研究開発拠点化計画でも研究開発の重要な役割を担うようになった。しかし、スケジュールとして、早期にステップアップする方向に引きずられた。

(iii) プルトニウム利用計画

ATR ふげんはプルサーマルや高速炉によるプルトニウム利用が進まない中、25年間 MOX 燃料の利用で東海の再処理、MOX 工場と連携しつつ、我が国のプルトニウム利用政策を支え続けた。大間の ATR 実証炉計画の中止に伴い、ふげんは運転停止に至り、この役割をもんじゅが引き継ぐこととなった。もんじゅは高速実証炉とセットで我が国のプルトニウム利用政策に直結した路線に乗っていた。事故後は、運転に支障が生ずると、プルトニウム利用計画が破綻するような短絡的な考え方にならないよう、包括的基本政策が必要であった。

(iv) 保障措置優良国

高速炉開発の歴史は核兵器との接点が多い。非核兵器国がプルトニウム利用を行うには、国際的にも意識して、より真剣な議論が継続的に必要なのではないか。あかつき丸によるプルトニウム輸送は国を挙げての画期的プロジェクトであったが、プルトニウム利用に伴う、インフラ、周辺技術を整備、充実し、国民にも広く、深く共有できるような政策が不足していた。プルトニウムが日本の国で現実に利用されているという実感が広まらないと国内外で理解は得られない。

3-2. 開発体制

(i) 長期停止による現場力の弱体化

当初は早期実用化の短期決戦型を想定したが、もんじゅナトリウム漏洩事故、東海アスファルト火災爆発

事故が続き、動燃の信頼は失墜した。電気事業者も実証炉の開発は容易ならざると、協力姿勢は弱まった。軽水炉等の現場経験を積んだ技術者の減少により現場力は弱体化した。また、プラントの運転が行えず、設計条件との対比、評価、マニュアルの改善なども十分ではなく、したがって、研究開発段階炉としての規制面からの配慮についての検討もできなかった。

(ii) 改革活動の風化

もんじゅの運営組織は、事故後の総点検、動燃改革、原研との原子力機構への統合等の改革を経てきた。新たな課題が追加されると、優先順位、取り組み姿勢に対する経営トップの判断は重要である。また、運営管理では計画に対する PDCA サイクルが基本となるが、特にチェックの段階が重要であり、根本に戻ってこのままで良いか等、本質的な監視が鍵である。そのために、現場ばかりでなく、経営層との一体的取り組みができるかがポイントとなる。

(iii) 完遂指向の体制

動燃設立当初はプロジェクト毎に専任の役員が就任していた。プロジェクト完遂の浸透が原点である。国のプロジェクトの長期化に伴う、国と地方の位置付けの合意形成やトラブル等により、監督官庁の役割が大きくなり、国が前面に立つことが多くなる。国が現場の指揮をとるのは難しく、昔の国鉄では総裁をおいて責任体制を明確にし、新幹線網のめどが付いて民営化したのは参考になるのではないかと。もんじゅプロジェクトでは守備範囲が広く、現場ばかりでなく相当の覚悟をもって社会への細心の配慮、国際協力などプロジェクト推進を体現できる構えが必要であった。

3-3. 技術

(i) すべての活動が試験

もんじゅは研究開発段階の原子炉であり、規制も含めてすべての活動が新しい技術体系に対する試験であるという認識が徹底されなかった。実用炉のように経験を積んだ実績がある訳ではない。設定を変えたり、条件を変えたり、調整できるような計画作りで土俵ができる。そうすれば、規制側も新規の活動への対応が試験と位置付けられる。

(ii) ナトリウム技術

社会で馴染みのないナトリウム取扱技術への継続的な慎重さが不十分であった。地道な研究開発によって一定のレベルの基礎ができた判断され、研究活動は縮小された。もんじゅナトリウム漏洩事故後、もんじゅに隣接してナトリウム研修棟を整備し、消防研究所との共同研究も進めた。常陽の火災事故からも新たな知見を得ている。

(iii) 他分野へのアンテナ

原子力以外のより広い技術分野へのアンテナ機能の備えが甘かった。軽水炉と異なり、高温であるが低圧であるという特徴がある。軽水炉中心の原子力業界とは異なる分野への関心、総合的に把握する視点をもち、それらの技術に関する交流や共同研究を行う積極的思考が必要であった。

(iv) 海外経験の反映

海外炉における貴重な経験の反映の仕方が不徹底であった。もんじゅの設計では、海外の高速炉や国内外軽水炉の運転経験での事故やトラブルの事例を活用するべく、情報入手と技術交流を行い、発生防止の対策を設備設計に反映させた。しかし、直接的原因の防止対策を行ったことで完了という意識で、起こった時の措置、備えを検討し、適応力の育成、訓練まで反映できなかった。運転再開にあたっては、事故、トラブル事例集を作成し、公開・活用を図った。

(v) 研究開発段階の保全計画

研究開発段階炉が備えるべき保全計画に対する準備が拙速であった。建設段階を終えていないのに、使用前検査において、屋外排気ダクトの腐食など保守管理上の問題が明らかになり、予防保全を基本とした計画的点検に基づく保全計画が必要であると認識した。保全計画は研究開発段階炉であることを考慮し、試行錯誤を重ねて充実させていくプロセスを科学的合理性をもって準備できなかった。こういう活動こそ、新しい技術体系への構えの真髄なのではないか。

3-4. 社会への対応

(i) 新しい技術体系への透明性不足

社会からの関心が高い原子力において、特にこれまでと異なる新しい技術体系の実用化に向けての開発、なかでも安全性に懸念が表明されている下では、技術開発の取り組みは透明性高く進めるべきである。原子力界には、技術開発は将来の重要な技術なので国家や専門家に任せているとの意識が強く、何度となく信頼性を大きく喪失してきている。もんじゅはビデオ隠しなどの不適切な対応から社会的な事件となり、動燃、サイクル機構、原子力機構に任せておけるかという組織信頼性が問われた。組織としての広聴、広報機能の構えが組織マネジメントとして極めて重要である。これらにより原子力界以外からも監視され、メディアへの喚起にもつながっていくことを経営理念に挙げるべきである。

(ii) 大学との連携

もんじゅを高速炉の国際研究開発拠点にすることは無論、新しい技術開発への挑戦を地元の技術向上にもつなげていく福井県エネルギー研究開発拠点化計画が実現したが、より発展した形を模索できたのではない。特に大学の役割は地域では重要であり、新技術の社会での受容性の研究などで特色を出せることが期待された。

(iii) 地域振興策

国のプロジェクトとして、もんじゅが役割を果たすときの国と地方の関係も重要である。ATR ふげんは実証炉建設に向けて地元も運転を見守ってきたが、実証炉中止に伴い、ふげんの運転停止が地元との相談もなく決められ、国策への不信感となった。もんじゅも同じ轍を踏んだ。鉄道、道路等の公共事業の国による整備に関して、もんじゅもその渦中に巻き込まれた。予め地域社会に対する立地振興構想が検討されるような仕組みが必要ではないか。米国では国家環境政策法は連邦政府が関わるあらゆる行為に対し、社会的、経済的、倫理的な視点からも評価される。

4. 実用化への展開

原子力に対して、これ程閉塞感がある中、高速炉の実用化を進めることは容易なことではない。開発プロセスの社会との共有がどこまでできるかが、今後の鍵となる。

4-1. 高速炉の実用化とは

技術開発として、まず開発目標を達成することが基本となる。具体的には、GEN-IV で取り上げられているように安全性、経済性、持続可能性（資源有効利用、廃棄物など環境保全）、核拡散抵抗性が目標となる。

次に、社会からの以下のような要請に応えていくことが求められる。実際に立地が決まり、建設、運転に至るプロセスが推進される要件となる。

- (i) 安全性の納得、規制手続きの整備
- (ii) 供給安定性、信頼性
- (iii) 社会が受け容れる経済性
- (iv) 産業活動の達成
- (v) プルトニウム管理が心配ない
- (vi) 燃料供給、使用済燃料、廃棄物処理の整備
- (vii) 国際的規範に沿っている
- (viii) 若い人の仕事
- (ix) 実施体制の信頼性

4-2. 実用化をめざして

我が国は欧州、米、ロシアとは異なり、高速炉発電プラントの本格的な運転経験がない。実用化に向けて、産業界、社会に受け容れられるかどうか、死の谷を乗り越える重要なステップである。すなわち、開発当事者、規制、社会が様々な経験を蓄積する機会を用意しないとイケない。もんじゅがやり残したことを冷静に整理、抽出しておくことが必要である。

高速炉のような新型炉開発の実用化では、取り組みの大半は規制の仕組み、安全確保の体系を整えることであり、相当な期間の運転、試験の実績が必要となる。

もんじゅでの経験をあきらめるなら、その代わりに海外炉の生きた運転経験を我が事ととらえる位の覚悟

が求められる。豊富な運転経験のロシア、実験炉ながら様々な試験も行っているインド、中国との技術交流の道を、容易なことではないが何としてでも探る気概をもってほしい。もんじゅのナトリウム漏洩事故後の改造では旧ソ連の BN-350 との技術交流、常陽のトラブルの解決ではインドの実験炉 FBTR との技術交流により知見を得たりしている。

また、もんじゅ施設を国際的な FBR 研修センターとして海外との交流もできないか。海外高速炉の運転・保守経験成果の集約、データベース化をはじめとして、もんじゅの実機設備を、停止されている状況の下、研究・研修材料にして、実物を調査・評価研究の対象あるいは海外にも開かれた若手技術者・学生への研修の場として活用できよう。また供用期間中検査などの機器の検査は、実機条件下での動作・操作試験により保全技術の高度化が図れる絶好のチャンスだ。

また、シミュレーターによる運転技術の高度化や事故、トラブル事象の研究や事故トラブル事例集の拡大・深化なども忘れてはいけない。プラントが廃止措置に向かっているからこそ、実現できる研究、技術開発があるだろう。

さらに、もんじゅの「マネジメント」を原点に戻って検討、再構築し、新しい技術体系開発の要塞化を図り、新たな技術開発成果を反映し、改良を加えて再利用についてきちんと検討したらどうであろうか。

4-3. プロジェクト推進

実用化を目指すプロジェクトの進め方として、バトンタッチ方式で良いのかという問いかけがなされてきた。実用化に向けて、産業界、社会に受け容れられるかどうか、死の谷を越えられるかどうかである。まず計画されたプロジェクトの全力での完遂が何より重要である。これまでは原型炉段階の完遂を重要なホールドポイントとしつつも、実用化への開発プログラムが先走っていた。原型炉が設計を終え、建設に入る段階から科学技術政策でなく産業政策の一環として位置付け直して民間の主体的参入を促す方策が考えられたかもしれない。設計期間全体を研究開発主体と建設・運転主体の併走期間として技術移転の観点や国の政策体系の中に適切に位置付けるチェック・アンド・レビューも行えた。プロジェクト運営の本質的課題である。

4-4. プルトニウム政策

我が国は資源に乏しい島国のエネルギー確保のためプルトニウム利用を目指す核燃料サイクルが国際的に認められてきた。核拡散防止の原点に立ち、プルトニウム利用計画や貯蔵の透明性を含め、積極的な工夫が必要である。

我が国は現在、プルトニウム利用の主流はプルサーマルであり、使用済 MOX を中間貯蔵し、高速炉利用とセットにする戦略とすべきである。MOX の使用済燃料は六ヶ所の再処理の対象になっていない。高速炉サイクルまで保管するには国が前面に立ち、中間貯蔵を明示する必要がある。そのためには、MOX 使用済燃料を再処理し、プルトニウム利用する高速炉の開発戦略を提示しない限り、中間貯蔵の立地も進まない。

4-5. 学会への期待

もんじゅ廃止決定を審議した高速炉開発会議は、経産、文科両大臣、関連三機関の代表者のみで構成され、学会の見解や地元の意向も取り込んだ議論もなかった。廃止決定に際し「もんじゅはプロジェクトの『技術的な内容』に問題があったというよりむしろ、保全実施体制や人材育成、関係者の責任問題など『マネジメント』に問題があった。とりわけ『最先端の研究開発』と『安全な発電事業の実施』という二つの性格が異なる要素が混在する難しいプロジェクト」と述べている。実用化を目指した新型炉開発の本質的課題の問いかけである。併せて、実証炉以降の開発に資する様々な成果知見が蓄積され、燃料供給等関連技術、人材育成基盤の成果も得られているとしている。まだやり残したことは多く、これらの議論は十分吟味されてはいない。原型炉のもんじゅを廃止決定した以上、これらの議論を冷静、客観的にまとめられるのは学会の重要な役割であろう。将来、次世代システムの研究開発から実用化段階へ進める上で、十分配慮できるようにしておくためにも。

*Tsutomu Yanagisawa¹

¹JAEA (retired)

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言(私たちの経験を踏まえて)

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

(3)高温ガス炉開発への提言

(3) Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*伊与久 達夫¹¹原子力機構

1. はじめに

高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)⁽¹⁾は、熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C(最高)の被覆粒子燃料・黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の、我が国初の高温ガス炉である。日本原子力研究開発機構(原子力機構)は、HTTR を中核施設として、高温ガス炉技術基盤の確立と技術の高度化、核熱利用の新たな利用分野を拓くための研究開発を推進している。

現在、高温ガス炉開発は、平成 30 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画で謳われている「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する」に沿って実施している。海外の高温ガス炉開発の動向や日本(原子力機構)との国際協力の具体的内容、及び今後の研究開発課題について、2019 年春の年会での新型炉部会セッション「新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題(イノベーションの創出)」で報告されている^(2,3)。

筆者は 1979 年旧日本原子力研究所(旧原研)に入所以来、一貫して高温ガス炉開発に従事し、HTTR の設計から供用運転まで経験した。その経験を踏まえて今後の高温ガス炉開発に向けて提言する。

2. 高温ガス炉の特長

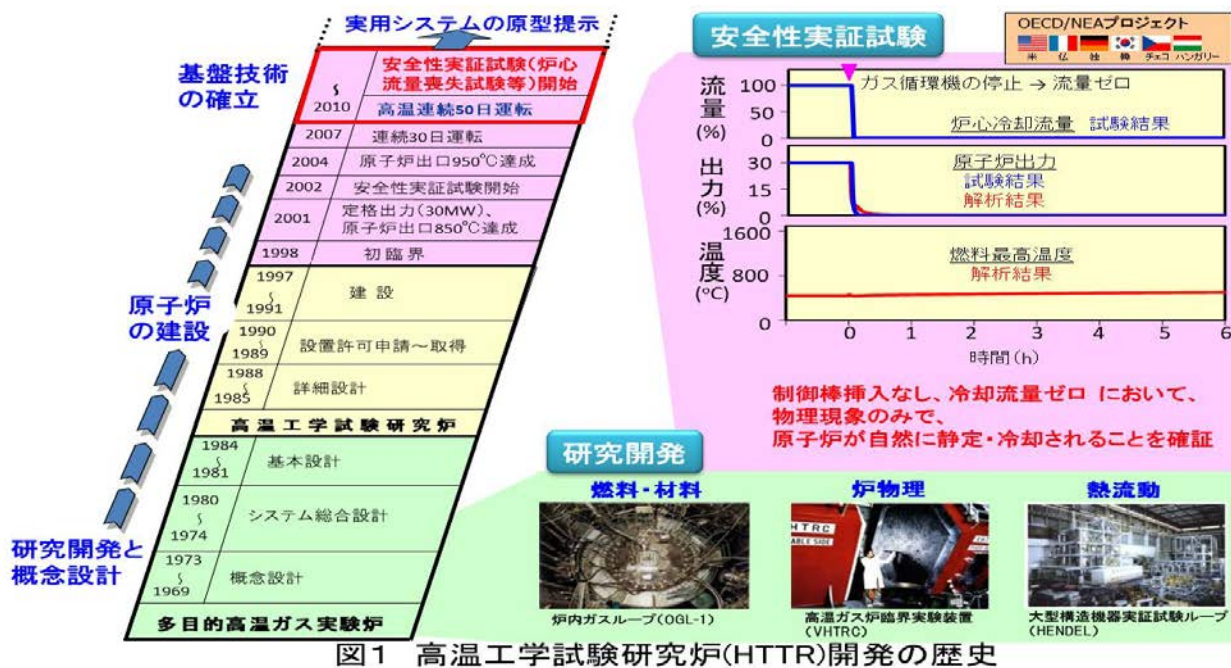
高温ガス炉は、①冷却材には化学的に不活性なヘリウムガスを用いているため、冷却材が燃料や構造材と化学反応を起こさないこと、②燃料被覆材にセラミックスを用いているため、燃料が 1600°Cの高温に耐え、核分裂生成物の保持能力に優れていること、③出力密度が低く(軽水炉に比べ 1 桁程度低い)、炉心に多量の黒鉛等を用いているため、万一の事故に際しても炉心温度の変化が緩やかで、燃料の健全性が損なわれる温度に至らないこと等の固有の特性による安全性(高温ガス炉固有の安全性)に優れた原子炉である。また、900°Cを超える高温の熱を原子炉から取り出せることから、熱効率に優れるとともに、水素製造等の発電以外での利用など原子力の利用分野の拡大に役立つ原子炉--である。

3. HTTR の概要

3-1 HTTR の歴史

HTTR 開発の歴史を示したのが図 1 である。高温ガス炉開発を開始したのが 1969 年(昭和 44 年)と古く、当初は原子力製鉄等を目的とした多目的高温ガス実験炉であった。その後、紆余曲折を経て 1987 年(昭和 62 年)原子力委員会が示した「原子力開発利用長期計画」で HTTR の建設が認められた。

HTTR は、多目的高温ガス実験炉の研究開発の成果等を基にして開発を進め、1991 年 3 月着工、1998 年 11 月 10 日初臨界、2001 年 12 月 7 日最大熱出力 30MW・原子炉出口冷却材温度 850°Cを達成し、850°Cの定格運転での使用前検査合格証を 2002 年 3 月 6 日に取得した。その後、高温ガス炉固有の安全性を実証する試験を開始した。また、2004 年 4 月 19 日に原子炉出口冷却材温度 950°Cを達成し、2010 年 3 月には高温連続運転(50 日間/950°C)を成功裏に完遂した。さらに、国際共同研究(OECD/NEA)プロジェクトとして初期出力 30%(9MW)の状態から炉心冷却材流量がゼロになる安全性実証試験を行い、図 1 右上に示すように高温ガス炉の優れた安全性を実炉により実証した⁽⁴⁾。



3-2 HTTR での工夫

(1) 設計段階

HTTR は世界で初めて 950℃の高温ガスを炉外に取出すために、耐熱性に優れた燃料・材料の開発、炉工学・熱流動・計測制御等の幅広い分野で研究開発を推進し、HTTR の建設に繋げた⁽⁵⁾。開発した燃料・材料とそれに起因した課題への主な対応策を表 1 に示す。筆者は主に黒鉛材の設計に従事した。

表 1 耐熱性に優れた材料開発とそれに起因した課題への対応策

HTTRの材料	材料に起因した課題	主要な対応策
燃料: 被覆粒子燃料 (SiC等のセラミックスで被覆)	製造時の破損が避けられない。 受入検査基準がない。	・燃料破損を許容、炉心設計での燃料最高温度低減策 ・受入検査基準を策定し製造時の品質管理を強化
冷却材: ヘリウムガス	軽く、漏れやすい。	・漏洩防止策(シール溶接、Ωシール、ラフチャータディスク等) ・検知法(Heリークデテクター、AE/光ファイバー等)【R&D】
減速材: 黒鉛 断熱材: 炭素、カウール	強度評価・受入検査の基準がない。 不純物ガスを1次系内に放出。	・黒鉛構造設計方針を策定 ・受入検査基準を策定し製造時の品質管理を強化。据付時の清浄度管理。運転初期での不純物除去運転等
鋼材(圧力バウンダリ) ①2・1/4Cr・1Mo鋼NT材 ②ハステロイ-XR ③オーステナイト系ステンレス鋼	使用温度が制限される。 高温域の強度評価基準がない。	・部材毎に使用温度を制限 (事故時の制限: ①550℃、②1000℃、③650℃) ・高温構造設計方針を策定 ・運転時は熱負荷を考慮した起動/停止操作等
制御棒(制御材B ₄ C/C) 被覆管: アロイ800H	被覆管の使用温度制限。 (炉内照射下: 900℃以下)	スクラム時制御棒の2段階挿入 (スクラム直後、低温領域のみに制御棒を挿入)

(2) 建設・運転段階

HTTR の設置目的及び予算的な制約から、契約はターンキー方式でなく設備・機器等の据付後に引取り、燃料装荷前の系統別/総合機能試験(KKS/SKS)、燃料を装荷しながらの臨界試験及び出力上昇試験は、研究開発の一環として、試験計画書・手順書の作成から試験の実施及び評価まで、建設メーカの協力を得て職員自らが行った。試験は、高温ガス炉の特殊性を考慮して早期に施設の不具合や異常を検知できるように計画した。具体的には、高温ガス炉は冷却材に軽くて漏れやすいヘリウムガスを用い、他炉に比べて高温領域になることから、KKS/SKS から出力上昇試験に亘って、①ヘリウム漏れ、②熱漏れ(ホットストリーク等)及び③放射線漏れの現象に細心の注意を払い、これらに起因した故障等を早期に検知できる試験計画とした。図2に出力上昇試験の実績を示す。

経験した主な不具合事象は、KKS/SKS 時の1次上部遮蔽体コンクリートの想定外の温度上昇と、出力上昇試験時の炉内構造物である炉心支持板の想定外の温度上昇で、研究者と技術者が一体となって原因を究明し対策を講じ、その有効性を確認した。

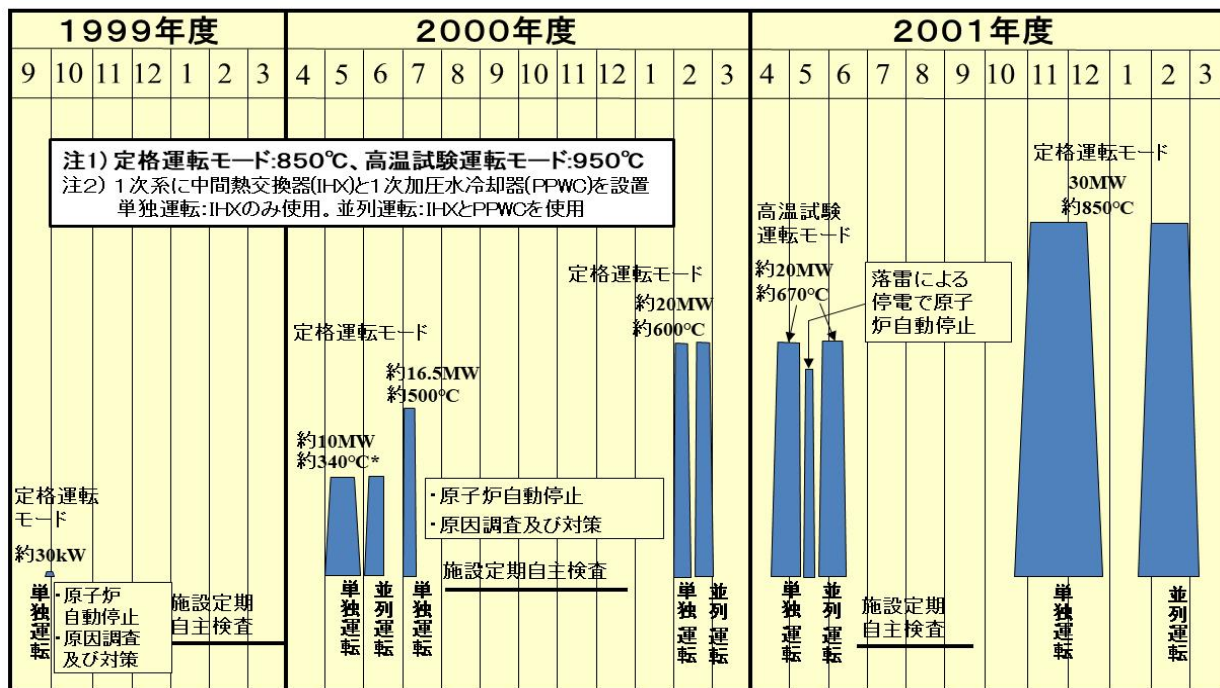


図2 HTTR出力上昇試験の実績

4. HTTR での経験

3章で述べた HTTR の設計から供用運転まででトピック的内容を、筆者の経験を踏まえて示す。

(A) 設計段階：設計データの整備

高温ガス炉の研究開発を行う部署が、HTTR の設計データを取得することとなっていたが、研究者は往々にして先端的な研究を指向するため、設計に必要なデータ取得に問題が生じる恐れがあった。このため、各々の設計担当者が、それに対応する研究室に割当てられ、設計に必要なデータが所定の時期に取得できるよう管理した(担当者ベースでの相互コミュニケーションを促進)。

(B) 設計段階：規格・基準類の策定

HTTR は我が国初の高圧高温ガス炉であるため、安全基準の他、黒鉛、高温材料等の規格・基準類を自らが整備する必要があった。ここでは、黒鉛の構造設計方針と受入検査基準について紹介する。

黒鉛構造物は、要求される安全機能レベルの違い、交換可能性等を考慮して、炉心支持黒鉛構造物と炉心黒鉛構造物に大別して構造設計方針を策定した。本設計方針(技術基準)は、事業者側と規制側が個別に策定している。その策定までの大きな流れは；

- (1) 事業者側(旧原研)において、設計部署と研究部署が協力して設計方針案を作成
- (2) それを、メーカーの技術者、大学教授等の外部有識者(材料や構造設計等の専門家)を含めて検討
- (3) (2)の有識者からの意見等を踏まえて事業者の設計方針を策定し公開⁽⁶⁾
- (4) 規制側は、安全審査においては、(3)の設計方針の基本的考え方の妥当性を審査
- (5) 規制側は、事業者の設計方針をベースに、(2)の有識者とは別の有識者に検討させる
- (6) 規制側は、(5)の有識者からの意見等を踏まえて規制側の技術基準を策定(内規)

この流れで規格・基準類を策定すると、期間が長くなることと、技術的に保守的な傾向になる。

一方、黒鉛材料の受入検査基準の策定において、当時の黒鉛製造メーカー等の窯業界は閉鎖的な社会で、素材から製品になる工程での検査項目の選定とその判定基準の設定は困難を極めた。また、黒鉛構造物に含まれる有害な欠陥をどのように排除するかが大きな問題となった。東海 1 号炉(マグノックス炉)の受入検査では、全数黒鉛ブロックに強度試験を実施した⁽⁷⁾。しかしながら、受入検査で負荷すると強度が低下する可能性があることから、HTTR では非破壊の方法を選択した。黒鉛材料の非破壊検査技術は確立されていなかったため、非破壊試験の専門家や関連会社(黒鉛製造や黒鉛構造設計担当)の協力を得て、HTTR に使用する黒鉛材料を対象に、その具体的な検査方法や判定基準を定めた⁽⁸⁾。

(C) KKS/SKS

KKS/SKS は、建設メーカの専門家をスーパーバイザーとして、職員自らが試験計画書・手順書を作成するとともに、一部職員が運転員として直勤務体制で試験を実施した。機器等の調整不足、初期故障、誤操作等で不具合事象が多発した。これらの不具合事象も技術開発の一環として分析・評価し対策を講じ、それを系統的に整理した。本試験中の最大のトラブルが 1 次上部遮蔽体コンクリートの想定外の温度上昇で、研究者と一体となって、この原因を究明し、対策を施し、燃料装荷前にその効果を確認した。

(D) 臨界試験

HTTR の炉心は燃料体 30 カラム(1 カラムに 5 つの燃料体ブロック)で構成しており、臨界試験は外周部の燃料を装荷しながら実施し、19 カラムの環状炉心で初臨界を達成した。本試験での問題点は①燃料交換機の不具合と、②臨界カラム数の予測がズレたことである。

①は、燃料交換機の性能確認を、実際の燃料貯蔵設備、原子炉本体等を使用しないで実施したことから、燃料交換機の調整等が十分でなく、装荷初日でトラブルを発生するなど調整・補修に数ヶ月要した。

②は、中心から燃料を装荷するのではなく、より計算が難しい環状炉心での初臨界を計画したことや、最初に炉心に装荷したダミー燃料体中の不純物量等を適切に考慮していなかったため、実際より少ない燃料カラム数で初臨界になると計算していた。このため、燃料装荷を一時中断し、再度、計算による初臨界量(燃料カラム数)を見直して⁽⁹⁾から燃料装荷を開始した。

(E) 出力上昇試験

HTTR は原子炉出口冷却材温度が 850℃と 950℃の 2 つの運転モードがあり、先ず 850℃の出力上昇試験で使用前検査合格証を取得し、2 年程度の運転経験を積んで 950℃を達成した。ここでは、850℃の出力上昇試験について述べる。

試験は図 2 に示すように、出力が低出力、中間出力及び高出力(定格出力)と 3 段階に分けて、数多くの試験を実施するとともに、設備・機器等の性能を確認(不具合の有無も確認)しながら定格出力を達成させた。出力上昇試験の実施体制では、運転班とは別に試験班を設けた。試験班は研究開発を担当する課員で構成し、運転班と試験内容を相互確認して試験データを取得・評価して、当日試験日報を作成し、関係者に周知した。本試験でも種々の不具合が発生し、それを解決しながら試験を進めた。大きな問題は、炉内構造物である炉心支持板の想定外の温度上昇で、この原因究明のため、図 2 に示すように、新たに中間出力の高温試験運転モードの出力上昇試験を計画した。本試験で現象を究明し、対策を施した。

(F) 運転・保守(新規制基準以前の経験)

HTTR の運転手引は、運転員自らが作成し、KKS/SKS 等での運転実績を反映させて改善・改良を図った。現在でも、1 サイクルの運転終了後には、運転班長が中心となって、運転手引を見直している。運転手引は、設備・機器の状態や運転員の技能、QA 文書の変更等が影響するので、常に見直しが必要となる。

原子炉施設の保守は、建設メーカから設備・機器を引取ってから行っているため、二十年以上原子力機構が実施している。HTTR では運転員が各々チームに分かれ原子炉施設の保守も担当している。数々の故障・トラブルを経験し、その対策等を施し、それをまとめた外部への発表、技術報告書の作成等、高温ガス炉技術の蓄積に努めた。また、規制対応を確実にし、安全確保を最優先に施設を維持管理した。

(G) 安全性実証試験

高温ガス炉固有の安全性を実証する試験は、反応度の投入と冷却能力の喪失を模擬した。冷却能力の喪失を模擬する試験として最も厳しい条件が、炉心流量喪失と炉心冷却系喪失である。これらの試験を、高温ガス炉の研究開発を行っている部署と一緒に、原子力機構の安全研究センターの協力を得て、国際共同研究(OECD/NEA-LOFC)プロジェクトとした。本プロジェクトで計画した 3 つある試験のうち、1 つの試験を実施した⁽⁴⁾後、東北地方太平洋沖地震が発生。残り 2 つの試験は、運転再開後に行う計画である。

5. 経験に基づく提言

これ迄の HTTR での経験を踏まえて、今後、高温ガス炉開発を牽引する人達に提言(お願)する。

【提言 1】 今後の高温ガス炉開発において、HTTR を中核施設と位置付け、それを積極的に活用

高温ガス炉プロジェクトを推進するに際して、その象徴となる施設が存在することで、HTTR の設計・建設に携わったメーカーの技術力を維持でき、国内のみならず海外も含めた技術者・研究者を吸引する力が強まる。国内外の高温ガス炉開発を促進することが期待される。

【提言 2】プロジェクトに従事する技術者・研究者が、自発的にマイプラント意識を持てるよう指導

プロジェクトを推進するのは“人”で、そのプロジェクトが原子力基本法の目的に則っていれば、それを積極的(自発的)に推進する技術者や研究者は存在する。(A)から(G)までの経験で再認識した。

【提言 3】研究者の研究意欲を損なわないようにして、施設の保守・運転・試験を経験させる

(C)から(E)の経験等から、施設の維持管理や試験を経験させることで、研究成果がどのように活かされるか、また、現場で新たな研究テーマを見つけられる可能性もある。研究目的が明確になる。

【提言 4】規格・基準類等は学会や国際機関を有効に活用し、過度な保守性を排除(安全性と経済性の両立)、及び最新の知見・実績を短期間でスムーズに反映できるように

(B)の経験等から、高温ガス炉で必要となる規格・基準類等は、学会等で検討することで、技術的妥当性や信頼性が確保できる。黒鉛構造設計方針について、原子力学会で特別専門委員会を 2008 年度に設立して検討したことは良い事例。また、黒鉛材は長期に亘ると一部の特性が僅かに変化すること(HTTR で経験)があり、受入検査の判定値は、購入する前に検討する必要がある。

【提言 5】施設の立上げに際しては、労務管理を確実にを行い、施設の特異性を考慮した運転・試験計画を立案し、一步一步慎重に進める

(C)から(E)の経験等から、不具合対応時には特定の個人に作業が集中するので、作業管理や労務管理を工夫する必要がある(組合対応含む)。初期の運転・試験では、確実に故障・トラブルは発生するので、施設の特異性を考慮して(2.2 節の(2))で示した①He 漏れ、②熱漏れ、③放射線漏れ、出来るだけ早期に異常を検知し、効率的に対策が施せる計画に。

【提言 6】施設の維持管理担当者には、規制組織や推進組織での業務を経験させ、幅広い視野をもたせる

(F)の経験等から、トラブル対応等において、保安の観点から規制側へ、研究計画の変更や対策費の工面等で推進側へ説明し、了解を得る必要があり、現場でも両者の考え(ロジック)を身に付けさせる。

【提言 7】“国際協力の下で推進”するためにも、HTTR の運転・試験を海外の方が経験できる工夫を

海外の技術者が HTTR の運転員になることは保安上の要求等で厳しいが、HTTR を教育訓練に使用できるよう許可を変更することで、海外の研究者・技術者を HTTR で教育訓練できる。

6. おわりに

高温ガス炉開発は長く、その研究成果に基づき HTTR を建設し、それを活用して高温ガス炉の研究開発を実施してきている。ここでは、HTTR の設計から供用運転までの筆者の経験を踏まえて、主観的ではあるが、今後の高温ガス炉開発への提言を述べた。

最後に、高温ガス炉開発が国際協力の下で推進され、日本のエネルギー安全保障に貢献することを願う。

参考文献

- (1) S. Saito, et al., JAERI 1332(1994).
- (2)(3): 日本原子力学会 2019 年春の年会, 新型炉部会セッション, (2)浅野, 1J_PL03, (3)大橋, 1J_P04
- (4) K. Takamatsu, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos.11-12(2014).
- (5) 齋藤他, 原子力誌, Vol.32, No.9(1990).
- (6) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室他, JAERI M89-006(1989).
- (7) 豊田他, JAERI-M 91-102(1991).
- (8) 大岡他, JAERI-M 93-003(1993).
- (9) 藤本他, 原子力誌, Vol.42, No.5(2000).

*Tatsuo Iyoku

Japan Atomic Energy Agency

(Thu. Sep 12, 2019 12:40 PM - 2:30 PM Room J)

[2J_PL04] Discussion

新型炉の実用化開発を進めているロシア、インド、中国などの国々がある一方、軽水炉を含む他のエネルギー資源の動向と新型炉の民間提案の多様な炉概念の研究開発を進めている米国や英国がある。2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故以降、我が国は原子力発電への依存度を可能な限り低減するとの政策判断により、将来の新型炉開発は不透明になっている。本セッションでは、新型炉燃料サイクルの黎明期を支えた原子力研究者OBに、数十年の経験を踏まえて、今後の開発に対する提言を頂き、今後の新型炉開発について討論を行う。

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee for Nuclear Data[Nuclear data division]

[2M_PL] Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

Chair:Satoshi Chiba(Tokyo Tech)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Common Education Bldg. 3F A31)

[2M_PL01] Roadmap of nuclear data activities

*Satoshi Kunieda¹ (1. JAEA)

[2M_PL02] Application of machine learning to radiation measurement~ examples in nuclear data and analysis of gamma-ray spectra

*Tadahiro Kin¹ (1. Kyushu Univ.)

[2M_PL03] Neutron capture therapy and nuclear data

*Tatsuya Katabuchi¹ (1. Tokyo Tech)

[2M_PL04] Work plan of sigma research group

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

(1) 核データロードマップについて

(1) Roadmap of Nuclear Data

*国枝 賢

日本原子力研究開発機構

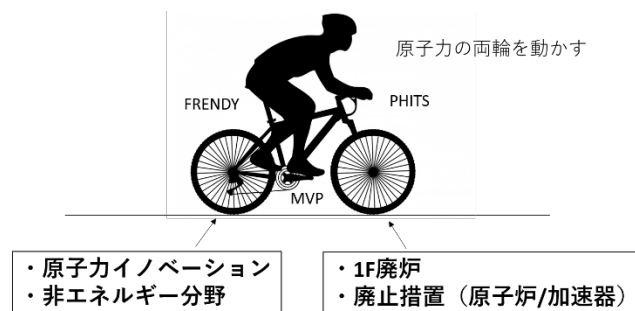
1. はじめに

原子力開発が本格的に開始された 1950 年代以降、先人たちは国を平和と発展を想い、夢を持ち、明るいビジョンを掲げて研究開発に邁進していたに違いない。特に 1970 年代から 90 年代にかけては大きな躍進を遂げ、日本の経済成長を支えた真に「飛躍」の時代であった。21 世紀はどうであろうか？ 少なくとも前半世紀は「課題への取り組み」と「イノベーションの創出」が両輪になって、安心/平和で持続可能な社会を構築することが必要であると考えられる。

課題として取り組むべきは、東京電力福島第一原子力発電所廃炉計画への貢献が第一に挙げられるであろう。加えて、寿命を迎えた原子力施設の安全かつ合理的な廃止措置を着実に実施する必要がある。さらに核セキュリティ対策、余剰プルトニウムや使用済み燃料の処理・処分に関わる検討を進める必要がある。一方、原子力工学は医療、微量元素分析や宇宙科学・工学等々に裾野を広がりつつあり、横断的な分野を開拓する可能性を秘めた夢のある研究でもある。例えば、医療分野においては粒子線を用いた癌治療や放射性薬剤の製造に関わる研究が産学連携で活発に推進されている。また、ADS や加速器を使った使用済み燃料の処理・処分に関わる負担低減のためのイノベーションの創出は人類の大きなチャレンジである。

2. 核データロードマップ計画

核データは原子力研究開発のほぼ全てを根底から支える研究分野である。昨年度、核データに関わる今後の研究・技術開発の“方向性”を示す指標とすることを目的とし、「核データロードマップ (RM)」の作製に着手した。RM を作成することにより、核データのニーズ/方向性の共有化、国内関係者間の協働による効果的な研究開発の実現、若手研究者や学生へ分野の意義や研究の魅力の提示などが期待される。H30 年度には手始めとして、若手を中心とした約 10 名のチームによる小会合を開催し、核データの課題（核物理、測定/実験、評価、検証/利用、人材育成）や将来像などについて議論した。本講演では RM 作成計画の全体像や小会合における議論の内容について報告を行う。なお、今後、JENDL 委員会へはニーズ調査、核データ部会会員の皆様にはアンケートにてご協力頂ければ幸いである。



*Satoshi Kunieda

Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告3 「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

(2) 放射線計測分野への機械学習の応用 —核データ測定とガンマ線分析の例—

(2) Application of Machine Learning for Radiation Measurements

- Examples of Nuclear Data Analysis and Gamma-ray Spectrometry -

*金 政浩¹¹九州大学総合理工学部

1. 序論

現在の第3次機械学習ブームは、機械学習最大の関門であった勾配消失問題と過学習問題のほぼすべてを Hinton[1,2]らが解決したことからはじまった。ブーム到来によって、使いやすいライブラリが整備され、あらゆる分野で容易に機械学習を適用できるようになり、放射線計測分野にもその波は押し寄せてきている。本稿では、九州大学が取り組んでいる放射線計測分野への適用例を2つ示す。

2. 多重箔放射化法におけるスペクトルアンフォールディング

東北大 CYRIC で、医療用などに応用可能な RI 製造に関する研究を行っている。特に C or Be(d,n)反応による中性子源に着目しており、その二重微分 Thick Target Neutron Yield を多重箔放射化法で系統的に計測している。多重箔放射化法によるスペクトルアンフォールディングに機械学習を用いた手法を適用し、図1に示すように既存のコードと同等の結果が得られることがわっている。

3. ガンマ線スペクトルからの迅速核種同定

福島第一原子力発電所事故からの環境回復の一環として、がれきなどの大量のサンプルの放射能を迅速に計測する手法を開発している。現状として、スペクトル形状から核種同定を行う部分まで達成している。計測時間の極めて短いスペクトルから、95%以上の精度で核種同定することに成功している。今後は複数核種が混在するサンプルに対して、核種同定のみならず放射能を決定できるモデルに発展させていく予定となっている。

4. 結論

近年の機械学習の発展は、ライブラリの整備に伴うものである。今回の例のように第2次機械学習ブームの技術だけでも十分な成果が得られる例も多く、今後さらに複雑で難易度が高い問題へも適用されていくだろう。

参考文献

- [1] G.E. Hinton and R.R. Salakhutdinov, SCIENCE 313 (2006) 504.
[2] V. Nair and G.E. Hinton, Proc. of 27th ICML'10 (2010) 807.

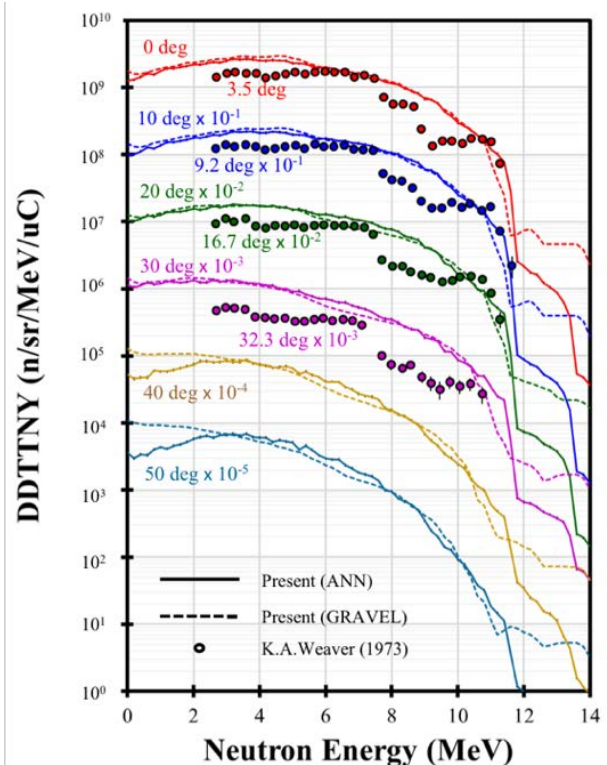


図1 12MeV 重陽子入射による C(d,n)反応の二重微分中性子収量。既存コード GRAVEL と機械学習 ANN による解析結果の比較。

*Tardahiro Kin¹¹Kyushu Univ.

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

(3) 中性子捕捉療法と核データ研究

(3) Neutron Capture Therapy and Nuclear Data

*片渕 竜也

東京工業大学

1. はじめに

近年、中性子を利用した放射線治療である中性子捕捉療法が注目されている。特に中性子とホウ素の原子核反応 $^{10}\text{B}(\text{n},\alpha)^7\text{Li}$ 反応を利用したホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy, 以下 BNCT) への期待が大きい。

BNCT は細胞レベルの選択的治療を可能とすることから、浸潤性の腫瘍に対する有望な治療法として期待されている。特に悪性脳腫瘍のひとつである悪性神経膠芽腫に対して治療の期待が高いまた、最近では、脳腫瘍以外に頭頸部、口腔内の癌にも適用が試みられており、治療対象の拡大が進められている。

最近の BNCT の大きな動きとして、加速器中性子源の利用があげられる。従来、BNCT は原子炉からの中性子ビームを用いて治療が行われてきた。原子炉からは非常に安定した中性子ビームが得られるという大きな利点がある一方、BNCT を行える原子炉施設は限られている。また、原子炉施設の新設は用意ではなく、さまざまな拘束条件が存在する。そこで、加速器を用いて中性子発生反応を起こし、そこから得られる中性子ビームを BNCT に利用しようという動きが多方面で進められている。

2. 中性子捕捉療法と核データ研究

中性子捕捉療法は、中性子の起こす原子核反応を用いていることから当然のことながら核データと密接に結びついている。そこで必要とされる核データは以下の 3 つに大別することができる。

(1) (治療のもととなる原子核反応) 治療効果を引き起こす原子核反応である。つまり、BNCT であれば、 $^{10}\text{B}(\text{n},\alpha)^7\text{Li}$ 反応である。他にも $^{157}\text{Gd}(\text{n},\gamma)^{158}\text{Gd}$ や $^{33}\text{S}(\text{n},\alpha)^{30}\text{Si}$ といった反応を用いた中性子捕捉療法が提案されている。これらの反応断面積は治療効果を評価する上で非常に重要である。

(2) (生体内物質との原子核反応) 生体を構成する元素 H, C, N, O 等との原子核反応である。がん細胞、正常細胞に関係なく起こることから、患者の被ばく線量評価で重要となる。 $^1\text{H}(\text{n},\text{n})^1\text{H}$ や $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ などの反応が重要なものとして挙げられる。

(3) (加速器中性子源に関連した原子核反応) 加速器中性子源は荷電粒子による中性子発生反応を利用する。したがって、加速器中性子源の設計には当然のことながら、その中性子発生反応の断面積が重要となる。また、一般に加速器中性子源からは中性子だけではなくガンマ線も発生してしまう。中性子源からのガンマ線の患者に与える被ばく線量評価には中性子源中で起こるガンマ線発生反応の断面積データも必要となる。

本講演では以上のことを踏まえ、中性子捕捉療法で必要とされる核データの現状および近年の測定状況について報告する。

*Tatsuya Katabuchi

Tokyo Institute of Technology

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

(4) 「シグマ」調査専門委員会の活動予定

(4) Work plan of sigma research group

*深堀 智生

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

「シグマ」特別専門委員会は、2005 年 9 月末迄の約 40 年間、日本原子力研究所（原研）「シグマ研究委員会」と表裏一体の活動をしてきた。2005 年 10 月の 2 法人統合による原研「シグマ研究委員会」の自然消滅以降については、本委員会は核データ部会と協同して活動を継続した。特に原子力以外の分野を含む内外学術機関と連携し、我が国の科学技術開発における今後の核データ活動方針等についての情報交換と俯瞰的な立場からの合意形成に貢献してきた。

近年、我が国の核データ活動は、従前からの原子炉核特性計算等軽水炉の運用や高速炉の開発といったエネルギー利用のみならず、ImPACT 計画や代理反応のように原子核物理等他分野との協働によって新手法が取り入れられ、画期的な進展が期待されている状況にある。このような近年の実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であったマイナーアクチノイド (MA) や長寿命核分裂生成物 (LLFP) 等の放射性核種の核データの測定や精密計算が可能となりつつある。また、シグマ委員会メンバーは宇宙物理や医療用核データの分野においても多大な貢献を行っているが、このような他分野における知見や、他分野からのリクエストは、核データ研究自体に新たな血流をもたらす原動力となっている。

以上の観点に鑑み、「シグマ」特別専門委員会を発展的に改組して「シグマ」調査専門委員会を設置し世界のグローバルな動向を調査・注視しつつ我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に資することを新委員会の設置目的としている。

2. 活動計画

「シグマ」調査専門委員会では核データ部会、原子力機構の JENDL 委員会との連絡を緊密にとりつつ、同部会・委員会でカバーできていない以下の調査活動を中心に行う。

- (1) 原子力のみならず核データが関連する原子核物理、宇宙物理、放射線医学など、広く分野を横断する視点から科学技術研究開発の動向及び核データの貢献可能性を調査する。
- (2) 学術的な立場から、核データに係る実験、理論、統計解析手法などについて最新知見の調査を行う。
- (3) 核データに対する要求リストサイトを運用し、広範な分野からのニーズ把握を恒常的に行う。
- (4) 核データに関する研究会やセミナーの開催、教科書作成等を通して当該分野の人材育成に貢献する。
- (5) 核データ整備について、中長期的な視点から課題とその対応を検討し、チェックポイントを検討し、ロードマップとして公表する。

*Tokio Fukahori

Japan Atomic Energy Agency

[2N_PL] Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Common Education Bldg. 3F A32)

[2N_PL01] Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*Tetsuo Iguchi¹ (1. Nagoya Univ)

[2N_PL02] Unfolding techniques based on high precision response function and their applications

*Tetsushi Azuma¹ (1. Mitsubishi Electric.)

[2N_PL03] Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*Tatsuo Torii¹ (1. JAEA)

放射線工学部会セッション

放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望
Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques
in Radiation Science and Technology

(1) 放射線計測におけるアンフォールディング手法の過去・現在・未来？

(1) Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*井口 哲夫
名古屋大学

放射線計測における情報復元問題は、いわゆる結果を観測して原因を推定する「逆問題」の範疇にあり、スペクトルアンフォールディングに限ると、次のような積分変換（Fredholm 第1種積分方程式）の近似的な逆変換問題として定式化できる。

$$C(E) = \int R(E, E') \phi(E') dE' \quad (1-1)$$

ここで、 $C(E)$ ：測定スペクトル、 $R(E, E')$ ：応答関数、 $\phi(E')$ ：放射線のエネルギースペクトルである。一方、実際の測定スペクトルデータ（例えばマルチチャンネルアナライザの波高分布や放射化箔の反応率など）から放射線のエネルギースペクトルを推定するとき、式(1-1)を差分化して、以下のような多元連立1次方程式を解くことになる。

$$\sum_{j=1}^N R_{ij} \phi_j \approx c_i \quad i = 1, 2, \dots, M \quad (1-2)$$

式(1-1)に対応して、 R_{ij} ：応答関数、 c_i ：測定データ、 M ：測定データの離散化のビン数、 N ：放射線エネルギースペクトルのエネルギー群数である。この逆問題では、あらゆるデータに対して、解の①存在性、②一意性、③安定性の3つをすべて満たしているとき「適切」、ひとつでも損なわれていれば「不適切」と呼ばれ、逆問題解析の研究課題は、いかにしてこの「不適切性」を克服して妥当な解を得るかにあると言ってよい。

放射線計測で用いられるスペクトルアンフォールディングには、これまで多種多様な手法が開発されてきたが、大別して決定論的手法と確率統計論的手法に分けることができる。決定論的手法には、優決定問題($M > N$)でよく使われる最小二乗法や劣決定問題($M < N$)に適用できる一般化逆行列法などの定式的に単純明解な直接解法と、ある条件下で実測データと推定値の残差を最小とする解を探索するような最適化手法があり、この中には、現在の機械学習の前世代に当たるニューラルネットワーク法や遺伝的アルゴリズムなども含まれる。この決定論的手法の欠点は、一般に安定的な解を得られにくいことと解の不確定性の推定が困難なことにある。一方、確率統計論的手法は、数学的な推定ロジックが明解であることに加え、解とともにその不確定性も推定できることから、放射線計測のスペクトルアンフォールディングにおける王道となっている。現在のところ、ベイズ推定と情報理論の最大エントロピー原理に基づく多数の計算コードが開発され、実用に供されている。ベイズ推定では、推定スペクトル候補の事前確率分布の中から実測データを満たす条件付き確率密度分布との掛け合わせで得られる事後確率分布を最大化することで解を決定するのに対し、最大エントロピー原理では、解スペクトルを確率分布とみなし、(1-2)の拘束条件の下で、曖昧さの指標である情報エントロピーを最大とする、即ち最も曖昧さの度合いの大きな確率分布を解とするものであるが、適用する問題によっては、推定解に大きく影響する事前確率分布の与え方に本質的な制約がある。

本講演では、雑駁ながら、これら過去から現在まで放射線計測で用いられてきたアンフォールディング手法の原理と特徴をレビューするとともに、計算機能力の格段の向上に伴って期待される次世代アンフォールディング手法？の可能性にも言及したい。

*Tetsuo Iguchi
Nagoya Univ.

放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望

Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

(2) 精密な応答関数を用いたアンフォールディングの高度化とその応用

(2) Advancement of unfolding methods using high precision response function and their applications

*東 哲史

¹三菱電機

1. 緒言

これまで放射線計測におけるアンフォールディングは、主にボナーボールや放射化箔法等による中性子のエネルギースペクトルを導出する手法とされていた。その他、一部の環境計測の分野において、シンチレーション検出器等のエネルギー分解能に乏しい測定結果より、線量率に起因する天然核種の弁別手法として扱われていた。しかしながら、近年、目覚ましい発展を遂げる計算機技術・データ処理技術によって、取得できるデータ数やシミュレーション精度が格段に向上したことで、特定の制約条件においては、検出素子の物理特性を超えることも可能であり、様々な放射線計測分野への展開が期待されている。

2. 精密な応答関数の作成とアンフォールディングへの適用例

アンフォールディングに用いる応答関数は、得られるエネルギースペクトルの分解能や信号強度に影響するため、検出器特性の再現性が重要となる。我々は、検出器への付与エネルギー計算に加え、シンチレーション光の発光や伝搬、統計ゆらぎ等、信号の出力過程を組込むことで精密な応答関数(図1)を再現した[1]。当社においては、エネルギースペクトルの改善に特化したアンフォールディング技術を確認することで、NaIシンチレータによる数核種の放射能分析(図2)において、高純度ゲルマニウム半導体検出器と同等の性能を確認している[2][3][4]。

本講演では、アンフォールディングの応用として当社モニタへの適用事例を紹介する。

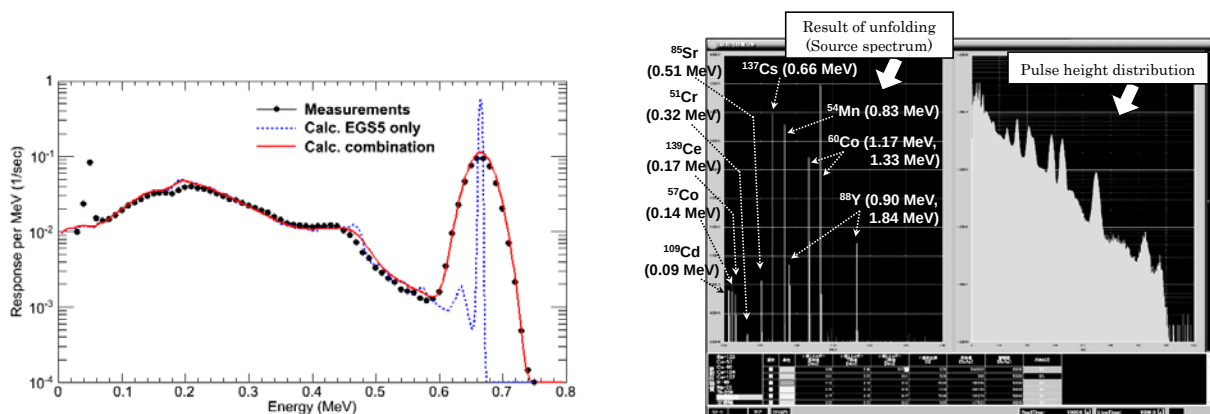


図1 ^{137}Cs 実測と作成した応答関数 図2 アンフォールディング例 (右: 適用前、左: 適用後)

Reference

- [1] M. Hayashi, *et. al.*, KEK proceedings 2013-9, 90-99, (2013).
- [2] M. Hayashi, *et. al.*, KEK proceedings 2014-7, 352-360, (2014).
- [3] H. Nishizawa, *et. al.*, Jpn. J. Health Phys., 49 (1), 45-47, (2014).
- [4] T. Azuma, *et. al.*, KEK proceedings 2015-4, 15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma¹¹ Mitsubishi Electric Corporation

放射線工学部会企画セッション

放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望
Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation
Science and Technology

(3) 環境情報を用いた線源分布アンフォールディング技術

Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*鳥居建男¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. 緒言

2011年3月に発生した東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故後、放射性物質の汚染分布、すなわち放射線源の空間分布を直感的に把握できる放射線源の可視化への要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。線源分布の測定といっても、原子炉建屋内の高線量率エリアから環境中の比較的低線量率エリアのホットスポットの検出までそのダイナミックレンジは大きく、対象となる計測エリアの大きさ、3次元的な幾何形状、線源分布も様々である。

2. 線源分布の測定解析技術

現在利用されているガンマ線イメージャーにはピンホールカメラ型とコンプトンカメラ型に大別されるが、ピンホールカメラはコンプトンカメラと比較して線源分布の可視化は比較的容易である。しかし、ピンホール以外に重量物の遮蔽に囲まれているため、その重量は数 10 kg 以上となる。このため、可搬性を持たせて様々な箇所を迅速、簡便に測定することは困難である。また、重量が重いためにドローンはもとより小型ロボットに搭載して現場に導入することは困難である。一方、コンプトンカメラは、散乱体と吸収体の 2 層のセンサーデータを用いて放射線の入射方向を解析的に求める手法であり、これまで宇宙物理や医療分野で研究や利用が進められてきた。原理的に遮蔽が要らず、小型軽量化が可能であること、視野角が広いなどの特長を有することから、福島第一原発事故により汚染した環境中の測定でも利用が試みられてきた。

コンプトンカメラは、コンプトンコーンと呼ばれる円錐を逆投影しその重なりから線源分布を面的に求めることから、 γ 線が飛来する奥行き方向の線源位置を特定することが困難である。そこで、3次元的な線源分布の広がり把握するために、①多点計測により異なる視野角からの線源分布画像を逆解析して求めたり(図1)、②光学画像等の他の計測技術により求めた環境情報と組み合わせて線源分布を推定する手法(図2)が試みられている¹⁻³⁾。これらの技術の現状と課題について報告する。また、森林による遮蔽効果を含めて線源分布を最尤推定期待値最大化(ML-EM)法を用いた取り組みについても述べる⁴⁾。

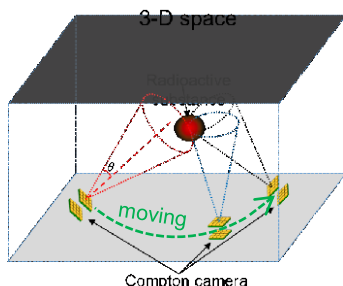
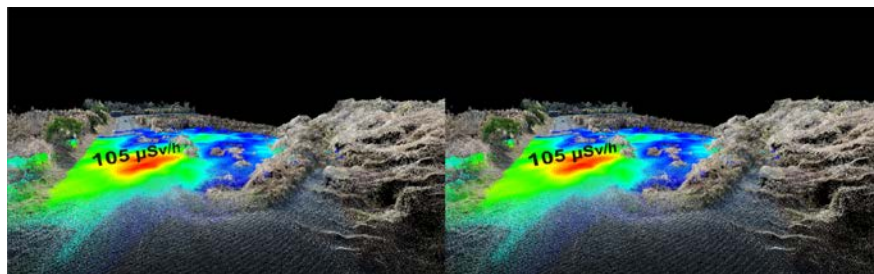


図1 多点計測による線源位置の解析

図2 環境中での線源分布の3次元ステレオ画像²⁾

参考文献

- 1) Vetter, K., et al., NIM A878 (2018) 159-168: 2) Sato, Y., et al., J Inst. 13 (2018) P03001:
3) 吉原有理、博士論文(東大)(2019): 4) Sasaki, M., et al., RPD (2019) ncz095.

*Tatsuo Torii¹¹ Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS), Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2O_PL] Interplay of technology and ethics

Case of artificial intelligence

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bldg. 3F A34)

[2O_PL01] Introduction

*Shin-etsu Sugawara¹ (1. CRIEPI)

[2O_PL02] Ethics in technological development

*Minao Kukita¹ (1. Nagoya Univ)

[2O_PL03] Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*Kazuyuki Demachi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2O_PL04] Panel Discussion

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理との相互作用：AI 技術を例に
Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

(1) 趣旨説明：技術と倫理との相互作用

(1) Introduction: Interplay of technology and ethics

*菅原 慎悦¹¹電中研

数多の技術分野のなかでも、原子力技術はその研究・開発と社会的利用をめぐり、古くから倫理の観点にとりわけ強く意識されてきたものの一つと言えよう。例えば高レベル放射性廃棄物の地層処分分野では、将来世代の選択の自由や世代間／世代内の公平性に係る様々な議論が、処分技術の選定や事業実施方法の立案に大きな影響を与えてきた（寿楽, 2013）。放射線防護の専門家コミュニティでは、「行為の正当化」や「防護の最適化」をめぐって、功利主義や平等主義等の立場から多くの議論が積み重ねられている（例：Maolne et al, 2018）。原子力安全の根柢にある“*How safe is safe enough?*”の問いに対しても、社会的なリスクの受忍／受容をめぐる議論や安全目標の策定過程において、倫理的観点への言及を見ることができる（例：NUREG/CP-0018）。

しかしながら、倫理という観点から技術利用が論じられるとき、原子力技術はしばしば、倫理的に問題のある技術の代表格として表象されてきた。古くは原子力技術に内在する *dual use* 問題に始まり、放射性廃棄物の管理・処分をめぐる世代間倫理、原子力施設の立地をめぐる分配的正義等の問題は、倫理的観点からの強い批判が向けられてきた点である。福島原子力事故後には、原子力技術利用ないし原子力という科学・技術自体をめぐる倫理に関する問いかけが、国内外を問わず多くの論者から投げかけられた（例：Taebi et al, 2012）。事故直後に設置されたドイツの「安全なエネルギー供給に関する倫理委員会」が、同国の原子力政策変更に一定の正統性を付与する役割を担ったことも、未だ記憶に新しい。

原子力技術の研究・開発や関連する工学システムの設計・利用に当たって、倫理をめぐる議論に少なくとも努力が費やされてきたにも関わらず、倫理的観点からの批判・論難が絶えることのない現実を、原子力学会の倫理委員としてどのように受け止めればよいだろうか。倫理的議論からの洞察をより深く反映した原子力技術とは、もしそれが可能であるとすれば、いったいどのような姿たりえるのだろうか。それを実現するための技術と倫理との相互作用は、どうあるべきだろうか。本セッションはこうした問題意識に立ち、技術と倫理との相互作用のあり方に焦点を当て、他分野の経験を参照しつつ、今後の原子力技術を倫理の観点も含めて「より良い」方向へと向けていくためには何が必要かを考える機会としたい。

他分野に目を向けると、近年発展の著しい AI 技術や生命科学・生命工学等の分野においては、学協会や産業界が倫理専門家を巻き込んで議論を重ね、独自の倫理原則や行動指針等を策定し、技術の目指すべき方向性を見定めようとする動きが盛んにみられる。例えば再生医療学会は、「再生医療人」としてのプロフェッショナリズムを核として行動基準を定めており、人工知能学会は、人工知能研究に携わる研究者としての規範に焦点を当てた倫理指針を策定している。海外でも、IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers) や ACM (Association for Computing Machinery) に加え、Microsoftをはじめとする民間企業等が、AI に関する倫理や社会的影響を含めた検討を行っている（江間, 2017）。こうした倫理指針等の策定過程では、いずれの事例においても、技術の研究開発や産業利用に携わる研究者・実務者らと倫理専門家との密接な相互作用が見受けられる。

そこで本セッションでは、AI 技術分野において倫理の観点から技術専門家との協働に取り組まれてきた久木田教授（名古屋大）より、同分野における技術と倫理の相互作用の実際について語っていただく。次

いで、出町准教授（東大）より、原子力の保全分野における AI 活用に向けた取組事例をご紹介いただく。これらを踏まえた上で、技術専門家や実務者と倫理専門家との協働のあり方、職能団体や学協会等における倫理委員会の関わり方等について、パネル討論の場で議論を行いたい。

日本原子力学会に倫理委員会が発足して約 20 年が経とうとする今日、国内的には、福島原子力事故を踏まえて従来の原子力技術利用を支えてきた様々な基本的仮定を改めて問い直す意味で、また世界的動向に目を向ければ、小型炉や新型炉が研究段階から商用段階へと歩を進めつつある文脈も踏まえ、原子力技術と倫理との相互作用のあり方について、倫理委員会として自省的な議論を行うべき時機であると筆者は考えている。

参考文献

NUREG/CP-0018, Workshop on Frameworks for Developing a Safety Goal, Held at Palo Alto, California, April 1-3, 1981.

J. Maolne et al., 2018, *Ethics for Radiation Protection in Medicine*, CRC Press.

B. Taebi et al., 2012, The ethics of nuclear power: social experiments, intergenerational justice, and emotions, *Energy Policy* (51), pp. 202-206.

江間有沙, 2017, 倫理的に調和した場の設計: 責任ある研究・イノベーション実践例として, 人工知能 2017 年 9 月号, 32(5), pp.694-700.

寿楽浩太, 2013, 高レベル放射性廃棄物処分の「難しさ」への対処の道筋を探る一求められる知の社会的な共有と「価値選択」の議論, 科学 2013 年 10 月号, 83(10), pp.1164-1173.

*Shin-etsu Sugawara¹

¹CRIEPI

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理の相互作用：AI 技術を例に
Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

(2) 技術開発に倫理を組み込むこと：人工知能の事例から

(2) Ethics in technological development: Case of artificial intelligence

*久木田 水生¹¹名古屋大学,

1. はじめに

近年、人工知能の発展が著しく、その活用の場面は、産業、運輸・交通、通信、医療・介護、軍事、警察、娯楽、家事など、多岐にわたっている。人工知能は産業や経済を大いに活性化させ、私たちの生活をより便利なものにすることが期待されている一方で、社会や人間に対して様々なネガティブな影響を与えることも懸念されている。そういった懸念を反映して、国内外で、そして様々なセクターで、人工知能の開発と活用に関する倫理についての議論が活発に行われ、倫理指針や倫理原則が策定されている。本発表では、人工知能がどのような倫理的問題を引き起こしているのか、それに対してどのような倫理指針が考えられているのか、そしてそれらはどのような意義を持っているのかを、具体的な事例に即して論じる。

2. 人工知能の倫理的問題

「人工知能」は一般的には様々なデータに基づいて予測、推測、計画、意思決定を自動的に行うシステムと考えられる。ではこのようなシステムがなぜ倫理的に問題になるのであろうか。ここでは人工知能に関して懸念されている倫理的問題の代表的なものを挙げよう。

第一に、安全性、制御可能性についての懸念がある。人間の監督なしに意思決定を行うシステムが、予測できない挙動を示して、それが大きな被害を生み出す可能性がある。特に現在のように社会のシステムがテクノロジーに大きく依存しており、そして多くの異なるテクノロジーが相互作用している状況では、そのような被害がどれほど広範囲かつ甚大なものになるかは計り知れない。例えば株式などの取引にはコンピュータプログラムが使われているが、複数のプログラムが相互作用した結果として、急激な株価の暴落を引き起こすことがある。同じようなことが例えば交通、電力、医療、軍事などに応用された自律的システムに生じたら、果たしてどのような被害が生じるかは計り知れない¹。

第二に、人工知能の判断をどのように検証するか、という問題がある。例えばディープニューラルネットワークのような複雑なシステムを利用した人工知能に関しては、その判断の根拠・理由が人間には理解できないものになるという問題がしばしば指摘される。ということは人工知能が誤った判断を下した時、なぜそのような判断を下したのかが検証できないということである。

第三に、人工知能の判断に関する責任の問題がある。一つの人工知能システムには多くの人々が関与している。システムの開発者、システムを製造・販売する企業、システムが学習するためのデータの提供者、ユーザーなどである。それゆえに人工知能が何か危害を引き起こした時、こういった多くのステークホルダーの誰が責任を取るべきかという問題が生じる。

第四に、プライバシーの問題がある。多くの人工知能システムは、不特定多数の人間から収集したビッグデータに基づいて学習を行っている。その場合、人工知能の成功は、いかに多くの質の良いデータを手に入れるかにかかっていると。そのため IT 企業は人々のデータを収集することに貪欲である。しかしこういったデータの収集が個人のプライバシーの権利を侵害することが懸念されている。

1 ウェンデル・ウォラックとコリン・アレン著『ロボットに倫理を教える』（岡本・久木田訳、名古屋大学出版会、2018 年）の序章には、そのようなカタストロフ的なシナリオが描かれている。

第五に、人工知能によって引き起こされる格差や差別の問題がある。人工知能の判断は、しばしば人間と違って偏りがなく、公平だ、客観的だ、と宣伝されるが、これは間違いである。アルゴリズムにはそれを設計した人間の見解や先入観が反映される。また学習の過程で利用したデータには社会の持つバイアスが反映される。結果として人工知能の判断はしばしば不公平で差別的なものになり、社会の不公平さを固定化、あるいは助長することになる²。

第六に、軍事への応用の懸念がある。現在、いくつかの国が、自動的に標的を探して攻撃する、いわゆる致死型自律型兵器システムの開発を進めている（ただし現在のところ、実用化されているものは存在しないと一般には考えられている）。このような兵器が戦争に関する規則を定めた国際法に抵触するものであるかどうか、あるいは機械が人間の生死に関する決定権を握ることが人間の尊厳のような普遍的な道徳原理に反するかどうか、国際的に盛んに議論が行われている³。

こういった懸念を背景にして、人工知能の倫理についての議論が活発に行われ、そして様々な倫理指針、倫理原則が策定されている。

3. 倫理指針の策定

前節で紹介した様々な懸念に対して、適切な倫理的指針を定める動きが、国内外で、そして様々なセクターで行われている。本節ではその一部を紹介する。

倫理指針の先駆けの一つはアメリカの NGO、Future of Life Institute (FLI) が発表した「アシロマ AI 原則」である。FLI は「命を守り、未来についての楽観的なビジョンを発展させるための研究とイニシアティブを促進し支援する」ことをミッションに掲げる団体⁴で、2017 年 2 月 3 日に人工知能の研究課題、倫理と価値、長期的な課題に関するガイドラインとして「アシロマ AI 原則」を発表した。Research Issues、Ethics and Values、Long-term Issues の三分野に分かれて、全部で 23 の原則がある。Ethics and Values の分野では安全性、透明性、責任、価値との調和、プライバシー、自由、利益の共有、人間による制御、社会的市民のプロセスの尊重、AI 軍拡競争などに関する原則が挙げられている⁵。

アカデミックでは、IEEE Global Initiative for Ethical Considerations in Artificial Intelligence and Autonomous Systems がある。IEEE は「Ethically Aligned Design」という文書を 2019 年に発表した⁶。その中で「人工知能の自律システム」のための包括的な倫理原則を提示している。それには「人権」、「福利」、「データの主体性」、「効率性」、「透明性」、「アカウンタビリティ」、「濫用に対する注意」、「安全で効果的な利用のための能力」が挙げられている。

日本では人工知能学会の倫理委員会が 2017 年に 9 か条からなる「倫理指針」を発表している⁷。そこでは「人類への貢献」、「法規制の遵守」、「他者のプライバシーの尊重」、「公正性」、「安全性」、「誠実な振る舞い」、「社会に対する責任」、「社会との対話と自己研鑽」、「人工知能への倫理遵守の要請」が挙げられて

2 この点についてはキャシー・オニール、『あなたを支配し社会を破壊する AI・ビッグデータの罠』（久保尚子訳、インターシフト、2018 年）が詳しい。

3 例えば川口礼人「今後の軍事科学技術の進展と軍備管理等に係る一考察—自律型致死兵器システム (LAWS) の規制等について—」（『防衛研究所紀要』第 19 巻第 1 号、2016 年、pp. 213-231）を参照。

4 <https://futureoflife.org/>

5 <https://wba-initiative.org/2522/> に和訳がある。

6 The IEEE Global Initiative on Ethics of Autonomous and Intelligent Systems. *Ethically Aligned Design: A Vision for Prioritizing Human Well-being with Autonomous and Intelligent Systems*, First Edition. IEEE, 2019. <https://standards.ieee.org/content/ieee-standards/en/industry-connections/ec/autonomous-systems.html>

7 <http://ai-elsi.org/archives/471>

いる。

総務省情報通信政策研究所は 2016 年から AI ネットワーク化検討会議／AI ネットワーク社会推進検討会議を 2016 年から開催している。「2040 年代を見据え、AI ネットワーク化の進展を通じて目指すべき社会像や基本理念の整理」、「AI ネットワーク化が社会・経済にもたらす影響及びリスクの基礎的な評価や検討すべき課題の整理」を進めた⁸。同年 6 月には報告書「AI ネットワーク化の影響とリスク－智連社会（WINS ウインズ）の実現に向けた課題－」⁹が 2017 年 7 月にも報告書「AI ネットワーク化に関する国際的な議論の推進に向けて」が提出された¹⁰。

4. 何のために倫理指針を作るのか

上記のような動きの多くにおいて、工学者、法学者、倫理学者、哲学者など多様な分野の専門家や、市民、行政などが長期間にわたる議論を行なって原則や指針の策定に至っている。特に人工知能研究者、エンジニアが率先して人工知能の倫理に関する議論をリードしようとする姿勢が顕著である。もちろん人工知能研究者の中には倫理指針といったものを、彼らの研究を束縛するものと考えて警戒する人々もいる。しかし筆者の経験から言えば、多くの人工知能研究者が倫理に関する議論に対して積極的である。同じことはロボット工学者についても言える。

現在は三度目の人工知能ブームと言われている。しかし前の二回のブームと異なり、今回は人工知能が予想を上回るような大きな成果を上げ、ビジネスとしても巨額の利益を生んでいる。しかしその反面、世間の人工知能に対する警戒心も大きい。これには人工知能の進歩のスピードがあまりにも速く、将棋や囲碁など高度な知性を要求すると思われる領域で人工知能が次々に人間を凌駕するようになっていること、レイ・カーツワイルなどが「数十年後には人工知能が人間の知能を遥かに超えるようになる」と喧伝していること、ビル・ゲイツ、イーロン・マスク、スティーブ・ホーキングなどが「人工知能は人間を滅ぼす可能性がある」、「核兵器よりも危険」などという言葉で危険性を強調したこと、「人工知能が仕事を奪う」といった予想がなされていること、人工知能が軍事に应用され致死性の自律型兵器システムの開発が進められていることなどが影響しているだろう。そしてまた実際に人工知能が犯罪予測、保険やローンの審査など、人間を対象としたリスク評価のために利用されているという、多くの人にとってより現実的で差し迫った問題もある。

人工知能研究者を中心とした、倫理指針策定の動きはこういった世間の不安や警戒に呼応してのものと思われる。彼らは人工知能という大きなポテンシャルを持ったテクノロジーの発展が、不安や警戒心のために阻害されてしまうことを危惧している。多くの不安は必要以上に強調されているくらいがある。研究者は人工知能のポテンシャルとリスクを正しく社会に伝える必要があると同時に、彼らが社会に対して持っている責任を自覚していることを示す必要がある。倫理指針はそのためのものなのであろう。

もちろん人工知能の悪用や濫用は現実的な懸念であり、それを抑制する必要がある。しかしそれは倫理ではなく法律や規制によって対処すべき問題である¹¹。工学者や法学者、倫理学者、科学技術社会論研究者、市民、政策決定者、企業などの多様なステークホルダーが議論を重ねて作っていく倫理指針は、将来においてどのような社会を作っていくかというヴィジョンをともに作り上げ、その実現に向けたお互いのコミットメントを示す過程の一部である。

8 http://www.soumu.go.jp/main_sosiki/kenkyu/iict/

9 http://www.soumu.go.jp/menu_news/s-news/01iicp01_02000050.html

10 http://www.soumu.go.jp/menu_news/s-news/01iicp01_02000067.html

11 EU では 2018 年に EU 一般データ保護規則（GDPR）が施行され、EU 内に居住する人々のデータの収集や利用に関して厳しい規制が課されることになった。これは直接的に人工知能を対象にしたものではないが、上述の通り、多くの人工知能のアプリケーションにおいてはデータからの学習がキーとなるため、GDPR は人工知能の運用に大きな規制をかけることになる。Cf. https://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN/TXT/?uri=uriserv:OJ.L_.2016.119.01.0001.01.ENG

*Minao Kukita¹

¹Nagoya Univ.,

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理の相互作用：AI 技術を例に
Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

(3) 保全分野における AI 導入に向けた取り組み事例

(3) Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*出町 和之
東京大学

1. はじめに

現在、第3次 AI ブームが話題である。第1次 AI ブームは古く、チェスコンピュータなどゲームプログラムが開発された 1950 年代のブームを指す。このときに人工知能 (Artificial Intelligence: AI) という言葉が誕生した。第2次 AI ブームは、第5世代コンピュータの開発を目指した通商産業省による 1982-1992 年の 570 億円プロジェクトによりもたらされた。第2次ブームでは、脳神経細胞構造を真似たニューラルネットワークや、サポートベクターマシン、ベイズモデルなど様々な手法が開発され、これらは AI の中の一つの実分野として機械学習(Machine Learning)と呼ばれた。第3次 AI ブームは、計算機性能の向上により多層構造化が可能となったニューラルネットワーク、およびネットワーク環境の向上により可能となったビッグデータ利用によって 2006 年頃から始まったものであり、これらは深層学習(Deep Learning)と称される。最近ではこの深層学習のことを AI と呼称とすることも多い。よって本稿でも深層学習の代わりに AI という言葉を使用する。

AI には、人間が自然に行っている学習能力と同様の機能をコンピュータで実現することが期待されており、画像認識、音声認識、自然言語処理、リスク予測などの分野で大成功を収めている。身近な例では、各自動車メーカーが開発している自動運転技術のように、画像認識や音声認識によって通行人、対向車、信号、標識の認知や、先行車発進検知を行うなど、人間と変わらない認識をコンピュータが代理で行う時代になってきた。また、コールセンター・オペレーション業務の AI によるサポートのように、顧客との会話内容を分析して問題解決のための情報を提示することで、顧客の満足度向上に繋がった例や、原子力規制委員会が本年 4 月から電力会社から事前説明を受ける「ヒアリング」での職員とのやり取りを AI によって文字起こししてホームページで公開するなど、AI の進出はますます盛んになる気配を見せている。

2. 保全分野における AI の導入対象

著者の考える AI 応用先となる可能性のある 10 の原子力保全分野を、保全の PDCA サイクルにおける 4 つの過程、計画 (Plan)、監視(Do)、診断(Check)、対応(Action)に分類して表 1 に示す。もちろん、AI 応用先にはこの他にも多くのものがあり得る。

表 1：AI 応用先となる可能性のある 10 の原子力保全分野

計画 (Plan)	監視(Do)	診断(Check)	対応(Action)
① 計画自動作成	③材料損傷	⑦寿命評価	⑨CAP 自動化
② 業務支援	④機器故障予兆	⑧異常診断	⑩SDP 自動化
	⑤作業アドバイス		
	⑥行為監視 (労働安全、核セキュリティ)		

① 計画自動作成

機械学習・AI の最大の特性は、過去の経験・知見を学習してもっとも正解に近い解答を導き出すことである。

原子力保全においても、例えば定期検査で発見された不具合や損傷・劣化のデータと、これを反映させた結果としての次定期検査内容という学習データは、過去の保全経験の記録など豊富に現存する。このように「入力＝保全結果 → 出力＝保全計画」とする学習データを用いて AI を教育することで、過去の経験・知見を反映させた保全計画を、保全結果を入力するだけで自動作成できる可能性がある。東芝エネルギーシステムズでは、サイバー・フィジカル・システム(CPS)と称するシステムを開発し、保全時における電気系アイソレーション計画を作成するなどの実績を上げている [1]。

② 業務支援

原子力発電所の保全では、非常に多くの業務判断が要求される。業務判断とは点検や保全レポートなどのデータを参考に、必要な業務命令書を作成し記述することである。この中には原子力安全のための手続きとして重要なものもあるが、その他の安全に直接影響の無い、すでにルーチンワーク化した業務については自動化しても大きな問題はないと考えられる。よって、①と同様、過去の検や保全レポートとそれに基づく判断事例とを学習データとして AI を教育することで、ルーチンワーク化している一部の業務判断を自動処理に置き換えられる可能性がある。

③ 材料損傷推定

原子力発電所では、安全上重要な機器の配管などにおいて冷却水の漏洩が無いよう、超音波探傷・渦電流探傷などにより配管のき裂・欠陥の有無を定期的に検査している。検査で取得されるデータは膨大な数量に昇り、データから欠陥の有無・欠陥のサイズ・欠陥の形状などの詳細を推定するには逆問題解析が用いられるために、コンピュータを使った長時間の計算時間が必要となる。AI は、学習にはある程度の時間は要するものの、学習後の出力は非常に高速であり、従来の逆解析手法と比して格段に高速なリアルタイム欠陥サイズ推定が可能となっている[2]。日立製作所は原子炉溶接部の超音波探傷信号に AI を適用した欠陥サイズ同定技術を実用化した。[3]。また日本電気(株)は、光学カメラ画像解析によりインフラ構造物の老朽化や劣化を遠隔計測する技術[4]を開発済である。さらに近畿大学・和田義孝教授は、構造材料におけるき裂進展を、AI を用いて予測する手法を開発している[5]。

④ 機器故障予兆検知

原子力発電所の機器・設備は、予防保全・事後保全・状態監視保全の実施により、機器の故障状態が報告されたデータと、その機器が正常状態から故障状態に至るまでの時系列の測定データとが存在している。材料損傷と同様、これらを学習データとして AI が学習することで、測定データを入力すればその機器が故障の予兆を呈しているか否かを判定することが可能となる[6]。これらは予知保全と呼ばれ、製品化しているものには Math Works(株)が提供する故障予測アルゴリズム[7]や Data Robot 社の提供する AI プラットフォームである Data Robot[8]などがある。また、我が国の原子力の現場で導入が進められている予兆監視システムの例として、中国電力(株)と日本電気株式会社(NEC)が共同開発するネットワーク障害対応用エンジン(System Invariant Analysis Technology, SIAT)がある[9,10]。

⑤ 作業工程指示

これは、保全作業員に最適な作業工程を AI が指示するシステムである。作業員は保全作業時にスマートフォンやタブレット端末を携帯し、点検・検査結果のデータや撮影した画像データを、無線 LAN や Bluetooth を通して AI 解析サーバーに入力する。AI 解析サーバーが過去の対応処置データベースから最適の処置を選択し、適切な指示を作業員に伝達すれば、効率の良い保円作業を行うための強力なツールとなるはずである。

その他にも、作業員が端末を通して実施すべき処置などを文章で質問した場合に、AI も文章で回答するという会話形式のサポートシステムが開発されつつある。有名な例としては IBM 社の”IBM Watson“などがある[11]。保全に限らない分野では、いわゆる”チャットボット”技術が複数の企業で開発されており、顧客からの質問に対する企業の回答を AI が自動で行うシステムが、すでに現実の技術になっている[12]。

⑥ 行為監視(労働安全、核セキュリティ)

保全作業現場や廃炉現場では作業員による負傷や被曝の危険性が伴う。そこで、監視カメラ画像で撮影した作業員の動作や作業環境を AI で解析することにより、その動作や環境の危険度を判定・評価し、作業員や監視センター等アラームを発報して注意喚起するシステムを、東京大学・出町研究室では開発中である。出町研では、原子力発電所や核燃料使用施設における内部脅威者など敵対者による妨害破壊行為の検知システムとしても、この技術の応用を目指している[13]。

⑦ 寿命評価

AI による材料損傷評価(③)をさらに進めて、その材料の AI による寿命予測に繋げられる可能性がある。すなわち、出力データにその材料が亀裂などの損傷が発生した時期や内容、入力データにその材料に損傷に至るまでに受けた疲労などの荷重履歴を用いて AI を学習すれば、各材料の荷重履歴を学習済み AI に入力することで、その材料の寿命を予測できる可能性があると考ええる。

⑧ 異常診断

AI による機器故障予兆検知(④)をさらに進めて、その機器の故障モードと故障の程度を AI により自動評価できる可能性がある。すなわち、機器が正常状態から故障状態に至るまでの時系列の測定データを入力データに、故障を解析して得られた故障モードを出力データにして AI を学習することで、④のように故障の予兆を早期の段階で予測するのみならず、その機器がどの故障モードでどの時期に故障に至るのかを、予測することが可能であると考ええる。

⑨ CAP 自動化

業務判断自動化(②)と同様、保全のPDCの結果としての補修・取換・経過観察などの是正措置(是正措置プログラム, Corrective Action Program: CAP)の最適解を、過去のCAPの成功例を学習データとしてAIを学習することで、適切な是正措置を自動で判断できる可能性がある。米国 Palo Verde 発電所ではすでに、年間 20,000 件にも及ぶ保全の Condition Report を、AI によりスクリーニングして分類して担当官のスマホに問い合わせるシステムを構築しており、その分類精度はすでに 90%に達している[14]。

⑩ SDP 自動化

SDP(重要度決定プロセス Significance Determination Process)とは、米国 NRC が原子炉検査プロセス(ROP)における事業者のパフォーマンスを評価するための指標である。SDP は機器・構造物の発見された検査結果等を入力とし、機器・構造物がその状態にあることで原子炉安全に与える影響度を評価するものである。これも、過去の検査結果を入力データ、過去の評価結果を出力データとして AI を学習することで、検査結果を入力としてリアルタイムでパフォーマンス評価結果を求めることが出来ると期待する。

3. 結言

他産業における AI 導入例は言わずもがな、規制にさえも遅れをとっている我が国の原子力産業は、世の中からは AI 後進組として位置付けられている可能性があり、かつ、原子力のどこにどのように AI を導入すれば効果的なのかという明確なビジョンが、まだ我々の中で必ずしも共有されていない。今後は原子力学会などの場でも、その議論が活発化することを望む。また AI は、新しいようで古い技術であり、原子力への倫理上の注意点などは、AI 以外の技術と基本的に同等で問題ない筈である。しかしながら、AI 導入に原子力特有の配慮が必要か否かを事前に議論しておくことは、今後の積極的導入を促すためにも非常に有意義である。本企画セッションでは、ぜひ活発なご議論をお願いしたい。

- [1] 古川智明, “原子力プラントにおけるサイバー・フィジカル・システム実現の取組”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 82-102 (2019)
- [2] 出町和之, 堀智之, “深層学習を用いた E C T 信号からのキズ深さ同定”, 日本保全学会第 16 回学術講演会
- [3] 細谷直樹, “画像処理、AI 活用による原子炉検査の高度化”, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 計算科学技術部会企画セッション「人工知能技術の活用と将来展望」
- [4] 高田巡, “社会インフラの保全を効率化する光学振動解析技術 (AI による社会価値創造特集) -- (NEC が誇る最新の AI 技術)”, NEC technical journal 69(1), pp. 38-41 (2016.9)
- [5] 和田 義孝, 竹安 真己志, “機械学習による疲労き裂進展予測”, 計算力学講演会講演論文集/2017.30 巻 (2017)
- [6] Kazuyuki Demachi and Satoshi Terayama, “Preventive detection of equipment abnormality from condition monitoring signal using machine learning”, Proc. of 27th International Conference of Nuclear Engineering, ICONE27-1476 (2019)
- [7] 井上道雄, “予知保全・故障予測を可能にするデータ活用: 一歩先のメンテナンス”, プラントエンジニア = Plant engineer: 新世代エンジニアのための技術&情報マガジン 50(1), pp. 32-38, (2018.1)
- [8] 坂本康昭, “機械学習を自動化する Data Robot を活用した予知保全”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 169-176 (2019)
- [9] 林司, “ビッグデータを活用した予兆監視システムの開発”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 25-57 (2019)
- [10] 宮野 博義, 池田 浩雄, 大網 亮磨, “セキュリティ 混雑環境での異常を検知する群衆行動解析技術”, 画像ラボ 25(10), pp. 17-21 (2014)
- [11] “IBM Watson”, <https://www.ibm.com/watson/jp-ja/>
- [12] “対話型自動応答 AI サービス CAIWA”, <https://www.hitachi-systems.com/sp/caiwa/>
- [13] 出町和之, 陳実, “監視カメラ動画の深層学習を用いた手元動作識別手法の開発”, 日本原子力学会 2019 春の年会
- [14] 渡邊邦道, “米国 CAP 活動と AI の活用”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 58-81 (2019)

*Kazuyuki Demachi

The University of Tokyo

(Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O)

[2O_PL04] Panel Discussion

倫理的議論からの洞察をより深く反映した原子力技術とは、もしそれが可能であるとすれば、どのような姿たりえるだろうか。それを方向付けるための技術と倫理との相互作用は、どのように為されるべきだろうか。近年発展の著しい人工知能（AI）分野では、学協会や産業界が倫理専門家を巻き込んで議論を重ね、独自の倫理原則や行動指針等を策定し、技術の目指すべき方向性を見定めようとする動きが盛んにみられる。本セッションでは、AI分野における技術と倫理の相互作用の経験を踏まえつつ、今後の原子力技術をめぐる技術専門家や実務者と倫理専門家との協働のあり方、職能団体や学協会における倫理委員会の役割等について議論を深めたい。

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Common Education Bldg. 1F C13)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant
decommissioning

*Syunichi Onitsuka¹ (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station

*Hajime Asama¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto¹ (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the
Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano¹ (1. Hosei Univ.)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

* 鬼束 俊一¹¹ 東京電力ホールディング株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後 30～40 年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版 2011 年 12 月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに 4 回改訂がなされ、最新の第 4 回改訂版は、2017 年 9 月 26 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

- ① 安全確保の最優先・リスク低減の姿勢を重視
- ② 廃炉全体作業の最適化
- ③ 地域・社会とのコミュニケーションを重視・一層の強化

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の 3 つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の 62 核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等の設備により、汚染水（RO 濃縮塩水）の浄化を進め、2015 年 5 月 27 日には、RO 濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、敷地境界での追加的な実効線量を 1mSv/年未満に維持している。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で 2014 年 5 月 21 日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを 2015 年 9 月 3 日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月 14 日より排水を開始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるように、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の 2 系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化に加え、大雨時に一時的に雨水流入する箇所の流入防止対策を行っている。

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の 94%が完了しており、今後は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施する予定である。

1～4号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約1,500m）については、2016年3月31日から海側の全面閉合を開始、同年10月に凍結を完了した。山側については、2016年6月から段階的に閉合を開始し、2018年9月には全ての凍結が完了した。現在は凍土の過度な成長を抑制するための維持管理運転に移行している。

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015年度）の490m³/日に対して、陸側遮水壁閉合後（2018年度）は170m³/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位/建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1号タービン建屋については、2017年3月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、1・2号機連通部の切り離し、3・4号機連通部の切り離しを経て、2020年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013年11月18日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始した後、順調に作業を進め、2014年12月22日に全ての燃料取り出しを完了した。

1号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015年7月から10月に屋根カバーの撤去、2016年9月から11月に壁パネル撤去、2017年3月から5月に柱・梁の取り外しを完了し、2017年12月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。現在、北側のガレキ撤去を進めるとともに、南側にある使用済み燃料プールを保護するための準備作業を進めている。また、2019年7月からウェルプラグ調査を実施している。

2号機は、2015年9月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年11月、早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減、作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。その後、2018年11月～2019年2月に実施したオペレーティングフロア内調査（建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用）では、2012年と比べて放射線量が低減していることを確認したことから、ダスト飛散防止や被ばく低減、雨水の建屋流入抑制を図るため、上部建屋を解体しない方法についても検討を実施している。

3号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015年11月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016年12月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017年1月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018年2月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019年4月15日より燃料取り出し作業を開始、約2年後の燃料取り出し完了に向けて、引き続き安

全最優先で作業を進めていく。

5. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られたこと、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

(1) 原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1号機格納容器内の調査は、2012年10月、2015年4月、2017年3月に実施した。2015年4月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内1階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017年3月の調査では、地下1階面のペDESTAL外側の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けたアクセスルートを構築中である。

2号機については、2012年1月、2012年3月、2013年8月、2017年1～2月、2018年1月、2019年2月に調査を実施した。2018年1月の調査では、ペDESTAL内ブラットホーム下の調査を実施し、取得した画像の分析をした結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がペDESTAL底部に堆積している状況を確認した。また、堆積物の状況から、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定している。2019年2月の調査では、ペDESTAL底部の6箇所では堆積物に初めて接触することができ、そのうち5箇所では小石状の堆積物が動くことを確認した。さらに、前回の調査よりも堆積物に接近した状態で、映像・線量・温度データを取得することができた。

3号機については、2015年10～12月、2017年7月に実施した。2017年7月の調査では、水中を遊泳するロボット(ROV)により、原子炉格納容器内ペDESTAL内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷やCRDハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペDESTAL内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、ブラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1号機～3号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン(素粒子の一種)を用いた測定を行っている。

1号機は、2015年2月～5月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2号機は、2016年3月～7月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3号機は、2017年5月から測定を行い、7月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するた

めの設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第 3 次改訂 2019 年 6 月）。

発生する廃棄物は、既施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等および 2020 年度に運用開始する予定の増設雑固体廃棄物焼却設備、2022 年度に運用開始する予定の減容処理設備により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

* Syunichi Onitsuka¹

¹ Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術

(2) Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*浅間 一¹¹ 東京大学

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故からすでに8年が経過した。事故直後における緊急対応や、その後の廃止措置において、高放射線環境下での様々な調査や作業が必要となる中、人が行うことが困難・不可能・危険な環境が多々存在するため、遠隔技術の活用が必須となっている。1Fの事故直後は、事故現場の情報収集、原子炉の冷却、冷温停止が緊急のミッションであった。その後、汚染物質の封じ込め、システムの再構築、余震対策などの取り組みも行われている。現在では、廃炉に向け、使用済み燃料プールからの燃料の取り出し、さらには燃料デブリ（溶融し、冷えて固まった原子力燃料）の取り出しへと移行している。

これまでに50種類以上の遠隔技術が現場に投入され、調査・計測（状況調査、空間線量・線量分布計測、3次元データ取得など）、瓦礫除去（敷地内瓦礫除去、オペレーションフロア瓦礫除去、建屋内瓦礫除去、使用済み燃料プール内瓦礫除去など）、サンプリング（ダスト、汚染水、コンクリートコア）については順調に達成できている一方で、除染、止水などへの貢献はまだ限定的である。また、燃料デブリのサンプリングや除去なども、今後の課題として残されている。

今後、1Fの廃炉には長期の時間を要することから、世代を超えた取り組み、そのための人材育成も極めて重要である。分野を超えた学際的な知識を有し、ソリューションを導出できるような人材の育成が求められる。また、原子力施設の事故後の廃炉やクリーンアップなどの課題を抱えているのは日本でだけではない。原子力施設の事故は滅多に起こるものではないが、米国、英国をはじめ、同様な課題を抱え、様々な取り組みを行っている国も多く、それぞれが独自の技術や知見を有している、これらの国とも連携することで、国内外の希少な英知を結集し、今後の研究開発と人材育成を行いながら、廃炉に立ち向かうことが重要である。

* Hajime Asama¹¹ The University of Tokyo

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(3) 英知事業・国際協力の取り組み

(3) Decommissioning Project and International Collaboration

* 岡本孝司¹²

¹ 日本原子力研究開発機構, ² 東京大学

1. はじめに

日本原子力研究開発機構、廃炉国際共同研究センター(CLADS)は、福島第一原子力発電所の廃炉を目的とした基礎・基盤研究を推進する活動を進めている。大量に存在する核燃料物質や放射性物質の閉じ込めを確実に確保しつつ、核燃料物質及び放射性物質を安全に管理するとともに、最終的に処理処分を行うためには、極めて高度な科学技術を駆使していくことが必要となる。既存の技術だけではなく、全く新しい概念に基づく技術開発が必須であり、日本国内だけではなく世界中の英知を結集して、廃炉を進める必要がある。CLADSは、国内および世界の研究開発のハブとして、廃炉研究を進めてきている。

2. 基礎・基盤研究マップ

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めて幅広い課題が山積している。NDFによる戦略が公開され、これらの戦略に基づいて廃炉が進められていくが、この戦略の背後にある、さまざまなニーズを解決していくことが求められる。一方で、研究開発を進める大学や研究機関が保持している、先端的な技術、シーズを廃炉にどのように適用していくかは、戦略の背後にあるニーズを的確にとらえなくてはならない。現在、さまざまな研究開発が進められているが、このニーズとシーズのマッチングが効果的に進められているとは必ずしもいいがたい。このため、CLADSにおいては、どのようなニーズが存在しており、現在どのような研究が進められているか、もしくはどのような研究が必要かを俯瞰的に示すため、廃炉基礎・基盤研究に関する技術マップを作成している。図1に全体図を示すが、詳細版については、ホームページを参照されたい。

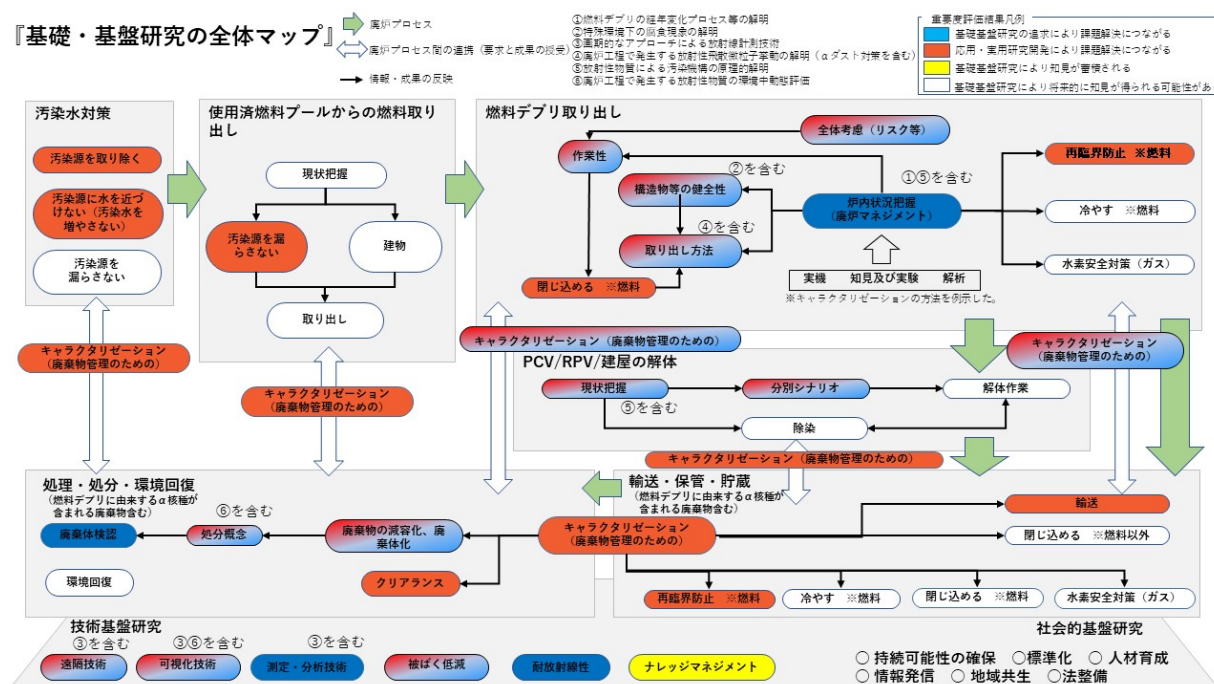


図 1 基礎・基盤研究の全体マップ (2019 年版) https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html

本マップを用いることで、廃炉に関する研究ニーズの全体像を俯瞰するとともに、基盤研究として必要な研究を推進していくことができる。なお、重要度分類においては、これらのニーズの中で、基礎基盤研究として推進すべき研究について、評価を行い青地もしくは赤地で示している。青地の方がより基盤研究として推進すべき研究であり、赤地は基盤というよりは応用研究に近いテーマであり、東京電力や IRID などにより推進されるべき研究となる。なお、領域によっては、青地と赤地の両方のテーマを含むものもある。また、黄地は、基盤的な研究であるが、少し時間をかけて進めていくべき研究となる。白地は既にある程度技術開発が進められているものも含まれている。技術的な研究開発項目以外にも、社会的に必要となる視点についても記述をしているが、重要度分類については実施していない。

本マップは 2019 年版と記載されているように、継続的に改善を進めていく。本マップに終わりではなく、新知見を踏まえて評価を進めるだけではなく、マップとしても、よりよいものに改善を進めることが必要である。

3. 英知事業・国際協力

2018 年度より、文部科学省が実施してきた英知事業を、日本原子力研究開発機構が引き継ぎ、CLADS が公募を実施することとなった。これは、廃炉に関する基盤研究を CLADS がハブとして推進する方針とも、方向性を一にしている。CLADS が引き継いだ英知事業では、今年度から、前述の基礎・基盤研究マップに記載されているニーズに対して、基盤的な研究を提案いただくこととしている。公募研究も、廃炉のニーズに直結した、課題解決型研究を中心として構築している。このほかには、廃炉を含む原子力学の基盤を推進するための共通基盤研究と、日英・日露などの二国間共同研究である国際共同研究、さらには、CLADS と大学等との連携ラボを構築して研究者育成を推進する研究者育成研究の 4 種類がある。共通基盤研究以外については、いずれも、上記の基礎・基盤研究マップとのリンク、つまり廃炉ニーズが重要視される。

将来的には、国内で実施している廃炉研究についても、基礎・基盤研究は本マップをベースとして再構築することも視野に入れている。大学の役割と JAEA 等研究機関の役割をしっかりと認識したうえで、連携を強化し、日本国全体の廃炉研究を構築していくことが必要である。

なお、日本国内では困難な研究や、海外が進んでいる研究分野については、国際協力が必須である。英知事業においても、日英・日露の国際共同研究を公募しているが、CLADS としての国際共同研究も幅広く推進している。特に核燃料を扱う研究は、JAEA においても研究が進められているが、JAEA では実施が困難な核燃料に関する研究は、フランス CEA などとの協力によって推進する必要もある。また、OECD/NEA や IAEA といった国際組織における、多国間研究プロジェクトについても、海外の知見を廃炉に取り込む視点が重要となる。

国内外の研究を俯瞰し、より重要性の高い研究に研究資源を配分していくことが、これからの廃炉研究において重要であると考えている。

4. おわりに

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めてチャレンジングな研究領域である。

先日、ハヤブサ 2 がリュウグウに着陸してサンプル採取に成功した。福島第一原子力発電所の燃料デブリのサンプルは、ハヤブサ 2 のサンプル採取よりも、より困難である。さらに、福島第一原子力発電所で今後実施すべき作業は、リュウグウ全体を分割して地球に持って帰る位のプロジェクトになる。ハヤブサ 2 よりもさらに困難な事業を進めようとしている。日本はハヤブサ 2 の技術を持っている。日本、そして世界の英知を結集して、安全に燃料デブリの回収、処分を進めていく必要がある。

今後とも、基礎・基盤研究マップをより充実させ、英知事業、国際協力を含めて、国内外の廃炉研究を推進していきたい。

* Koji Okamoto¹²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²The University of Tokyo

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(4) 廃炉検討委員会の取り組み

(4) Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*宮野 廣¹¹ 廃炉委委員長, 法政大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うため、平成 26 年度に廃炉検討委員会が設置された。

5 年目となった平成 30 年度は、個別検討課題に取り組む分科会の活動は下記の通り進展した。

- ・リスク評価分科会は 3 号機使用済み燃料取り出しを例に廃炉作業のリスク評価手法を検討した成果報告書を取りまとめ活動を終了。廃炉作業のリスク評価については、NDF からの依頼もあり、新たに燃料デブリ取り出しのリスク評価結果のレビューを行なう「廃炉リスク評価分科会分科会」を平成 30 年 8 月に設け、活動を進めた。
- ・「建屋の構造性能検討分科会」は 3 号機原子炉建屋の耐震性を評価した中間報告書を取りまとめ、発刊した。
- ・「ロボット分科会」は廃炉に貢献できるロボット技術開発のあり方を検討した中間報告書を取りまとめた。
- ・「廃棄物検討分科会」は廃棄物処分の最終的なプラント・サイトの状況（フューチャープラン：「エンドステート」に変えての呼称）を見据えた検討を進めた。

廃炉委の情報発信、コミュニケーションのための活動が拡がり、学会内では秋の大会、春の年会、春の一般向けシンポジウムにおいて活動報告を行うとともに、新たな取り組みとして、JAEA の協力を得て、日本機械学会の動エネ部門およびロボメカ部門と連携して本年 5 月に J ビレッジにおいて、第 1 回の廃炉国際シンポジウム FDR2019（International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research）を開催した。また、福島第一での廃炉作業が本格化する中で、支援を強化していかなければならない。廃炉委では、新たな検討グループを設定して、さらなる活動の展開を図っていく。

2. 廃炉委の活動

2-1. 廃炉委員会の体制

「廃炉リスク評価分科会」を新たに設け、図 1（次頁に掲載）の体制で検討を進めている。

2-2. 情報発信・コミュニケーション

秋の大会、春の年会に加え、原子力学会を軸に 2016 年 5 月に設立された「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会(ANFURD)」を情報発信・コミュニケーションの場として活用している。なお、

- ・秋の大会では 福島第一の廃炉に関連する各組織の研究成果報告と意見交換
 - ・春の年会では 廃炉委の活動状況・成果報告および検討の方向性に関する議論
- を主に行うこととしている。

廃炉委としての社会への発信は、毎年春にシンポジウムを開催して、その時の最もホットな話題を取り上げ、議論している。

1) 秋の大会、春の年会

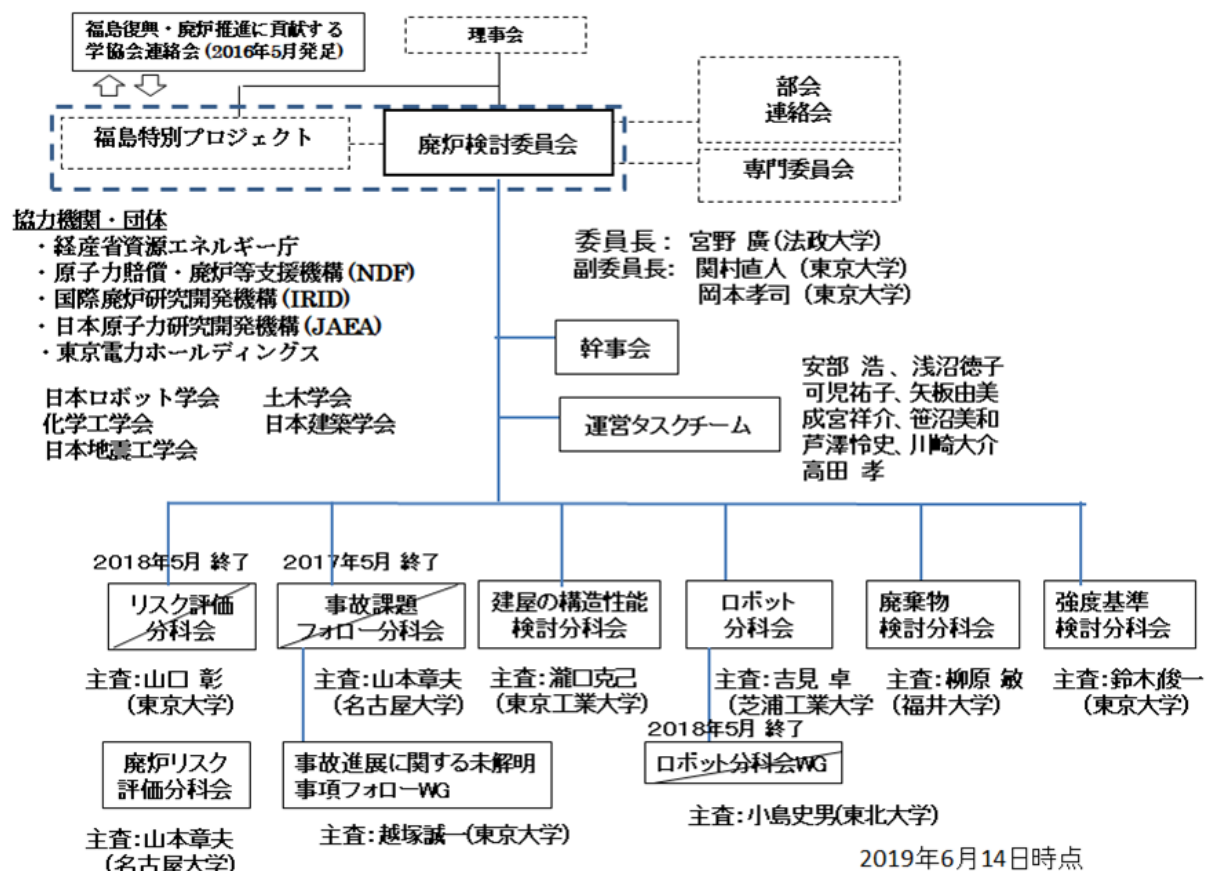
- ・秋の大会中の 2018 年 9 月 7 日午後、廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現状および活動報告－」を実施した。

- ・春の年会中の2018年3月28日午後、廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－廃炉に向けた技術開発の現状－」を実施した。

図1 廃炉検討委員会の体制



2) 春のシンポジウム

福島第一事故後ほぼ8年が経過した3月9日に、機械振興会館にて、一般向けのシンポジウムを以下の内容で開催した。

テーマ: 「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉-第4回: 確実な廃炉のために今すべきこと-」

講演1: 事故炉の廃炉の全工程とホールドポイント (宮野 廣 委員長・法政大)

講演2: 事故炉の安全確保と管理目標 (山本章夫 WS主査・名大)

講演3: 廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い (柳原 敏 WS主査・福井大)

講演4: 自然現象に対する事故炉の安全性評価 (糸井達哉 WS主査・東大)

講演5: 新技術への挑戦－国の補助事業による研究開発 (松本昌昭 廃炉・汚染水対策事業事務局・MRI)

講演6: 国際協力への提案 (岡本孝司 JAEA/CLADS 長・東大)

(結果) 約120名の参加を得て活発な議論が行われた。現状のロードマップは不十分であり、十分な議論ができていない。原子力学会はこの充実に協力し、確実に廃炉を進めていくため貢献していく。

3) 部会、連絡会等との連携

本年度は廃炉委にて、燃料デブリ専門委員会および福島第一廃炉に関連する部会等のうち「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会から、活動状況を説明いただき、意見交換を行った。

4) 福島第一原子力発電所の廃炉に係る国際研究者会議

「International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research FDR2019: May24-26, 2019, J-Village, Naraha, Fukushima, JAPAN

(概要)

40年にも及ぶとされる東京電力福島第一原子力発電所の廃炉について、国内外の技術者や研究者が最新の研究成果などを報告する国際会議を福島のJヴィレッジで開催した。委員長に日本機械学会(JSME)のロボ・メカ部門から高橋隆行教授(福島大)、副委員長にはJSMEの動エネ部門から岡本孝司教授(東大)、日本原子力学会(AESJ)からは廃炉委委員長の宮野廣客員教授(法政大)以下、日本原子力研究開発機構(JAEA)をはじめとする関係機関、学会から多くのボランティアによる支援を受け運営された。

この会議は、日本機械学会(JSME)と日本原子力学会(AESJ)が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、各国の技術者や研究者など180人余りが参加した。特に海外からの論文の投稿も多く(40%超)、各会場で常時50人程度が参加する有意義なものとなった。

会議の冒頭のプレナリーで、NDF(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)の山名理事長から、福島第一原発の廃炉の現状を説明し、世界中の研究成果と技術の結集が重要であるが訴えられ、資源エネルギー庁の新川審議官からは、福島第一の廃炉は福島の復興につながるものでなければならないと訴えられた。

三日間の会議では、遠隔操作の技術や廃棄物管理、過酷事故解析の高度化、デブリの特性、放射線計測など5つの分野に分かれて発表と議論がなされた。合計104件の論文が発表され、熱心な議論が行われた。廃炉の現状は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」などが共有された。

国内外多くの専門家が結集した国際会議であり、意見交換は、発表の場だけではなくバンケットの場や引き続き親睦会で熱く行われ、今後の人のつながりを介した技術のつながりが期待される。

(3) ワークショップ開催

廃炉委として、全体をカバーする課題について、特に自由に意見交換、議論する場として、「廃炉委ワークショップ」を始めた。毎回、多くの外部団体の方、専門家の参加を得て、下記のテーマで活発な議論を行った。

- ・第1回テーマ：廃炉のロードマップ
- ・第2回テーマ：廃炉の安全に関わる管理目標とは
- ・第3回、5回テーマ：廃炉の“廃棄物の取り扱い”について
- ・第4回テーマ：事故炉廃炉における放射性物質/放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方について
- ・第6回テーマ：事故炉廃炉における自然事象(外的事象)に対する備えを議論する上での前提条件
- ・第7回テーマ：宇宙・衛星の信頼性技術と事故炉廃炉向けロボットへの展開

各会約20人の参加で議論を進めている。報告は、それぞれのテーマの報告書に反映するとともに、国、NDF、東電に情報を提供する。

2-3. 今後の活動

今後の活動の概要を以下に示す。

(1) 廃炉委の活動

○福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。

○2021年の10年目に向けた”廃炉委“の提言のフォローの活動を始める。

- (例) ・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析
- ・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

○課題解決型のWSの開催を継続する。

(例) トリチウム水への対応、風評被害、計量管理、弁別の考え方、クリアランスの評価法など

「風評被害」への対応は、最大の課題となりつつある。学会としてどのように対応すべきか、議論を進

め、社会に発信していかなければならない。

(2) 分科会の活動

- ・「廃炉リスク評価分科会」・・・リスク評価法の確立
- ・「建屋の構造性能検討分科会」・・・廃炉の構造評価法の提案(構造劣化の問題)
- ・「ロボット分科会」・・・炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
- ・「廃棄物検討分科会」・・・“目指す姿”(フューチャープラン)の提言
- ・「強度基準検討分科会」を新設し、事故炉の強度基準の検討

(3) 国際会議

JASMiRT(国際原子力構造工学会議)と連携して8月にSMiRT25(米シャーロット)で廃炉国際セッションを共催する。SMiRT27(2023年開催)の日本開催を予定している。

8月開催のNDF第4回福島第一廃炉国際フォーラムに協力する。

(4) 廃炉委のシンポジウム、セッション等

学会の年会、秋の大会、廃炉委企画セッションを計画・実施する。

毎年開催の春のシンポジウムでは(2020年3月)、特に一般向け廃炉シンポジウムについて

「市民目線」の内容で計画・実施する。

(5) ワークショップの開催

福島の廃炉への取り組みを、今後の原子力発電の安全確保にどのように生かしていくべきなのか。その視点での議論が抜けている。

- ・福島第一の事故の反省の再考。
- ・安全確保への本質的な議論と実行に生かす。
- ・行き過ぎの審査基準の問題への適切な助言

例： 厳しすぎる竜巻の風速

津波高さの一律適用と最大予想値を基準とすることの問題

- ・「新知見」の問題への対応として、何を「新知見」とするのか、十分に検証されたものを「新知見」とすべきなのか、規格基準への取り込みを論文ベースか、査読論文ベースか

等を検討する。

3. おわりに

福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。学术界の支援へのニーズは高い。各組織での活動、連携、さらに廃炉委でのワークショップでの議論を踏まえて、実効的な支援につなげて行きたい。

*Hiroshi Miyano¹

¹Chair of 1F Decommissioning Committee AESJ, Hosei Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Health Physics and Environment Science

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science

Exploration of new interdisciplinary collaboration

Chair: Imoto Takeshi (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bldg. 1F D12)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

*Satoshi Yoshida¹ (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

*Yasuhiro Uezu¹ (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 - 新たな学術連携の模索 -

A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

量研（QST）の放射線影響・被ばく医療研究

- 機構誕生から3年目の再改革（QST ver.2）を経て目指すもの -

Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

- Based on reorganization (QST ver.2) after three years from establishment -

*吉田 聡¹

¹ 量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

量子科学技術研究開発機構（量研／QST）は、2016年4月1日に、放射線医学総合研究所（放医研）と日本原子力研究開発機構（原子力機構）の一部（量子ビーム部門と核融合部門）が統合することによって誕生し、その後の3年間に様々な改革と新たな取り組みを実施してきた。そして、2019年4月1日に改めて内部の組織改革を行い、QST ver.2として次の一步を踏み出した。これにより、放射線影響や被ばく医療に関する研究や緊急時対応のための体制も大きく変わった。ここでは、量研（QST）における組織改革とその狙いを中心に紹介することで、今後の保健物理・環境科学研究の方向性を議論するための一助としたい。

2. 量研の誕生から3年間の取り組み

量研の誕生にあたり、分野の異なる組織の統合であることを考慮して、元の組織を活かしつつ3つの研究部門とし、全体をカバーする傘となる本部組織を作ることによって機構としての機能を発揮させることにした。研究部門の1つは、従来の放医研であり、その名称を変えずにそのまま部門の位置付けとした。放射線影響や被ばく医療に関する研究もそのまま引き継いだ。その他は量子ビーム科学研究部門と核融合エネルギー研究開発部門である。

放医研は5年間の中期計画が終了したところであったため、統合に合わせて内部の組織を改変した。すなわち、放医研病院をはじめとして臨床研究に直接関わる研究部を臨床研究クラスタとして1つにまとめ、そのほかの研究部を並列した。多くの研究部に階層をつけなかったのは、フラットな構造にすることで専門性を活かした機動的な連携と人材育成が可能になることを期待したためである。例えば、計測・線量評価部は、ここに足場を置きながら、放射線治療から緊急被ばく、そして福島の実民までの線量評価を幅広くカバーした。

一方で、フラットな組織構造は、研究プロジェクトや事業の実施体制がわかりにくくなる傾向があり、例えば、緊急被ばく体制については外から窓口が見えにくいという指摘を受けることがあった。

3. 新たな組織改革

設立から2年を迎えた量研では、それまでの業務運営の課題等を洗い出した上で、研究成果を最大化するための組織改革についての検討を開始した。そして、「QST 未来戦略検討委員会」とそのワーキンググループによる1年間の議論を経て、2019年4月に新たな体制（QST ver.2）をスタートした。目玉の一つは、量研が主導して新たな学問分野の確立を目指す「量子生命科学」について、3研究部門から独立した組織（領域）を新設したことである。そして、最大のポイントが放医研の改革である。

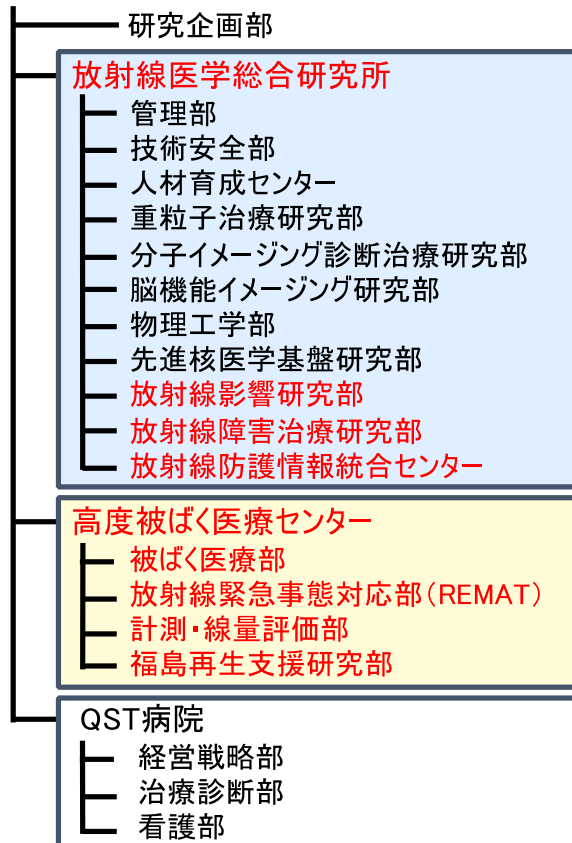
3-1. 量子医学・医療部門の設立

これまで主として放医研が担ってきた研究と事業をより強力に進めるために「量子医学・医療部門」を新設した。そして、この部門の下に「放医研」「高度被ばく医療センター」「QST 病院」の3つを並列に設置した。これには、放射線被ばく医療と病院を独立させて独自性を持った最適なマネジメントを行うとともに、外部からその活動を見やすくする狙いがある。

3-2. 放射線医学総合研究所（放医研）

放射線被ばく医療と病院の機能が分離された放医研はより研究開発に特化したものとなった。保健物理・環境科学研究に関連する組織としては、「放射線影響研究部」が放射線影響に関する基礎研究を、「放射線障害治療研究部」が放射線事故や放射線治療に伴う正常組織障害の治療及びリスクの低減化に関する先端的な研究を行う。また、「放射線防護情報統合センター」は放射線防護に関する科学的知見の収集及び活用並びにリスク評価や医療被ばく評価研究を行うとともに、収集した国内のデータを整理・解析し、国際原子力機関（IAEA）などの国際機関等へ情報提供する役割も担う。

《量子医学・医療部門》



図：新設された量子医学・医療部門の組織
(赤字：保健物理・環境科学研究に関連する組織)

3-3. 高度被ばく医療センター

東電福島第一原発事故の後の2015年に、原子力規制委員会は被ばく医療体制を抜本的に見直し、高度被ばく医療支援センター5ヶ所と原子力災害医療・総合支援センター4ヶ所を指定した。それ以来、量研（統合前は放医研）は高度被ばく医療支援センターとしての役割を果たしてきた。そしてさらに、指定後3年が経過した状況等を踏まえ、原子力規制委員会は2019年4月付で制度改革を実施し、両支援センターの役割を強化するとともに、量研を基幹高度被ばく医療支援センターと位置付けて、全体をリードする役割を明確に付すこととした。

この国の拠点として我が国の被ばく医療を牽引する大きな役割を果たすため、量研に新設された組織が「高度被ばく医療センター」である。センターは4つの部から構成される。すなわち、被ばく患者の治療のための「被ばく医療部」、災害時に量研の外に専門家を派遣するための「放射線緊急事態対応部（REMAT）」、放射線・放射能の計測と線量評価のための「計測・線量評価部」、そして被災地再生支援に向けた放射線の人や環境への影響に関する調査研究のための「福島再生支援研究部」である。また、センター内に運営企画室が設置されており、基幹高度被ばく医療支援センターの事務局もここが担う。

これらの組織によって基幹高度被ばく医療支援センターの役割に加えて、原子力規制委員会の技術支援機関及び国の指定公共機関としての役割も果たしていく。

基幹高度被ばく医療支援センターとして、これまでと最も異なるのは、他の4センター（弘前大、福島県立医大、広島大、長崎大）と連携しつつ、これらを取りまとめてリードする役割を持つことである。従って、センター間での協定締結や連絡会議開催を主導するとともに、原子力規制委員会と連携して、他センターを含めた基礎から高度専門レベルまでの研修の体系化と効果的な人材育成を進めるための人材データベースの

管理・運用などを実施する。

被ばく医療に必須で量研がリードすべき事項の一つが被ばく線量評価である。とりわけ、核燃料物質による内部被ばく線量評価とそのためのバイオアッセイについては、高度被ばく医療支援センターの中では唯一緊急被ばく時の実働経験を有する。2017年6月に発生した原子力機構大洗研究開発センターでのプルトニウムによる内部被ばく事故の際には、5人の患者に対して排泄物を用いたバイオアッセイを実施し、我が国では初めてキレート剤であるDTPA(ジエチレントリアミン5酢酸)を用いた治療を行った。バイオアッセイを含めた線量評価については、新施設を建設中であり、線量評価手法の高度化を進めるとともに研修にも利用する予定である。

「福島再生支援研究部」は、東電福島第一原発事故の後に放医研が行ってきた福島復興再生支援に向けた包括的な調査・研究を他機関とも連携して行うものである。特に放射性物質の環境中の動態とそれによる人や生態系への影響などについては、福島県立医科大学内に設置した福島研究分室を活用した調査・研究を実施している。東電福島第一原発事故に関連した多くの事業では、事故後10年を見据えて終了や見直しをむかえており、量研の事業についても今後の長期的な観点での議論が必要となっている。

4. おわりに

東電福島第一原発事故から10年が経過しようとしている状況の中、量研自身の研究や事業の内容も大きな転換期を迎えている。2019年4月の組織改革(QST ver.2)を基盤に、今後は関連機関との連携をより強めつつ、社会から求められる国立研究開発法人としての役割をより強く意識した研究開発と事業を進めることとなる。

*Satoshi Yoshida¹

¹National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 - 新たな学術連携の模索 -

A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割

-福島事故を経験して-

The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science
-Based on experiences of the Fukushima accident-

*植頭康裕¹

¹ 日本原子力研究開発機構 福島研究開発拠点

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力機構は日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合し、2005年10月に日本で唯一の原子力に関する総合的研究開発機関として発足した。2015年4月、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称が変更された。

その後、2016年4月、量子ビーム部門の一部及び核融合研究部門が、国立研究開発法人放射線医学総合研究所と統合し、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構が発足した。

この間に2011年3月11日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所の事故対応を行うべく、同日に理事長名で対策本部が設置され、2011年5月には福島支援本部が設置され、保健物理分野においては、環境モニタリング（遠隔モニタリング技術開発を含む）、住民の被ばく線量評価、リスクコミュニケーション（国際放射線防護委員会以下、「ICRP」と共同で開催しているダイアログを含む）、国、自治体への協力等を行ってきた。

今般、「保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割」というタイトルで企画セッションにおける講演をする機会を得たこともあり、東京電力福島原子力発電所の事故の経験を踏まえ、国立研究開発法人として求められている姿について報告する。

2. 原子力機構の現状

2-1. 東京電力福島第一原子力発電所事故対応

2011年3月11日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所における事故が発生し、放射性ヨウ素や放射性セシウム等が環境中に放出された。原子力機構は国の指定公共機関として、茨城県ひたちなか市にあるNEAT（原子力緊急時支援研修センター）を窓口し、モニタリング要員の派遣等を行ってきた。5月には福島支援本部を設置することにより、機構の業務として事故の終息に向けた取り組みを本格化した。

同年7月から放医研とともに県民健康管理調査のうちの内部被ばく評価方法を策定し、先行調査を経て本格調査に入った。2012年2月1日には、吸入による急性摂取シナリオから飲食物の取り込みによる日常的摂取にシナリオを変更して、対応に当たってきた。現在においては、約340,000人の県民の方々が受診された（そのうち、機構では93,000人を測定・評価）。

福島県、とりわけ阿武隈山地は1,000メートル級の山々が南北に連なっており、環境放射線モニタリングについては、サーベイメータを持って測定する従来の方法が困難を極めた。そのため、ヘリコプターや無人ヘリコプター等を用いた遠隔環境モニタリングを開発し、それらを用いた線量を地図上に落とし込み線量マップを作成してきた。

2018年からはICRPとともにダイアログミーティングを開催している。本ダイアログミーティングでは、

この事故からの教訓をどのように残していくべきなのか、県民の方々や見学の方々に事故がどのように伝わり、それがどのような意味を有しているかを紐解くきっかけにしたいと思っている。

事故後、もうすぐ 10 年が経過しようとしているが、復興予算の終了とともに、福島におけるこれらの活動についても、オフサイト研究からオンサイト（廃炉）へ、また、オフサイト研究から軽水炉への応用へと軸足を変えることを検討する時期に差し掛かっていると言えよう。

2-2. 大洗燃研棟における汚染事故、プルトニウム第二開発室における汚染への対応

2017年6月6日11時15分頃、大洗研究開発センター（現、大洗研究所）燃料研究棟108号室のフードにおいて、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検等作業中、貯蔵容器内にある核燃料物質が入った容器を封入した樹脂製の袋が破裂した。

作業員5名のうち4名に皮膚汚染を、うち3名から鼻腔内の汚染を確認した。作業員3名が補助線量計であるポケット線量計を装着しており、その読み取り値は2 μSv （作業員B）、3 μSv （作業員D）、60 μSv （作業員E）であった。除染、身体サーベイ後、作業員5名を核燃料サイクル工学研究所へ搬送し、肺モニタ測定、キレート剤投与を行った。6月7日、作業員5名を量研 放医研に搬送し、肺モニタ測定等を含む医療処置を受けさせた。

上記の事故を踏まえ、機構内のすべての施設の運転を取りやめ、保有する核燃料物質等の保管状況を確認した。また、「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」等の策定、全拠点を対象に水平展開として、原子力施設のうち、放射性物質等で汚染された物のバッグイン、バッグアウト作業を行う施設での再発防止、各拠点における是正措置プログラム（CAP）の導入等が求められた。

2019年1月30日、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室粉末調整室（A-103）において、核燃料物質を収納している金属製の貯蔵容器2本（アルミニウム製の物とステンレス鋼製のもの（以下「ステンレス缶」という。））をそれぞれ二重に梱包している樹脂製の袋の交換作業中にステンレス缶を梱包している二重目の樹脂製の袋表面等から汚染が検出され、設置された α 線用空気モニタ警報が吹鳴した。

上記の事故を踏まえ、全拠点を対象に水平展開として、プルトニウムを貯蔵する容器であって容器の外側を樹脂製の袋で梱包した状態で保管されているものの内容物等の調査、容器の外側が汚染したことに対する対策、一重目の袋の梱包物に穴が開いていたことに対する対策、汚染を拡大させたことに対する対策、事例研究、作業手順書等の見直し改善、緊急時対応の機能向上のための訓練、「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」等の見直し、作業責任者認定制度の「制定」又は「見直し」、職員による現場巡視のルール化が求められた。

3. 国立研究開発法人として今後の役割

原子力機構は、東京電力福島第一原子力発電所の事故への対応において、環境回復を含むオフサイト研究から廃炉に係るオンサイトへの転換期を迎えており、これまでの事故時のファーストレスポンスとしての対応からの脱却が求められるとともに、環境放射能の研究として、継続してデータを取得する必要があるもの及び今回の事故の教訓を含めたポストアクシデントへの対応として実施が必要な研究を選択していく必要がある。

また、国の政策判断に資するデータの取得が重要なミッションのひとつに挙げられることから、国立研究開発法人としての国や国民からの負託に応えられるよう、先を見据えた目標に向かい、常に研究開発を計画通りに着実に実施していく必要がある。

現在、原子力機構では、「構造改革」という名のもとに「機構の位置づけの明確化」、「研究の質の向上、イノベーション」、「出口戦略」等、大小様々な問題点を抽出し、それぞれにアクションプランを作成して、対応を図っているところである。これまで原子力機構は国の政策を見据え、それに必要な研究を実施してきた側面があるが、これからは 20 年先、30 年先を見据え、自らが国策をリードするような「目玉となるプロジェクト」を打ち出す必要があり、このような観点での検討も今後進むこととなる。

加えて、機構は、災害対策基本法、武力攻撃事態対処法に基づく指定公共機関である。そのため、東京電

力福島第一原子力発電所の事故のような大規模原子力災害時には国の指定公共機関として、情報提供、環境モニタリング、線量評価、事故収束等の専門家や特殊車両の派遣及び防護活動を行うこととなっており、原子力機構の規模（専門家の質や量、特殊車両、装備）が期待されている。そのため、原子力機構は国内外の情勢をしっかりと把握し、国際的な危機管理の状況、国内の法体系と国、自治体が求められている緊急時の対応、そして、消防、自衛隊、警察等との連携、そして、国内の原子力災害に備えた実効性のある訓練も求められているところである。

しかし、原子力機構は、核燃料物質を取り扱う施設を有することから、自らの研究所において、ひとたび法令報告規模の汚染事故等を引き起こすと、一切の管理区域内の作業を中断し、全拠点に本部から「水平展開」が指示される。原子力機構内の保健物理・環境科学の研究者や技術者はその対応に注力を注ぐこととなる。そのため、常に安全確保を研究開発の基本と据え、安全が確保されないと自らの研究・技術開発が進まなくなるといった認識を常に持つ必要がある。

これら原子力機構の今後の役割、取り組み等について、講演する。

*Yasuhiro UEZU¹

¹Japan Atomic Energy Agency

(Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[3D_PL03] Discussion

東京電力福島第一原子力発電所の原子力災害から8年が経過し、保健物理・環境科学分野をとりまく環境は変わりつつある。基礎研究を含む継続的で地に足のついた研究には、国立研究開発法人をはじめとする大規模研究所の役割は重要で期待も高い。福島災害以前から保健物理・環境科学分野を牽引してきたQST、JAEAから、当分野に焦点を絞った研究の現状、組織体制および中長期の研究計画を共有することによって、相互連携のさらなる強化の可能性や、その他の組織団体が積極的に取り組むべき課題などの抽出を目指す。

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Common Education Bldg. 2F D21)

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato¹ (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta¹ (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito¹ (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato¹ (1. MHI)

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D
and human resource development

(1) 本委員会の設立趣旨と目的

(1) Purpose of Establishment and aim of this committee

*佐藤 勇¹, 井上 正²¹ 東京都市大学, 研究専門委員会主査, ² 電力中央研究所, 研究専門委員会前主査

1. 原子力(核燃料サイクルを中心に)の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っていると考えられる。その背景には、当該事故を踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、福島第一原子力発電所の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは、地域及び社会からの強い求めであるが、今後の核燃料サイクルはどのような路線に向かうのか、福島第一原子力発電所や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

このような背景において、本研究専門委員会では、今後の原子力発電利用に伴う核燃料サイクル等のバックエンドがどのような姿になるのか、将来の発電量を変数として検討し、廃棄物処分場への負担なども考慮して、議論を開始している。ここではその経緯やこれまでの検討状況を報告する。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と実施内容

上述のように、現状のウランの埋蔵量やコスト、使用済み燃料の発生量、処分のオプションや課題など、これまでのシナリオや路線に囚われることなく、目指すべき姿を見据えて幅広く検討することが必要である。そこで、これまでの状況を調査し、情報を整理すると共に今後のシナリオについて幅広く討議し、複数の核燃料サイクルシナリオ、例えば、軽水炉のみのシナリオ、従来シナリオを含めた軽水炉－高速炉シナリオ、高速炉＋先進炉シナリオなどを示すと共に、これまで検討してきた調査資料と合わせて整理、およびデータベース化し、それに基づき核燃料サイクルのあり方を検討することを目的として、本研究専門委員会を立ち上げた。以下の項目で調査を行い、核燃料サイクルに関わる研究のあり方について検討している。

- ・フロントエンド（ウラン資源など、海水も含め）の現状と課題
- ・燃料サイクル（コスト、資源論その他）の候補シナリオと課題
- ・再処理（既存、先進的）の現状と課題
- ・高速炉の可能性と整理、現状と課題

3. 高速炉及び再処理開発の現状

核燃料サイクルの枢要要素として、高速炉事業と再処理事業の状況を示す。

(1) 高速炉開発の現状

核燃料サイクルにおいて、Pu の効率的な利用、長半減期核種や Am、Np 及び Cm などのマイナーアクチノイドの消滅処理を進める上で、高速炉は枢要な役割が付与されてきている。ところが、高速炉開発の要とされてきた高速増殖原型炉「もんじゅ」は、2016 年 12 月をもって廃止措置への移行が決定した。高速炉開発に

*Isamu Sato¹, Tadashi Inoue²¹Tokyo City Univ., Chairman, ²Central Research Institute of Electric Power Industry, Former Chairman

においては、高燃焼度のため多くの長半減期核種が含まれる、軽水炉から発生する使用済燃料の処理、およびリサイクルする技術の開発が不可欠である。長半減期核種やマイナーアクチニドの消滅処理は加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術も研究されているが、Pu の効率的な利用も考慮に入れ、軽水炉の稼働(あるいは、軽水炉で発生する Pu)も範疇にいた核燃料サイクル全体としての高速炉の役割と位置付けを明確にすることは重要であると考えられる。

(2) 再処理事業の現状

原子力機構・核燃料サイクル工学研究所の再処理施設は、2007年5月で操業を停止し、その後廃止措置に移行したため、国内の再処理施設は六ヶ所再処理工場(日本原燃株式会社)のみとなる。2006年にアクティブ試験を開始したが、様々な原因及び2011年の福島第一原子力発電所事故後の「新規制基準」への対応などで本格稼働は未だになされていない。これまでの全量再処理から直接処分も選択肢とした議論もある。本専門委員会では、原子力利用のシナリオに応じてどのようなオプションがありうるかの検討を進めている。

上記では高速炉及び再処理の方向性を簡単に紹介したが、その他の核燃料サイクルの工程も含めて、技術的な観点、社会的な観点、経済的な観点、環境負荷の観点などの多面的に原子力に携わる我々が自ら、立場の垣根を越えて、検討を行うことに重要性があると考ええる。

4. 核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」

2017～2018年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表1に示す)。

表1 核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は? FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は?	原子力v.s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル+Puサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル+Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界(2050年断面での電源比率)が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か? 必要だとしたらいつ頃どの程度必要か?	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点: 直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か? 軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということではできないと思います(反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです)。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲(金儲け?)から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性すらもそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネジメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機)の処理の行方 これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

これらの論点には、原子力産業において以前から指摘されてきた課題も含まれているが、核燃料サイクルの各分野に横断的なものもある。また、原子力産業のシナリオに関しては、将来の国内外の様々な「状態」に依存することもあり、不確かさが大きく、多くの委員が懸念を抱いていることが分かった。さらには、核燃料サイクルに関する研究を工学レベルで進めていくためのインフラの老朽化に対する論点も指摘されている。このように論点は、様々なベクトルを示しているうえ、提案者と読み手の間での認識の差があるため、委員の間で高いレベルでの認識の一致を経た提言としていくためには、更なる作業が必要であると考えている。

5. 各分野におけるグループ活動と提案発想のための手法と全体のまとめの見通し

「論点」は、50以上にのぼるうえ、単なる「まとめ」を追求するだけでは説得力のある提言とならないと考えられる。効率的かつ説得力のあるものにしていくには、ある程度の「議論の発散」、汗をかくための「実務的な作業」、及びこの後に「委員間の合意形成」が必須であると考えた。こうすることで、委員の皆の合意の上での提案となると考えられる。重要なポイントとしては、多方面からの議論を行うこと、実務的な作業(実態調査と評価)を行うこと及び委員間の合意形成を行うこととし、「論点」を以下の5グループに分け、グループ討論を実施している。

- (1) シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定）
- (2) シナリオ検討（同、上振れ）
- (3) シナリオ検討（同、下振れ）
- (4) 研究・開発
- (5) 人材育成

なお、(1)～(3)のグループが用いる原子力発電の諸量評価は、JAEAが実施したものを用いて行った。

現在、グループ員が定期的に集まり活動を実施しているが、現在のところ、論点を拙速にまとめていくことを期待しておらず、まず委員での相互理解を深める活動(または、意見の発散)を行っている状態である。本グループ活動を経て、本研究専門委員会第二期末(2021年3月)までに、核燃料サイクルの成立性に対する網羅的な「提言」を得ることができるよう活動を進めていく。

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D
and human resource development

(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価

(2) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*西原 健司¹¹ 日本原子力研究開発機構

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。諸量解析では、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済み燃料再処理量等を設定し、ウラン消費量、使用済み燃料蓄積量、プルトニウム蓄積量、ガラス固化体発生量等を見積もった。

キーワード： 諸量評価、発電シナリオ、NMB コード

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故を境に、国による原子力発電の将来利用計画は大きく下方修正された。事故以前 50GWe の発電容量を擁した我が国は、2020 年にはさらに 58GWe へ増大する計画¹⁾を進めるとともに、ウラン資源の節約や放射性廃棄物の削減のために、使用済み燃料再処理、プルサーマル利用、高速増殖炉への移行することが標準的な将来予測とされていた。しかし、事故以降、核燃料再処理路線の堅持と最低限必要な原子力発電の維持は示されているものの、2030 以降の原子力発電に対する計画は示されていない。

このような状況下で、今後の発電・核燃料サイクルについて幅広く討議し、どのような原子炉および核燃料サイクルの技術開発・人材育成が必要か検討するために、日本原子力学会において「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会が 2017 年に立ち上げられた。本評価はこの委員会での現実的な検討に資するために行われたものである。

将来シナリオとして、大胆な原子力発電の利用幅を以下のように想定した。A：最も大きい場合、事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大する。B：現状維持の場合、国の計画値である 33GWe 程度を維持し続ける。C：最も利用が小さい場合、将来の新設・リプレースを想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェーズアウトする。

2. 解析手法

諸量評価では、日本原子力研究開発機構が開発している NMB(Nuclear Material Balance)コード^{2,3)}を用いた。このコードでは、入力された各年の商業炉発電量や再処理容量等から、使用済み燃料、Pu 在庫、廃棄物などに移行するアクチノイド核種のマスフローを計算する。

本コードは以下の特徴を有する。①半減期が数日よりも長い 26 のアクチノイド核種と 2 つの核分裂生成核種に対して、燃焼及び貯蔵期間中の組成変化を計算する。計算精度は、ORIGEN コード⁴⁾等の燃焼コードと同等である。②初期の ²³⁵U 濃縮度や Pu 富化度を、無限実効増倍率を用いて決定する。それにより Pu 富化度の Pu 組成への依存性を考慮できる。③軽水炉、CANDU 炉、ガス炉、ナトリウム冷却 FBR、ADS が利用可能である。それぞれの炉心は、UO₂、MOX、窒化物燃料等と組み合わせることが出来る。④核分裂生成物を幾つかのグループに分けて評価し、廃棄体発生量を評価可能である。その際には、温度制限を考慮して地層処分場の専有面積も評価する。⑤Microsoft Excel 上で動作する。

3. シナリオ

3.1 2018 年の状況

本研究では 2018 年時点の国の方針、原発の運転状況を考慮して、将来シナリオを設定した。2015 年 7 月の長期エネルギー需給見通し⁵⁾によると、2030 年の電力需要は 9808 億 kWh と予測され、そのうちの 20～22%、すなわち、1962～2158 億 kWh を原子力発電が担うとされている。原子力発電所の設備利用率は 75%が想定されているため、発電容量は 29.8～32.8 GWe が 2030 年の目標と設定されている。

一方、2018 年 7 月時点における国内の原子力発電所の状況から予測される発電容量を図 1 に示す。ただし、現在建設中の原子力炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機は含め、小さい東通は除いた。

運転終了日が決まっていない原子炉については、2つの場合を想定した。一つは、すでに 60 年の延長申請を実施したものは合格すると仮定し、それ以外のものは 40 年とした場合(図中「延長申請済みのみ」)、他方は全基 60 年の延長申請を実施した場合(図中「全基延長」)である。

前者の場合、2030 年の発電容量は 25 GWe であり、前述の目標に達しない。一方、全基延長した後者の場合は 2044 年まで前述の目標以上を維持可能であることがわかる。2044 年以降も 20～22%の発電容量を維持しようとする、新設または 60 年以上の(2 度目の)運転延長が必要となる。

3.2 将来シナリオ

将来シナリオとして、表 1～3 に示すように、まず原子力発電の占める割合で 3 つのシナリオに大分類した。その後、発電容量の時間推移でのおおの 2 つに分類し、更に、核燃料サイクルのサブケースに分化した。なお、図 2 に各シナリオの発電容量推移を一覧した。

上振れシナリオ

上振れシナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量の 2 倍、すなわち、国内発電の 44% を原発が担うと設定した。これは 66GWe の発電容量に相当し、2011 年以前に考えられていた 58GWe の発電容量に近いものである。

発電容量を 44%に維持する期間によって、二つのシナリオ(A、A')を設定した(表 1)。シナリオ A では、2050 年に 44%に到達し維持されるように建設を進める。シナリオ A'では、2040 年から緩やかに建設を行い、2100 年に 44%に到達し維持される。前者のシナリオでは、軽水炉の新設が 2040 年代に集中し、高速増殖炉への移行を考えた場合には合理的ではないため、A'のシナリオを設定した。また、現在稼働中の軽水炉はすべて 60 年に寿命延長するものとし、また、新たに建設するもの寿命は 60 年とした。

二つのシナリオに対して、各々 4 つのサブケースを設定した。A1 および A'1 は、軽水炉を継続し、ここからの使用済み燃料を直接処分する、いわゆるワンスルーシナリオである。軽水炉のリプレースでは軽水冷却の SMR(スモールモジュラー炉)を想定するが、十分な設計情報が利用できないため、燃料設計・燃焼度など、従来軽水炉(ただし、高燃焼)と同じになると仮定した。これらのシナリオでは六ヶ所再処理工場を稼働しない。

A2 および A'2 では、A1 と同様に軽水炉を軽水冷却 SMR でリプレースする。ウラン使用済み燃料の

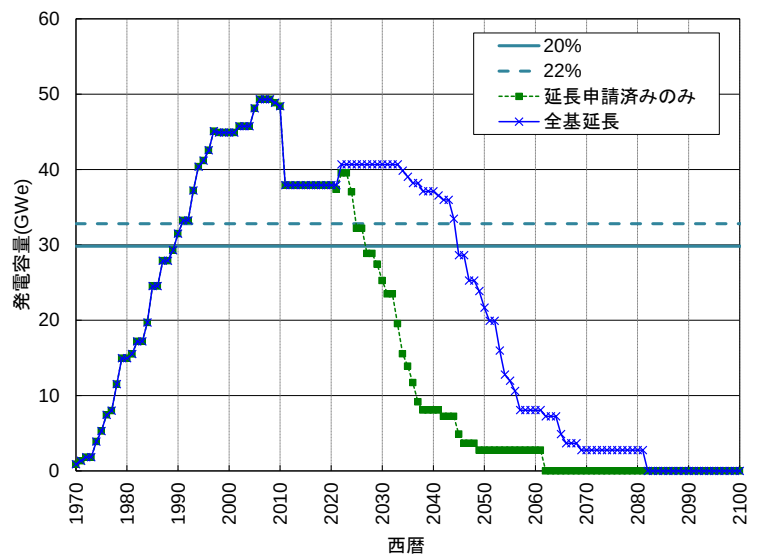


図 1 2018 年 7 月の状況から予測した発電容量

全量を六ヶ所再処理工場および、続く第二再処理工場で再処理し、プルトニウムを回収し、軽水冷却 SMR でプルサーマル燃料として利用する。

A3 および A'3 では 2055 年または 2060 年から高速炉系の SMR で軽水炉をリプレースする。高速 SMR も十分な設計情報がないため、大型ナトリウム冷却炉と同じ燃料設計が用いられると仮定した。A3 では、2040 年代に多数の軽水 SMR が建設され、2100 年付近にそのリプレースとして多数の高速 SMR が建設されるため、2100 年時点の高速 SMR 建設時に十分な量の Pu 在庫が存在する。そのため、高速 SMR の導入時期を 2055 年、BR(増殖比)を 1.1 として Pu 需給を満たすこととした。一方、A'3 では、軽水 SMR からの Pu 供給が不足するため、高速 SMR の導入を 2060 年に遅らせ、また、BR を 1.2 とする必要がある。

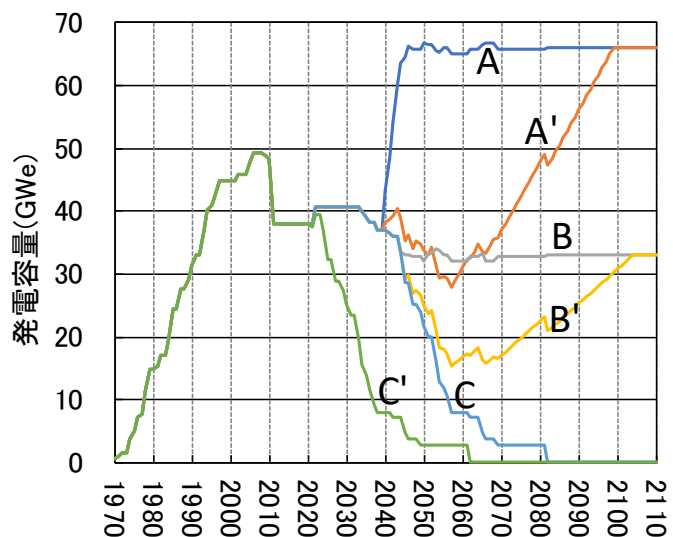


図 2 各シナリオの原子力発電容量

現状シナリオ

現状シナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量、すなわち、国内発電の 22%を原発が担うと設定した。これは 33GWe の発電容量に相当する。

B シナリオおよび B'シナリオは、A シナリオおよび A'シナリオと同様に、2040 年以降の新設の速さが異なる。また、4 つのサブケースについても、A シナリオと同様に設定した。

下振れシナリオ

下振れシナリオでは、現在建設中の原子炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機を最後とし、以降の新設およびリプレースを行わない。従って、現在稼働中および建設中の原子炉の運転の終了とともに、原子力発電を終了する。

下振れシナリオとして、現在稼働中の原子炉の運転期間を全て 60 年に延長したシナリオ C と、運転延長認可取得済みの原子炉のみ 60 年に延長したシナリオ C'を想定した。

サブケースとして、六ヶ所再処理工場を稼働しない C1 および C'1、六ヶ所再処理工場の稼働を制限し、余剰 Pu を生じさせない C1.5 および C'1.5、そして、六ヶ所再処理工場を稼働し、軽水炉使用済み燃料を全量再処理する C2 および C'2 を想定した。

C2 では、40 年間の六ヶ所再処理工場稼働で計画されている再処理量では、全量を再処理できないので、その場合は必要なだけ運転期間を延長するものとした。

2019年秋の大会

表 1 上振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
A (上振れ)	44%を 2050 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	A1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		A2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		A3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.1)全量再処理
		A4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
A' (上振れ)	2040 年から年間 1.1GWe で緩やかに容量を増やし、44%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	A'1	A1 と同じ。
		A'2	A2 と同じ。
		A'3	A3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。
		A'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。

表 2 現状シナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
B (現状)	22%を 2030 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	B1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		B2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		B3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.03)全量再処理
		B4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
B' (現状)	2040 年から年間 1.1GWe で穏やかに容量を加え、22%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	B'1	B1 と同じ。
		B'2	B2 と同じ。
		B'3	B3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。
		B'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。

表 3 下振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
C (下振れ)	新設/リプレースなし(フェードアウト) 全基 60 年延長する。	C1	ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		C1.5	一部再処理(余剰 Pu を生じさせない)
		C2	全量再処理(必要なら六カ所延長)
C' (下振れ)	新設/リプレースなし 運転延長認可取得済み のみ 60 年延長	C'1	C1 と同じ
		C'1.5	C2 と同じ
		C'2	C3 と同じ

3. 解析結果

解析結果の一例として、B4 シナリオ(発電容量 22%、高速炉移行、MA リサイクル)を図 3 に示す。左上から、各炉心の発電容量、各年度の原子炉運転開始量、プルサーマル割合、累積の天然ウラン需要、使用済み燃料貯蔵量、年間再処理量、プルトニウム蓄積量、マイナーアクチノイド蓄積量、ガラス固化体蓄積量が一覧されている。

4. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。今回の諸量評価の目的は、上記の 3 つの発電シナリオに対して優劣・得失をつけることではない。現時点において重要なことは、将来想定される様々なシナリオに対して、いずれにも対応しうるように必要な技術開発課題、開発段階、実用化時期、必要な開発資源を検討することである。このような検討に本結果が利用されることを期待する。

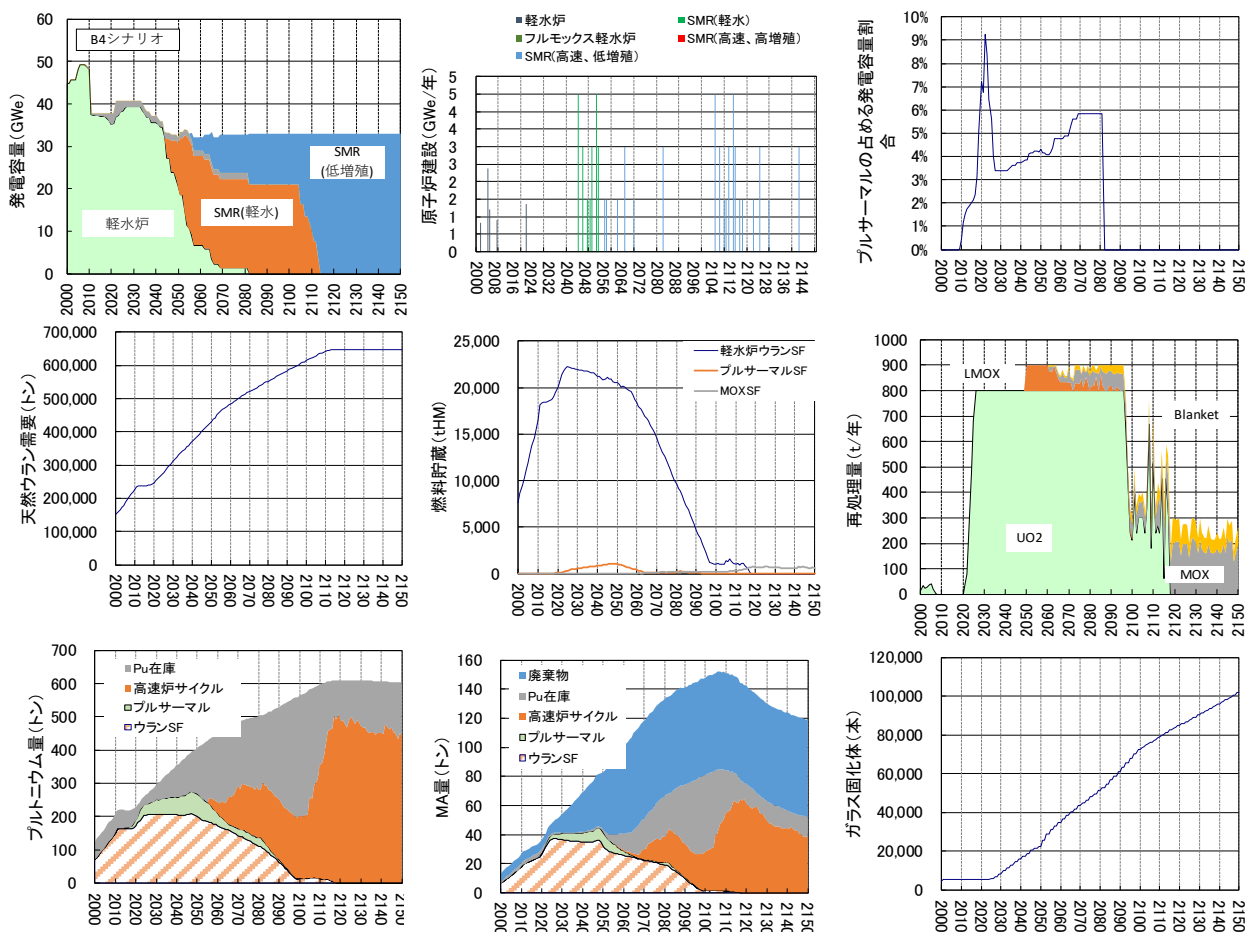


図 3 B4 シナリオ(現状、高速炉移行、MA リサイクル)

参考文献

- 1) 総合資源エネルギー調査会、"2030 年のエネルギー需給展望(中間取りまとめ)"、(2004)。
- 2) K. Nishihara, H. Akie, N. Shirasu and T. Iwamura, "Utilization of rock-like oxide fuel in the phase-out scenario," J. Nucl. Sci. Technol., 51(2), pp. 150-165 (2014)
- 3) 西原 健司 大井川 宏之、"アクチニド核種のマスバランス解析に基づく群分離-核変換サイクルの導入シナリオと効果の検討"、JAEA-Research 2006081(2006)。
- 4) OECD Nuclear Energy Agency, ZZ ORIGEN2.2-UPJ, A complete package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3,
<http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1642/>, (2006)。
- 5) エネルギー基本計画(平成 30 年 7 月)
https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
- 6) 経済産業省、長期エネルギー需給見通し(平成 27 年 7 月)
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/pdf/report_01.pdf
- 7) 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会、第 28 回原子力委員会 核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】(2009)
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2009/siryo28/siryo1-1.pdf>

*Kenji Nishihara¹¹JAEA

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle

by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価

(3) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*太田 宏一¹、川島 正俊²、三倉 通孝³、松村 達郎⁴、津幡 靖宏⁴、島田 隆⁵、
駒 義和⁴、飯塚 政利¹、兼平 憲男⁶、佐々木 良一⁷、千田 太詩⁸、中原 将海⁴

¹電力中央研究所、²東芝テクニカルサービス、³東芝、⁴日本原子力研究開発機構、
⁵三菱重工、⁶日本原燃、⁷三菱マテリアル、⁸東北大学

1. 緒言

核燃料サイクルの成立性を検討するうえで、将来の原子力発電の需要に関する様々なシナリオに対し、予測される影響を評価しておく必要がある。本研究専門委員会では、以下の3ケースのシナリオについて諸量評価を行っている。

- ① 長期エネルギー需給見通しで示された発電量の2倍(66 GWe)程度に拡大する。(上振れシナリオ)
- ② 長期エネルギー需給見通しで示された発電量33 GWe程度を維持し続ける。(現状シナリオ)
- ③ 将来の新設を想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェードアウトする。(下振れシナリオ)

本報告では、原子力発電の利用が長期にわたって維持される、①および②のシナリオにおける今世紀末時点での諸量評価の結果について整理する。なお、下振れシナリオに関する考察は本シリーズ発表の「(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価」で詳報される。

2. 諸量評価の結果

上振れシナリオ

本シリーズ発表の前報「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」で設定した上振れシナリオにおいて、2050年以降66 GWeの原子力発電容量を維持するケースA1～A4の、2100年時点における諸量解析の結果を表1に示す。上振れシナリオの場合、2100年までの天然ウラン需要量はリサイクルの有無によらず膨大となる。今世紀半ばから高速炉が導入されるA3およびA4ケースにおいても、2060年前後には34.7万t (=U₃O₈ 45.1万s.t)のウラン購入契約(契約ウラン)が終了することから、長期的なウラン資源の確保が必要となる。なお、A3およびA4ケースでは、2100年頃から高速炉の導入が本格化するため、その後の天然ウラン需要の増加は抑えられるのに対し、A1、A2ケースでは単調に増加を続ける。

使用済燃料の貯蔵量は、再処理を稼動することでワンスルーに比べ2100年時点で10-20%に低減できる。また、最大貯蔵量も大幅に低減され、高速炉を導入するA3、A4シナリオでは、2018年時点の管理容量(2.1万t)に対し、約5600t分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となり、現在計画されている6000t程度²⁾の追加対策で対応可能となる。

高速炉が導入されるケースでは、2100年時点でおおよそ500tのプルトニウム(Pu)をリサイクル在庫として蓄積する必要がある。これは、2010年頃から始まる急激な高速炉の導入に備えるためであり、炉の導入ペースを平坦化することで抑制される傾向にある。ただし、A'3またはA'4ケースで評価されているように、2040年以降一定ペースで軽水炉や高速炉を導入する場合も、おおよそ100tのPuが蓄積する結果となっており、Pu蓄積量を減らすための工夫や回収Puの管理法の構築が必要と考えられる。また、高速炉燃料としてマイナーアクチニド(MA)をリサイクルする場合もおおよそ67tのMAは廃棄物に移行

2019年秋の大会

表 1 上振れシナリオ (A1~A4) における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	A1 軽水炉 ワンススルー	A2 プルサーマル導入	A3 高速炉導入	A3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量*	76.5 万 t	69.0 万 t	67.0 万 t	68.1 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	9.52 万 t 単調増加	1.94 万 t 2.84 万 t (2063 年)	1.10 万 t 2.66 万 t (2063 年)	1.19 万 t 2.66 万 t (2063 年)
Pu 保有量	990t	735t	871t	906t
使用済 U 燃料	953t	153t	141t	152t
使用済 MOX 燃料	37t	541t	0t	0t
FBR サイクル			245t	259t
リサイクル在庫		41t	485t	494t
MA 量	226t	265t	229t	214t
使用済 U 燃料	211t	23t	21t	23t
使用済 MOX 燃料	9t	85t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	10t	40t
リサイクル在庫	0t	0.4t	10t	83t
廃棄物	6.2t	157t	189t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	9.23 万本	11.0 万本	9.18 万本

*: 2014 年-2100 年の需要量

表 2 現状シナリオ (B1~B4) における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	B1 軽水炉 ワンススルー	B2 プルサーマル導入	B3 高速炉導入	B3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量	45.5 万 t	39.5 万 t	37.7 万 t	37.7 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	6.84 万 t 単調増加	0.79 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)
Pu 保有量	677t	474t	553t	565t
使用済 U 燃料	640t	18t	14t	14t
使用済 MOX 燃料	37t	407t	0t	1t
FBR サイクル	0t	0t	164t	188t
リサイクル在庫	0t	48t	375t	362t
MA 量	159t	192t	167t	148t
使用済 U 燃料	144t	2t	2t	2t
使用済 MOX 燃料	9t	69t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	6t	27t
リサイクル在庫	0t	1t	7t	52t
廃棄物	6t	119t	153t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	7.27 万本	8.85 万本	7.36 万本

*: 2014 年-2100 年の需要量

する。一方、ガラス固化体発生数は 10.8 万本からおおよそ 15%低減される結果となった。

現状シナリオ

同様に、本研究専門委員会で設定した現状シナリオにおいて、2030 年以降おおよそ 33 GWe の原子力発電容量を維持するケース B1~B4 の 2100 年までの諸量解析の結果を表 2 に示す。上振れシナリオに比べ、天然ウラン需要量は 40%以上低減されるものの、2080 年頃 (B1 ケース) ~2090 年頃 (B2、B3、B4 ケース) までに購入契約済のウランが底をつく結果となった。

上振れシナリオ同様、再処理を稼動することで 2100 年時点における使用済燃料の貯蔵量は大幅に削減される。また、使用済燃料の最大貯蔵量も大幅に低減され、2018 年時点の管理容量 (約 2.1 万 t) に対し、約 2000t 分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となる。ただし、高速炉が導入されない B2 シナリオでは使用済プルサーマル燃料が増加を続け、2090 年頃からは蓄積量の大半を使用済プルサーマル燃料が占めることに注意を払う必要がある。

その他、現状シナリオの場合、上振れシナリオに比べ原子力発電容量が抑えられることによって Pu や MA の蓄積量、ガラス固化体の数はそれぞれ低減するが、各ケースによる変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオに、本質的な相違は見られないことが分かった。

3. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成について議論するために、将来の原子力発電の利用規模に関する幅広いシナリオに対する諸量解析を行っている。そのなかで、今後も原子力需要が長期に維持し続ける 2 通りのシナリオについて特徴を整理した。2030 年時点で 33 GWe の設備容量が整備されている条件を基準に、その後 66 GWe まで上振れするシナリオでは、使用済燃料のリサイクルによらず 2060 年前後までの天然ウラン需要量が契約済のウラン量を上回ることから、長期的なウラン資源の確保が必要といえる。また、上振れシナリオと現状シナリオともに、使用済燃料をリサイクルすることによって、その蓄積量を大幅に低減でき、現在計画されている使用済燃料貯蔵容量の追加対策で対応可能となることが明らかとなった。

その他、原子力発電容量が異なることによって、上振れシナリオと現状シナリオで、Pu や MA の蓄積量、ガラス固化体の数は変化するが、リサイクル導入の有無に関するケースごとの変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオにおいて、核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成の観点から本質的な相違は見られないことが分かった。

参考文献

- 1) OECD・IAEA「Uranium 2018」
- 2) 電気事業連合会「使用済燃料貯蔵対策の取組強化について」2018 年 11 月 20 日

*Hirokazu Ohta¹, Masatoshi Kawashima², Michitaka Sasou³, Tatsuro Matsumura⁴, Yasuhiro Tsubata⁴, Takashi Shimada⁵, Yoshikazu Koma⁴, Masatoshi Iizuka¹, Norio Kanehira⁶, Ryoichi Sasaki⁷, Taiji Chida⁸, Masaumi Nakahara⁴

¹CRIEPI, ²Toshiba Tech. Services, ³Toshiba, ⁴JAEA, ⁵MHI, ⁶JNFL, ⁷Mitsubishi Material, ⁸Tohoku Univ.

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価

(4) Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*齊藤 拓巳¹、西原 健司²、長谷川 秀一¹、本間 俊司³、村上 朋子⁴

¹ 東京大学、² 日本原子力研究開発機構、³ 埼玉大学、⁴ 日本エネルギー経済研究所

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている¹⁾。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時にCO₂排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が40年の運転期間を迎え、高経年化対策や追加の安全対策への費用が電力会社の経営に大きな負担となっている²⁾。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために2017年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来、原子炉の再稼働や新設が進まず、原子力の発電容量が減少するシナリオも含めて評価対象に含めることとした。本発表では、「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」における原子力需要の減少シナリオに対する諸量評価結果に基づき、そのようなシナリオ下で顕在化するであろう核燃料サイクル上の技術的、社会・制度的な課題の抽出を行った結果を紹介する。

原子力発電は、他の発電方式、特に火力発電と比べて、使用済み燃料も含めた燃料の管理期間が長く、発電所の運転における燃料サイクルの重要性が高いことが特徴である。この点は、原子力発電の需要が減少する状況、あるいは、完全に需要が無くなり、発電が行われない状況においても、使用済み燃料や高レベル放射性廃棄物の管理、処分を含む多様な核燃料サイクル上の技術開発や施設の運転を長期間維持していく必要があるという点で重要である。

2. 評価手法

原子力需要の減少シナリオでは、まずシナリオ全体を廃止措置に入っている、あるいは、廃止措置を表明している原子炉を除く全ての原子炉が20年の運転期間の延長申請を行い、60年間の運転期間終了後、停止するとしたシナリオ（シナリオC）と、現在、運転期間の延長申請が認可されている炉のみ60年間の運転期間とするシナリオ（シナリオC'）に大別した。さらに、各シナリオにおいて、(1) 再処理無しのシナリオ（ワンススルー、シナリオC-1、および、C'-1）、(2) 国内での軽水炉MOX燃料の利用によるPu消費量とバランスさせるように使用済み燃料の一部を再処理するシナリオ（シナリオC-1.5、および、C'-1.5）、(3) 使用済み燃料の全量を再処理するとしたシナリオ（シナリオC-2、および、C'-2）を考え、それぞれ、ウラン需要や燃料貯蔵、Pu量、ガラス固化体本数などの諸量評価を行った。そのようにして得られた諸量評価結果を元に、各シナリオにおいて、主に、発生する使用済み燃料やガラス固化体、分離Puへの対策の点での核燃料サイクル上の技術的課題と社会・制度的な課題を抽出し、それらをまとめて、原子力需要の減少シナリオ下で、核燃料サイクルに求められる技術開発・人材育成を議論した。

3. 結果と考察

本シリーズ発表の「(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価」と比較した、原子力需要の減少シナリオの特徴は、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期が明確に定まり、また、それらの発生量も限定されることが挙げられる。例えば、将来的な再処理を仮定しないシナリオC-1、C'-1では、全ての原

子炉の運転が終わる 2080 年、あるいは、2060 年に、それぞれ、48,000、34,000 tHM の軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料が発生する (図 1)。また、使用済み燃料の一部の再処理を仮定するシナリオ (C、C'-1.5) や全量再処理を仮定するシナリオ (C、C'-2) では、軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料の一部がプルサーマル由来の使用済み MOX 燃料に置き換わる。なお、ここで、原子力需要の減少シナリオでは、経済的、および、U 資源上のメリットが小さいことから、使用済み MOX 燃料の再処理は想定しなかった。さらに、発生するガラス固化体の本数は、シナリオ C-1.5、2 では、2080 年時点で、それぞれ、45,000、54,900 本となり、シナリオ C'-1.5、2 では 2060 年時点で、それぞれ、21,600、37,100 本となる。

このような各子シナリオにおいて抽出された個別の課題を整理した結果を以下にまとめる。なお、シナリオ C 群と C' 群では、運転期間を延長する原子炉の基数が異なることで、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期と発生量が異なるのみであり、抽出される課題は共通であることから、ここでは、全基 20 年間の運転延長を行うとしたシナリオ C 群に対する検討の結果の一例を紹介する。

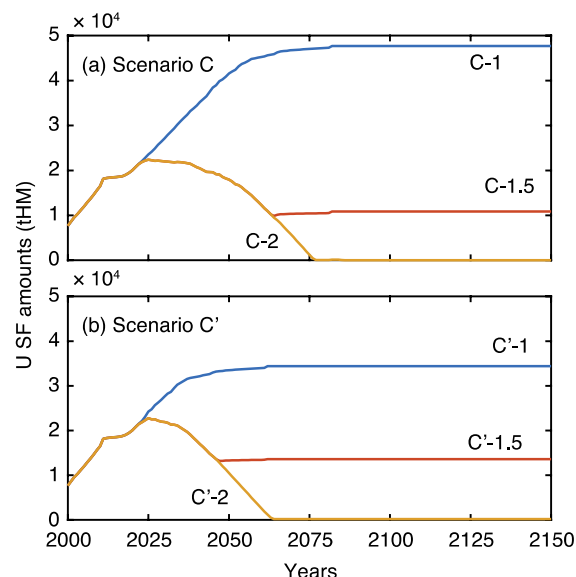


図 1. シナリオ C (a)、C' (b)における使用済みウラン燃料貯蔵量の推移。要差し替え

(A) 使用済み燃料の管理・処分

原子力需要の減少シナリオでは、高速炉サイクルへの移行がないために、想定した 3 つの子シナリオいずれの場合も、量の大小の違いはあるものの、使用済みウラン燃料、使用済み MOX 燃料、ガラス固化体の管理、処分が求められることになる。特に、使用済み燃料の直接処分は、我が国では技術的な成熟度がガラス固化体の地層処分と比べて遅れていることから、先行しているスウェーデン、フィンランドなどの例を参考に、処分概念の確立や安全評価手法のための技術開発を進める必要がある。また、処分場の立地、建設は数十年以上の長期間を要することから、再処理工場から返却分も含めた使用済み燃料の長期保管の場所、方法に加えて、社会的合意を原子炉自体の廃止措置との関係から検討する必要がある。

(B) 分離 Pu 対策

シナリオ C-2 では、限られたプルサーマル容量の中で、使用済み燃料の全量再処理を行うことから、余剰の分離 Pu が発生する。また、Pu の分離と消費をバランスさせるシナリオ C-1.5 でも、プルサーマル対応の発電所の計画外の停止等により、Pu 消費のバランスが崩れ、分離 Pu が発生することも想定される。そのような分離 Pu への対策として、将来的な Pu 専焼炉とそれに付随した燃料サイクルの導入、あるいは、保管や直接処分、さらには、海外への譲渡に向けた技術開発や制度設計が求められる。また、そのような分離 Pu 対策に対する保障措置、国際政治上の懸念や社会による受容も課題である。

(C) 再処理工場の高経年化対策

シナリオ C-2 では、全量再処理を行うために再処理工場を 60 年以上操業する必要がある、原子力プラントと化学プラントの両方の性質を有する再処理工場の高経年化の評価と対策、そして、社会の合意が求められる。

冒頭でも述べたように、原子力需要の減少シナリオでは、関連産業が縮小する中、さらには、完全に原子炉の運転がなくなった状況下で、使用済み燃料やガラス固化体の管理、処分のための技術開発、事業の推進、人材の維持が求められるという全体的な特徴がある。企画セッションにおける発表では、各子シナリオの特徴を諸量評価の詳細な結果を交えて説明すると共に、そこでの技術的、社会・制度的な課題を具体的に紹介

する。

参考文献

- 1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

- 2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

*Takumi Saito¹, Kenji Nishihara², Shuuichi Hasegawa¹, Shunji Honma³, Tomoko Murakami⁴

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Saitama University, ⁴IEE Japan

総合講演・報告4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況
Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(5) 原子力需要のシナリオとその研究・開発項目

(5) Nuclear demand scenario and the R&D items

*佐藤 聡¹、大井川 宏之²、可児 祐子³、塚原 剛彦⁴、山村 朝雄⁵、村上 毅⁶¹三菱重工、²日本原子力研究開発機構、³日立製作所、⁴東京工業大学、⁵京都大学、⁶電力中央研究所

1. 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている¹⁾。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時にCO₂排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が40年の運転期間を迎えることから、高経年化対策や追加の安全対策が必要であり、その費用が電力会社の経営に大きな負担となっている²⁾。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために2017年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、2017～2018年度の第一期にて各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有するとともに、これらをもとにどのような「論点」で検討していくべきかについて「委員各個人として」の考えを抽出し、核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための51件の「論点」を得た。その後、取得した論点を、電源比率の考え方、それを踏まえて描かれるシナリオ、その実現に必要な研究・開発要素、それを支える人材の育成といった全体の流れを意識して分類し、グループ活動により各論点で提起された課題の具体化とその解を紐解くための検討を進めている。本発表では、研究・開発に分類された論点を対象に、確認・整理の進め方とその途中経過を紹介する。

2. 確認・整理の進め方

研究・開発に分類された論点の確認・整理は、先ず担当委員によるディスカッションを行い、各論点で課題としている事項とその解がどのようなものになるのかを整理した。次に、この整理結果が各論点の提言者が意図した内容からずれていないかを確認するため、イメージ共有するための具体的な提言と対象とする具体的な研究・開発対象技術の再調査を実施した。さらに、選択するシナリオがどのように研究開発に影響するのかを確認するために、各論点の提言者の協力のもと、シナリオA～Cとの関係性として、どのシナリオに強く紐付くのか、もしくは全く関連しないのかを整理した。

3. 結果と考察

研究・開発に分類された各論点とシナリオとの関係を整理した結果、A（成長シナリオ）、B（ゼロ成長シナリオ）、C（減少シナリオ）の各々において、論点との関連付けの強弱に差異がみられた。一方、各シナリオに紐付く論点の数は、特定のシナリオに偏ることなくほぼ均等にばらついていることを確認した。

今後は、各論点の提言者を加えたディスカッションによる深掘りを進めるとともに、シナリオ検討側、人材育成側の各検討グループから抽出された研究・開発要素に係る課題の取り込み、グループ間での総合討議を経て、論点分類で意識した流れに沿って描かれる核燃料サイクルの成立性を示す全体像を見出していく予定である。

参考文献

- 1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

- 2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

*Akira Sato¹, Hiroyuki Oigawa², Yuko Kani³, Takehiko Tsukahara⁴, Tomoo Yamamura⁵, Tsuyoshi Murakami⁵

¹MHI, ²JAEA, ³Hitachi, ⁴Tokyo Tech, ⁵Kyoto Univ., ⁶CRIEPI

[3L_PL] Accomplishments of Japan- US Joint Research Project PHENIX

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Common Education Bldg. 2F E22)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda¹ (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya¹ (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine¹ (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano¹ (1. Univ. of Toyama)

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(1) PHENIX 計画の概要

(1) Overview of PHENIX project

*上田良夫¹, 波多野雄治², 横峯健彦³, 檜木達也³, 長谷川晃⁴, 大矢恭久⁵,
D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹, D. Buchenauer¹⁰
¹大阪大学, ²富山大学, ³京都大学, ⁴東北大学, ⁵静岡大学, ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

1. 本プロジェクトの背景

原型炉実現のためには、高熱流束・粒子負荷に耐え、原型炉概念と整合性のあるプラズマ対向機器 (PFC) 概念を構築する必要がある。しかしながら、現状では、照射材の熱機械特性研究、およびトリチウム挙動研究、およびこれらに基づく PFC システム評価は不十分であり、原型炉実現に不可欠な PFC 概念構築のために、早急に研究を進めなければならない。上記の研究背景を鑑み、2013 年度から 2018 年度まで、日米共同研究プロジェクト PHENIX を進めてきた。本講演はその 6 年間の活動の総括を発表する。

2. 本プロジェクトの目的

本プロジェクトでは、3 つのタスクを構成して、以下の課題について研究を行った。

1. He ガス冷却系における熱流現象の解明、ダイバータ設計に資する熱伝達係数の取得、及びそれに基づく冷却性能の改善 (タスク 1)
2. タングステン系材料 (合金、組織制御材、接合材含む) の熱負荷環境下での健全性評価 (タスク 1, タスク 2)
3. ダイバータ高温条件を含む温度領域 (500°C~1200°C) における、タングステン系材料の中性子照射影響 (熱伝導特性、機械的特性) の解明と、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 2)
4. 上記温度条件における中性子照射 タングステン系材料中のトリチウム挙動の解明とプラズマ照射影響の評価、ダイバータ設計に資するデータベースの構築 (タスク 3)
5. 核融合炉環境下におけるプラズマ対向機器の健全性評価 (除熱性能 10 MW/m² を目安) と、安全性評価 (トリチウム滞留・透過評価)、並びに高い信頼性を有する原型炉ダイバータを実現するための課題の明確化 (タスク 1、タスク 2、タスク 3)

3. 本プロジェクトの主な成果

ジョージア工科大学 (GIT) の高圧 He ガスループを用いてマルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱機構を調べた。これらの研究を通して、マルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱特性の温度および流速依存性等に関する詳細なデータベースを構築すると共に、数値シミュレーション技術を確認した。オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR を用いて大規模な中性子照射試験を行った。照射キャプセル内に Gd 被覆を施し熱中性子を遮へいして元素変換と損傷の比率を核融合炉と同等なレベルに保った上で、500°C、800°C、1100°C において 1000 を超える W および W 合金試験片を最大 1dpa (displacement per atom) 程度まで照射した。純 W は中性子照射により著しい脆化を示すものの、W に K および Re を添加した上で適切に微細組織を制御すると照射脆化を著しく抑制できることを見出した。加えて、アイダホ国立研究所 (INL) でのプラズマ照射実験において、中性子照射により W 中に導入される格子欠陥はトリチウムの吸蔵量を著しく増大させるが、プラズマ中に He を添加すると、He の表面改質効果により吸蔵量を大きく低減できることを明らかにした。

*Yoshio Ueda¹, Y. Hatano², T. Yokomine³, T. Hinoki³, A. Hasegawa⁴, Y. Oya⁵, D. Clark⁶, M. Yoda⁷, A. Sabau⁸, Y. Katoh⁸, L. Garrison⁸, M. Shimada⁹ and D. Buchenauer¹⁰

¹Osaka Univ., ²Univ. Toyama, ³Kyoto Univ., ⁴Tohoku Univ., ⁵Shizuoka Univ., ⁶US DOE, ⁷GIT, ⁸ORNL, ⁹INL, ¹⁰SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(2) 中性子照射タングステンの熱・機械的特性

(2) Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*檜木 達也¹, 長谷川 晃², Y. Katoh³, L. Garrison³¹京都大学, ²東北大学, ³ORNL

1. 諸言

PHENIX 計画の目的の一つに、タングステン系材料の各種特性に及ぼす中性子照射効果を明らかにすることがある。しかしながらタングステンの場合、熱中性子によるレニウム (Re) の生成等核変換の効果が大きく、特に比較的高い損傷量での中性子照射において影響が顕著となる。核変換効果を考慮した比較的高い線量領域でのタングステンの照射効果はこれまで得られていない。また、これまでに得られているタングステン系材料の中性子照射データは、800℃程度までが中心であるが、ダイバータでは、最高 1500℃程度までの温度が想定されている。純タングステンでは、1000℃以上での再結晶が生じるが、1000℃以上での中性子照射は非常に限られている。本研究では、タングステンの核変換効果を抑制するための熱中性子遮蔽を行い、1000℃を超える照射温度も含めて、中性子照射を現状候補とされる各種タングステン系材料に対して行うことにより、核融合ダイバータ用タングステン系材料に対する中性子照射効果の基本的な理解を目指した。

2. 中性子照射試験

米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) にある High Flux Isotope Reactor (HFIR) において、現在候補となっている各種タングステン系材料に対して中性子照射試験を行った。ガドリニウムにより熱中性子遮蔽を行った RB*カプセルでは、約 550℃、約 850℃、約 1050℃で 0.2~0.7dpa 程度の照射を行った。熱中性子遮蔽無しの rabbit カプセルを用いた中性子照射も、800℃、1100℃で 0.4~0.5dpa 程度まで行った。強度や熱拡散等の基本的物性、耐熱負荷特性、トリチウム透過等多様な特性を系統的に評価できるように、日米で 550℃の温度領域で 406 個、850℃の温度領域で 389 個、1050℃の温度領域で 359 個の試料 (図) を RB*で照射した。rabbit 照射では、800℃、1100℃のカプセルでそれぞれ 27 個の試料が照射された。



図 RB*カプセルの試料とホルダー

3. 照射効果

熱中性子遮蔽の無い rabbit 照射では、ほとんどの試料において核変換で形成された Re と、形成された Re 付近にオスミウム (Os) が観察され、比較的大きな硬さの変化が見られた。熱中性子遮蔽を行った RB*カプセル照射において、550℃の照射では、照射硬化は見られたものの、W-3%Re 合金と K-doped W-3%Re においては延性挙動が認められた。850℃の照射では、K-doped W と K-doped W-3%Re は照射前と同様の伸びと延性挙動を示した。RB*カプセルでの 550℃で照射した Pure W、K-doped W-3%Re とともに、熱拡散率の低下が確認された。室温では Pure W の方が K-doped W-3%Re に比べ 50%以上高い値を示したが、照射温度付近の高温では Pure W の低下が大きいと、差は 20%程度であった。

*Tatsuya Hinoki¹, Akira Hasegawa², Yutai Katoh³ and Lauren Garrison³¹Kyoto Univ., ²Tohoku Univ., ³ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(3) 中性子照射タングステン中の水素同位体挙動

(3) Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*大矢 恭久¹, 波多野 雄治², M. Shimada³, D. Buchenauer⁴¹静岡大学, ²富山大学, ³INL, ⁴SNL

1. はじめに

原型炉プラズマ対向材料は極めて高いフラックスの D/T プラズマに高温で長時間曝露されることから、大量のトリチウムが材料中に蓄積するとともに、冷却材へ透過することが懸念される。PHENIX 計画タスク 3 では原型炉を想定した高温下における中性子照射タングステン (W) のトリチウム滞留と透過挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 研究の進め方

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の研究炉 HFIR にて 633 K、963 K および 1073 K で 0.1 dpa まで中性子照射した単結晶 W 試料をアイダホ国立研究所 (INL) の STAR 施設に輸送した。その後、トリチウムプラズマ実験装置 (TPE) を用いて重水素 (D) プラズマを中性子照射時とほぼ同じ温度で照射フルエンス 5.0×10^{25} D m⁻² まで照射し、昇温脱離法 (TDS) にて重水素放出挙動を調べた。また、別の試料はサンディア国立研究所 (SNL) にて核反応分析法 (NRA) で重水素の深さ分布を最大 3 μm まで調べた。その後、HIDT (Hydrogen Isotope Diffusion and Trapping) コードを用いて実験結果を解析した。また、1073 K および 1373 K にて 0.3 dpa まで中性子照射した W 試料を用いて D と He の混合プラズマ照射を行い、He 混合による重水素滞留挙動の変化についても検討した。

3. 主要な成果

図に中性子照射試料 (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K) における重水素 TDS スペクトルを示す。照射温度が高温になると滞留量が減少するとともに、脱離温度が高温側にシフトしている。NRA では表面近傍における D と W の原子比 D/W は W53 で 1.7×10^{-3} であったが、高温の W26 では 4.9×10^{-5} と 2 桁近く減少するとともに、非照射 W と比較して高温中性子照射 W では内部の濃度も増大していた。HIDT シミュレーション結果から照射欠陥と D の結合エネルギーを評価したところ、高温照射になるにつれ 1.43 eV から 2.07 eV に増大していることがわかった。これはアニーリング効果により結合エネルギーが大きい欠陥集合体が形成されたか、高温照射により低エネルギー捕捉サイトから D が脱離し高エネルギー捕捉サイトの寄与が明確化したことによると考えられる。

また、重水素と He のガス流量を 15:10 sccm または 24:1 sccm として TPE にて D+He 混合プラズマ照射し、重水素滞留量を調べた。その結果、He を混合させることにより中性子照射 W においても重水素滞留量が大きく減少することが示された。今後、微細組織観察を行い He バブル等の挙動を明らかにするとともに、HIDT シミュレーションによる He 滞留影響について明らかにする予定である。

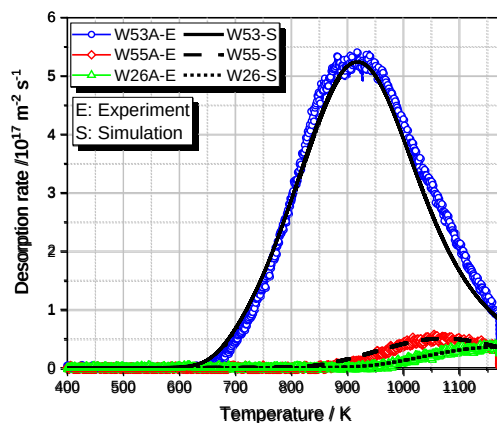


図 高温中性子照射した W における重水素 TDS スペクトル (照射温度 W53 : 633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K)

*Yasuhisa Oya¹, Yuji Hatano², Masashi Shimada³ and Dean Buchenauer⁴¹Shizuoka Univ., ²Univ. of Toyama, ³INL, ⁴SNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(4) He ガス冷却タングステンダイバータの総括熱流応答

(4) Overall heat flow response in helium gas-cooled divertor made of tungsten

*横峯 健彦¹, 上田良夫², 結城 和久³, M. Yoda⁴, A. Sabau⁵¹京都大学, ²大阪大学, ³山口東京理科大学, ⁴GIT, ⁵ORNL

1. 本タスクの目的

本タスクの目的は、“安全”と“長期健全性”という観点から第一義的現象であるプラズマ対向機器 (PFC) における総括熱流現象を高熱負荷・高温・高圧伝熱実験および照射タングステン熱負荷実験によりモデル化することにある。また、他のタスクで得られる照射材特性変化ならびにトリチウム挙動に関するデータに基づき構造解析を含む PFC の総括熱流応答解析を行い、対向材料の使用限界を把握し、安全な PFC 構築の評価基準を与えることを最終目的とする。

2. 伝熱実験

伝熱実験は、ジョージア工科大学 (GIT) のヘリウムループを用いて行った。試験対象をマルチノズル衝突噴流とし、より原型炉設計に近い条件にするために、高熱負荷 (10MW/m^2) での高温 ($\sim 700^\circ\text{C}$)、高圧 (100 気圧) ヘリウムガスをを用いた伝熱実験を目標とした。高熱負荷かつ衝突噴流といった流れ体系の場合、ヘリウムガス流の層流化が危惧される。層流化にはガス物性が大きく影響するため、ヘリウムガスループを使用する必要があった。上記条件を実現するために既存ループを大幅に改良し、またタングステン合金によるダイバータ冷却素子 (試験部) を設計製作した。伝熱実験の結果から、熱伝達整理式 (冷却性能) とポンプ動力の関係を求め、合理的に冷却可能であることを示した。ただし、ヘリウムガス温度が 200°C を超えたところから加熱および加速層流化による伝熱性能 (熱伝達率) の劣化が見られた。実験結果に基づき、ダイバータ冷却素子の最適形状 (フラット型) を見出した。

3. 熱負荷実験

オークリッジ国立研究所 (ORNL) の Plasma Arc Lamp (PAL) を使用して熱負荷実験を行った。タスク 2 から提供された中性子照射材を試験片とするため、照射材熱負荷試験用に新たに遮蔽、試料ホルダー、計測システムを整備した。800 サイクル以上の入射熱流束約 10MW/m^2 での非照射材試験片および中性子照射材試験片 (ITER W および K ドープ W-3%Re) を用い、熱拡散率の照射影響を詳細に調べた。高温では、照射された純 W の熱拡散率は、未照射の値に近づいた。また K ドープ W-3%Re 試料への照射効果は極めて限られており、照射された試料は、温度が上昇してもほぼ同じ熱拡散率を示した。

4. システム検討

He 冷却ダイバータの総括熱流解析を行うために必要な情報を整理し、上述で提案したフラット型ダイバータ冷却素子設計を基に、本タスクの熱負荷試験からの熱伝導率情報および、タスク 2 からの中性子照射による材料特性変化のデータ、タスク 3 からのトリチウム挙動モデルをもって、PFC システム設計における総括熱流応答解析を行い、PFC の設計ウィンドをより明確に示す。

*Takehiko Yokomine¹, Yoshio Ueda², Kazuhisa Yuki³, Minami Yoda⁴ and Adrian Sabau⁵¹Kyoto Univ., ²Osaka Univ., ³Sanyo-Onoda City Univ., ⁴GIT, ⁵ORNL

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

(5) 今後の日米協力プロジェクト研究の展開

(5) Next Japan-US joint research project: FRONTIER

*波多野雄治¹, 横峯健彦², 檜木達也², 橋本直幸³, 大矢恭久⁴, 大塚哲平⁵, 近藤正聡⁶, 宮澤順一⁷,
D. Clark⁸, Y. Katoh⁹, L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹
¹富山大学, ²京都大学, ³北海道大学, ⁴静岡大学, ⁵近畿大学, ⁶東京工業大学, ⁷核融合研,
⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL

1. プロジェクトの目的

プラズマ対向材料、構造材料、冷却材等から構成されるプラズマ対向機器（PFC）中には、必然的に異種材料間および異相間に界面が存在する。中性子照射下では、原子のはじき出しや電子の励起により界面反応が大きく促進されると共に、核変換で生成される不純物元素の界面への偏析等により材料特性が大きく変化する可能性があるが、界面現象に焦点をあてた照射研究はほとんどなされていない。

そこで我々は、W 被覆 PFC および先進液体ダイバータにおける界面現象と、それに及ぼす中性子照射効果を明らかにするため、日米プロジェクト研究「原型炉ダイバータにおける界面反応ダイナミクスと中性子照射効果」（2019 年度～2024 年度）を提案し、採択された。本発表では、計画の概要と進捗状況を報告する。

PHENIX 計画において W のバルク特性に及ぼす中性子照射効果およびヘリウムガス冷却システムでの熱伝達に関するデータベースが構築されており、本研究を遂行し界面に関する知見を加えることで、機器全体としての評価が可能となる。なお、本プロジェクト研究の呼称は FRONTIER（Fusion Research Oriented to Neutron irradiation effects and Tritium behavior at material InterFaces）計画とした。

2. 実施体制

上記の目標を達成するため、表 1 に示すように 4 つのタスクを構成した。中性子照射には PHENIX 計画と同様にオークリッジ国立研究所（ORNL）の HFIR を用いる。現在、タングステン材料と低放射化フェライト鋼の接合材や、液体金属との共存性を高めるため酸化被膜を形成したフェライト鋼など、界面を有する照射用試料の作製を進めている。

表 1 FRONTIER 計画の実施体制

代表：波多野雄治, D. Clark

コーディネーター：横峯健彦, Y. Katoh

タスク	課題	実施責任者	主要施設・設備
タスク 1	プラズマ対向材料/構造材料界面の反応ダイナミクスと照射効果	檜木達也, 橋本直幸, L. Garrison, X. Hu, W. Geringer	HFIR, LAMDA
タスク 2	界面を跨ぐトリチウム移行挙動と事故時の反応ダイナミクス	大矢恭久, 大塚哲平, M. Shimada, R. Kolasinski	TPE, STAR
タスク 3	液体ダイバータ概念成立のための中性子照射下固液界面腐食反応ダイナミクス	近藤正聡, 宮澤順一, B. Pint, Y. Katoh	HFIR, LAMDA
タスク 4	工学モデリング	横峯健彦, C. Kessel	

HFIR: High Flux Isotope Reactor (ORNL), LAMDA: Low Activation Materials Development and Analysis laboratory (ORNL)

TPE: Tritium Plasma Experiment (INL), STAR: Safety and Tritium Applied Research facility (INL)

*Y. Hatano¹, T. Yokomine², T. Hinoki², N. Hashimoto³, Y. Oya⁴, T. Otsuka⁵, M. Kondo⁶, J. Miyazawa⁷, D. Clark⁸, Y. Katoh⁹,
L. Garrison⁹, X. Hu⁹, W. Geringer⁹, M. Shimada¹⁰, R. Kolasinski¹¹, B. Pint⁹, C. Kessel⁹

¹U. Toyama, ²Kyoto U., ³Hokkaido U., ⁴Shizuoka U., ⁵Kindai U., ⁶Tokyo Inst. Technol., ⁷NIFS, ⁸US DOE, ⁹ORNL, ¹⁰INL, ¹¹SNL

[3O_PL] Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bldg. 3F A34)

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Shinji Masumoto¹ (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari¹ (1. TEPCO HD)

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について

Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

(1) 新検査制度の本格運用に向けた関西電力・大飯発電所における

対応状況について

(1) Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*榎本 晋嗣¹¹関西電力株式会社 原子力事業本部

1. はじめに

2020年4月から本格運用が開始される原子力規制検査に向けて、2018年10月から試運用が各発電所において実施されている。本稿では当社での試運用を踏まえた現状の課題認識として、特に「パフォーマンス」をキーワードとした事業者のマインドチェンジに関する状況を紹介する。

2. 試運用フェーズ1、2に関する当面の課題

2-1. パフォーマンススペースの検査の試運用状況（大飯発電所）

新検査制度の特徴として、リスク情報を活用したパフォーマンススペースの検査を志向されており、規制庁検査官がフリーアクセス（事業者に頼らずに事業者図書を確認し、事業者エスコートなしで現場を観察）の仕組みにより、実際の事業者活動に原子力安全上の問題がないかどうか（パフォーマンス）を効果的に検査できるよう、試運用が実施されている[1][2]。

リスク情報活用の試運用の現状としては、図書や現場観察の検査対象選定において、事業者のPRAモデルを活用して原子力安全の観点からリスクが高いものを抽出する計画とされているが、現状は事業者側でPRAモデルの整備途上のプラントが多く、また、提供済みの大飯発電所のモデルについても規制庁で内容確認中であることから、検査対象の選定は定性的な判断によって安全系機器や系統が選定されている。

パフォーマンススペースの観点としては事業者のパフォーマンスとして安全実績指標（パフォーマンス指標、PI）を確認するとともに、PIでは確認できない範囲の事業者活動を対象に、検査により安全上の問題の有無を確認される。本格運用後はフリーアクセスの運用により検査官の活動（どの機器を検査しているか等）をその時点では基本的には事業者は感知しない状況で検査が遂行される状況となる。現在までの試運用では、そのフリーアクセスの成立性確認（特に事業者図書の確認方法）に注力されている。その成立性の確認も必要ではあるものの、一方で、実際の安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンススペースの検査の成立性や運用性も確認すべきである。現時点では、規制側と事業者の双方同席の月例の振り返り会議（面談）において、試運用の結果が共有され、意見交換が実施されているものの、安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンススペースの観点からは、検査指摘となる新たな気づきなしという簡潔な内容となっており、事業者意見としてもフリーアクセスの運用に対する意見提示に留まることが多い[3]。本来、制度設計の観点からは、制度の変更点を網羅的に確認することで本格運用が円滑に進むように試運用期間を活用することが求められる。試運用期間では、事業者側は自身が保証すべき原子力安全上のパフォーマンスが何であるのかを明確化（見える化）し、検査官はそれをどう確認したのか（確認できる見通しが得られたのか）を共有することが理想的である。その際、事業者活動を従来からのコンプライアンススペースの視点のみの確認に留まったのか、あるいはパフォーマンススペースの検査として事業者活動を確認し安全に影響を与えるようなパフォーマンスが十分に確認できたのか、換言すれば、安全上の観点から事業者活動に不足がなかったのかを確認し、本格運用の円滑な開始に向けた共通認識を醸成することが

出来れば、有益な試運用になると考える。現時点においては事業者側からの意見提示（パフォーマンスの明確化の一助となる設計ベースの提示や確認の質疑）が不十分のため、共通認識の醸成には至っていない。現在、設計ベースを明確化するための図書(DBD)を作成している途上であるが、今後、事業者から仮の事例等を題材として試運用の現場でも提示して議論することで、検査指摘の重要度判断の相場観および検査対象とすべき事業者活動が何かという共通認識を醸成することで有益な試運用になると考える。

2-2. 試運用で醸成すべき事業者のマインドチェンジ

事業者としては検査制度見直しの有無に関わらず、従来から事故時に必要となる活動を含めてプラントの安定・安全運転（パフォーマンス）を維持および向上させるために継続的に活動している。一例としては事業者活動を外部機関からレビュー（WANO、JANSI ピアレビューや他電力の独立オーバーサイト）を受けて事業者のパフォーマンスを向上させる活動として、事業者経験で得られたいわゆる世界のエクセレンスとの差分についてレビューを受け、その結果、改善すべき項目があれば AFI 等を受領し改善を図ってきている。また、事業者として CAP（改善措置活動）を見直しており、先例の米国事業者を手本として広く情報（CR、Condition Report）を収集し、プラントのパフォーマンスを改善させるための試運用を開始している。

一方で今回の原子力規制検査では、原子力安全、放射線、核物質防護の観点（7つの監視領域、いわゆる米国 ROP のコーナーストーン）を念頭において、事業者が安全上保証すべき状態が不足している場合（パフォーマンス欠陥あり、かつ、マイナーを超える場合）に、当該の事業者活動の状態が検査の指摘事項となる。

ここで、検査官から事業者活動を見た場合にエクセレンスに向けた項目なのか、あるいは安全上の観点で必ず保証すべき項目なのかについて、事業者として把握し、見える化が出来ていれば効率的に検査が行えることとなる。現在は後者を明確にするために設計ベースを図書として文書化しつつある。設計ベース自体は、現在は複数の図書（設置許可、工認、保安規定、あるいは建設当時の多くの社内資料等）に分散されており、また再稼働前の審査対応者やベテラン社員等の知識や経験にも依存している情報である。設計ベース図書(DBD)はこれらを体系的に整理して理解しやすくするための文書であり DBD は検査において効率的にパフォーマンス欠陥かどうかを判断するために検査官も閲覧するものとなる。

原子力規制検査において検査対象のうち指摘事項となる事象は、パフォーマンス欠陥であってマイナーを超えるものであるが、パフォーマンス欠陥とは規制要求事項または事業者の自主ルールに抵触している状態かつ予見および予防可能なものであり、マイナーを超えるものとは、監視領域の一例の原子力安全としては、プラントの事故等が発生した時の停止操作（炉心損傷防止、格納容器破損防止のための操作）が行えない状態等であれば指摘事項となる。ここで重要な点は、「事故等が発生した時の状態」を想定した場合において必要なパフォーマンスが発揮できるかという点である。換言すれば、DG や安全系ポンプ等の機器が「今」動作していることを確認するだけでなく、事故時等の状態で必要な性能を発揮できるかどうか、いわゆるパフォーマンスが維持できているかが重要であり、この点において事業者のマインドチェンジが求められている。

例：プラント運転中、非常用 DG の月例の定期試験に伴い、DG 室の冷却ファンを起動したが、「冷却ファン風量低」警報が発信した。運転員が警報発信原因を調査したところ、土木関係の作業において、ファンの外気取入口がシートにて養生されていることを確認した。警報発信から養生撤去まで短時間（例えば 45 分）で完了したため、DG の機能喪失はしておらずオペラブルであったと判断した。今後の傾向監視の分析にも用いる有益な情報となることから、本事象を CAP に登録することとした。

この例の場合、事業者として CAP に登録する際に考慮すべき事項の例示を下記に挙げる。

- ・要求事項は何か。（この例では「ファンの風量」ではなく、「DG 室の温度が一定以下」と考えられる）
- ・夜間や週末の人手が少ない時間帯、あるいは最も過酷な季節でも LOCA 等が発生して DG の機能が要求された場合にも同じように短時間で対応可能か。

- ・機能喪失していない（オペラブルであった）と判断した自身の技術的評価は妥当か。
- ・実際に事象が発生した時に室温は守られていたか。
- ・他の DG の待機状態は問題ないか。等

このように「要求事項」や「事故を想定した場合にもオペラブルであったと判断をしたこと」が分かる情報を CAP に登録しておくことで、効率的にプラントのパフォーマンスの把握が出来るものとする。

3. 事業者における CAP 試運用

3-1. CAP の実例によるパフォーマンスの理解状況

当社は CAP 会議を従来から実施してきているが、今回の新検査制度に併せて、CAP 会議の見直しを行っており、特徴として、広く情報を収集し、重要度に応じた原因分析および是正処置を行うこととしている。

見直し版の CAP 会議の試運用としては、大飯発電所で 2018 年 10 月から社員を対象に開始し、高浜および美浜発電所は 2019 年から開始し、現在は 3 サイトともに協力会社からも情報収集するように対象を拡大して試運用を行っている。具体的には CAP システム試運用データベースを構築し、CR (Condition Report) を CAP システム DB に入力し、スクリーニング会議で安全への影響度 (CAQ 高/中/低、Non-CAQ) の分類案、処置担当課案を議論した上で、CAP 会議に付議して重要度および処置担当課を決定する試運用を行っている。スクリーニングメンバーの職位は品質保証室（責任者）、発電室、機械系および電気系の役職者であり現在 6 名で試運用を行っている。

これまでの試運用の実例および重要度判断のスクリーニングの効率化（パフォーマンスの向上）に向けた今後の CAP の改善策の方向性を紹介する。具体的には、CR には当該系統や設備に対する要求事項は何か、それに反している状態および問題は具体的に何か、重要度を踏まえた処置期限になっているか等を把握できるような情報を記載することで、スクリーニングメンバー以外が CAP システム DB を閲覧した場合にも発電所の状態を効率的に把握することができることから事業者としてもパフォーマンスを高めることに繋がり、目指すべき姿であると考えている。なお、今後の検査においても、検査官が直接 CAP システム DB へアクセスして検査対象をサンプリング選定されると想像しており、事業者による改善を行うことで、合理的な検査に向けて双方にとって有益な状態になると思われる。なお、米国の検査同様に、CAP システム DB の情報のみで検査指摘の判断がされることはなく、それ以外の事実確認も経て重要度の判定がされると考えている。

3-2. 米国事業者の CAP スクリーニング要員の養成例

米国のある事業者はスクリーニング要員を社内資格制度で管理および養成し、CAP スクリーニングのパフォーマンスを維持および向上させている。社内認定に際しては、事前に 20 種類の関連資料（社内資料（CAP 概要、傾向監視ルール、セルフアセスメント／ベンチマーキングルール、OE プログラム、オペラビリティ判断ルール、保守規則ルール）や INPO 資料（安全文化（INPO-12-012）、パフォーマンス改善（INPO14-004（NEI16-07））等）および関係法令を読破させ、実際のスクリーニング会議および CAP 会議を観察させ、スクリーニングメンバーとしての自身の役務を理解していることを有資格者との議論で確認した上でメンバーとして認定する運用管理を行っている。スクリーニングメンバーは、11 名であり、その職位としては、パフォーマンス改善チーム（責任者）、原子炉運転員（経験者）、規制対応部門、エンジニアリング部門、保守担当部門、作業管理部門、改造工事部門、水質管理部門、放射線管理部門、セキュリティ部門、訓練部門、その他必要部門から人選しており、各人の任命に際しては上述の認定を予め行っている。これらは CAP スクリーニングメンバーの力量レベル（パフォーマンス）を維持するために有効な管理方法であると考えられる。

4. 事業者のパフォーマンス意識の向上

4-1. SDP 要員育成計画および実施状況

新検査制度で検査指摘となる可能性がある気付き事項はマイナーを超えると判断された後、SDP（重要度決定プロセス、米国 IMC609 を元に日本版も作成されている）に従って重要度の色判定がなされるが、この IMC609 は安全上の観点から、事業者として安全確保上、管理が必須である項目が具体的に記載されており、IMC609 を理解することが事業者としても安全確保のためのパフォーマンスの意識を向上させるためにも得策である。

当社においては 2018 年度下期から米国 SDP (IMC609) を理解するための教育を自主的に行っている。具体的には「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド」の理解に先立ち、米国 SDP を理解するために米国の検査指摘の実例を用いて、2018 年度は本店の検査対応事務局（6 名）が講師となり米国 NRC の検査報告書から指摘事例をいくつか抽出し、試運用フェーズ 1 の検査対象ガイドの分野に限定して発電所の関係課（約 20 名／3 サイト）に対して、約 30 事例を題材に簡易な教育を実施した。

本年度（2019 年度）は更なる充実方策として、発電所に SDP 要員を今年中に育成すべく、教育受講者を拡大（約 60 名／3 サイト）かつ明確化（責任者およびキーマンを選定）して教育を開始している。体制としては、本店の検査制度事務局が取りまとめ及び主たる講師となり、発電所の検査制度事務局が受講する関係課（要員）の取りまとめを行い、付属書毎に担当課員を割り当てて、付属書毎に教育を実施する体制としている。付属書のうち従来からの業務に紐付けしやすい「放射線管理」「火災防護」「核物質防護」については、それぞれの業務を受け持つ本店と発電所の当該部署が講師および受講者となる体制としている。

表 1 米国 SDP 事例の社内教育実績（2018 年度）

米国事例（件数）	IMC609 App.	米国検査手順書 IP
荒天前の不十分な点検他(7)	A、M	71111.01 自然災害防護
ISI 検査期間の不適切な延長他(3)	A	71111.08 供用中検査
作業連絡不備で保守時のリスク評価せず他(4)	K	71111.13 メンテナンスリスク評価
溢水対策リストの漏れによる RHR 機能喪失リスク増加他(7)	A、G	71111.15 可用性判断及び性能評価
D/G リレーの不適切な保守他(3)	A、G	71111.19 メンテナンス後試験
弁の誤操作で SFP 水位低下他(4)	A、F	71111.20 停止中操作
不適切な放射線管理による計画外の内部被ばく他(4)	C、D	71124.04 放射線被ばく管理、71124.06 放射性廃棄物管理

4-2. コンフィグレーション管理の充実に向けた一時的な構成変更管理の試運用状況

発電所の運用において、コンフィグレーション管理のうち、一時的な構成変更（TCC：Temporarily Configuration Change）の管理も安全上の観点から必要である。一時的な変更管理とは、発電所の設計時（建設時）には明示的には考慮されていない資機材、仮設足場、鉛遮へい、計測器、ベント・ドレンホース、車両等を発電所構内に一時的に設置する場合においても、本設機器・配管等の機能（設計ベース）を損なうことがないように管理するものである。仮設足場については、米国においてもプラント安全機器へのオペラビリティ影響について、具体的な検査指摘の実例を元に NRC から注意喚起文書（INFORMATION NOTICE 2007-29）が発行され、事業者に対して、仮設足場が安全系機器・配管等に影響を与えないように十分な手順書による管理手法を確立し実行することを求めている[4]。

これらは、発電所の安全上の観点（パフォーマンス向上）の観点から事業者として管理すべき項目であると考えており、現行の社内ルールでは、管理すべき要求事項を一部明確化しているものの、一定のパフォーマンスを維持するためには下記に示すような資機材等を対象とした管理方法について、新たに社内ル

ールを定めることも必要と考えており、現在、試運用を行っている。

・例1；一時的な足場の設置として、運転中プラントの耐震 S クラス機器・配管等の近傍に設置する場合を対象とした本設機器・配管等への耐震性影響（プラント停止中及び B/C クラス近傍は既存の社内ルールで対応済み。）

・例2；一時的な資機材や車両持込、あるいは可搬型 SA 設備の配置変更等によるアクセスルート、外部火災防護、外部溢水防護、SA 手順書の成立性等の影響（耐震波及影響、内部火災防護影響、内部溢水防護影響は既存の社内ルールで対応済み）

5. まとめ

事業者としては、先行の米国事業者の実例も参考にしながら、今回の検査制度見直しの特徴の一つであるパフォーマンススペースの検査への見直しを良い契機とし、事業者として保証すべきパフォーマンスとして、原子力安全、放射線安全、核物質防護の観点（7つの監視領域）を念頭に、事故の発生防止および事故時に発揮すべき原子力安全の性能を確実に維持し、プラントの平常時被ばく量を低減し、核セキュリティ対策を確実に行うことにより、実際の安全上の問題はないかというパフォーマンスを常に自問自答するようにマインドチェンジを図りつつ、本格運用の円滑な開始およびそれ以降の運用の定着に向けた改善活動を継続的に実施していく。

参考文献

- [1] 検査制度見直しに関する試運用実施のための説明会資料（原子力規制庁）（平成 30 年 8 月 20 日）
- [2] 検査制度の見直しに関する試運用実施のための説明会資料（フェーズ 2）（原子力規制庁）（平成 31 年 2 月 5 日）
- [3] 検査制度見直しに関する関西電力株式会社との試運用に関する面談 議事要旨（令和元年 5 月 8,9,14 日、6 月 4 日他）
- [4] NRC Information Notice（IN 2007-29, Temporary Scaffolding Affects Operability of Safety-related Equipment）

*Shinji Masumoto¹

¹The Kansai Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Division.

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について
Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

(2) 新検査制度の本格運用に向けた東京電力HD 柏崎刈羽原子力発電所における対応状況について

(2) Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for introduction of Nuclear Regulation Inspection

*藤曲 久元¹¹ 東京電力ホールディングス株式会社

1. 緒言

2020年4月に施行される原子力規制検査（以後、「新検査制度」という）は、事業者はリスク情報を活用しつつ自らの主体性により継続的に安全性を向上させ、規制機関はリスク情報を活用しそれら事業者の活動を監視・評価することを基本理念としている。[1]

施行に先立ち2018年10月から全国の原子力発電所で試運用が行われている。当社も試運用を通じて新検査制度における視点などを学び、本格運用に向け各種取組を進めているところである。

本論文では、新検査制度の本格運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組の当社の対応状況、及び今後の展望について述べる。

2. 事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所では、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っている。それら活動はCAP、系統監視、コンフィグレーション管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などの取組を通じて自主的に改善することで、発電所の安全性をより一層向上させると考え、取組の定着・強化に継続的に努めているところである。

3. 当社の各種取組

3.1 CAP（是正措置プログラム）

当社は2017年10月よりCAPを導入し、安全性向上活動に活用しているところである。これは従来の事象発生後の不適合情報にもとづく是正中心の活動から、事象発生前の劣化兆候や品質未達事項を特定し原因分析・是正するような、予防・検知に重点をおいた活動に改善していくことで、安全性向上の実現をしようとするものである。新検査制度は事業者の自主的な安全性向上活動に重きを置いて監視するものであり、このCAPの活動状況が、事業者の安全性への意識レベルが現れる重要なツールとなるため、実際に試運用でも検査官は注視している。

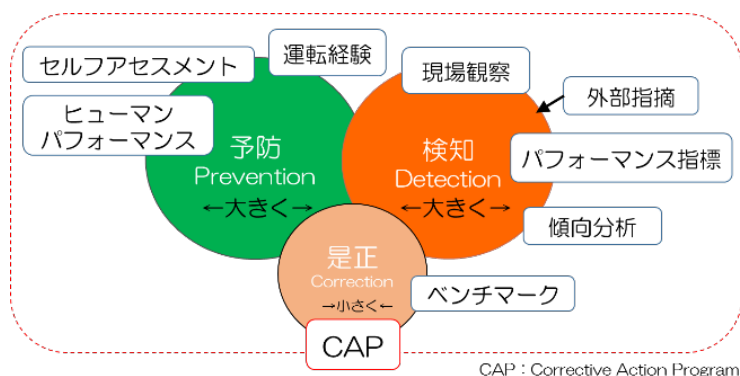


図1 是正措置プログラムの改善

現在、発電所上位者による現場観察結果、原子炉主任技術者の気付き、検査官や外部機関の指摘等のプログラムへのインプットが開始しており、新たに発電所に配置されたパフォーマンス向上コーディネーター（PICO）が内容の分析・評価を行い、日々のパフォーマンス向上会議における重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

今後、協力企業の作業員にも気付きをインプットしてもらうよう裾野を広げ、更にインプットの拡充に合わせて、インプット情報のスクリーニングの基準に原子力安全上の問題（CAQ）とそれ以外の問題（Non-CAQ）の考え方を取り入れ、効率化を図る予定である。

3.2 系統監視

設備の信頼性、可用性、安全性、パフォーマンスを持続的に向上させることを目的とし、日々系統や機器の監視を行っている。現在設備に精通したシステムエンジニア 4 名が、系統監視プログラムに基づき、主要系統 16 系統の監視に着手している。今後、システムエンジニアの育成を進め、1 運転プラント 5 名程度の体制で、重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 コンフィグレーション管理（構成管理）

設計要件、実際の機器、設備図書の 3 要素の整合を維持・管理することで、各種安全性評価、保全計画立案、改造等を適切に実施することを目指している。これは事業者にとって重要な管理要件であり、新検査制度では検査官もこの安全性評価などを、事業者が適切に実施していることを確認することが必須となっている。

現在、管理すべき設計・設備情報を抽出し、残留熱除去系、高圧代替注水系をモデルケースとして、設計基準文書を整備したところである。更に安全上重要設備を優先に他系統の整備を計画している。また、変更時の管理を行う関連図書支援システムを開発しており、今後試運用を行う予定である。

コンフィグレーション管理は発電所の運転や設備保全に携わる者がその必要性を理解することが重要であり、現在研修を通じて計画的に理解活動を実施している。

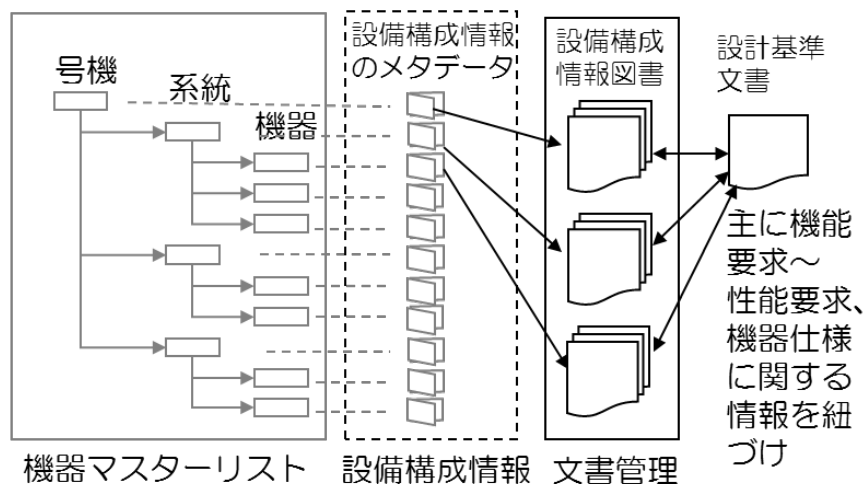


図2 設計基準文書作成のイメージ

3.4 パフォーマンス指標の測定とレビュー

各種分野においてパフォーマンス指標を設定・採取し、所長や所内幹部、本社幹部が参加する毎月のレビュー会議において、目標値と結果を比較し、あるべき姿に到達するための改善の議論を行い、パフォーマンスの向上を目指している。

2018 年度第 4 四半期より新検査制度に対応した規制要求項目（安全実績 PI）の試運用採取が開始し、電力共通で自主的に設定した項目（共通自主 PI）についても試運用採取が開始した。安全実績 PI については

2020 年 4 月から正式に規制庁へデータを提示し、それが規制庁 HP で公開されることになっている。



図 3 福島第二パフォーマンスレビュー会議

3.5 リスク情報活用

2018 年 2 月、原子力発電事業者 11 社で「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」を取りまとめている（図 4 参照）。[2]

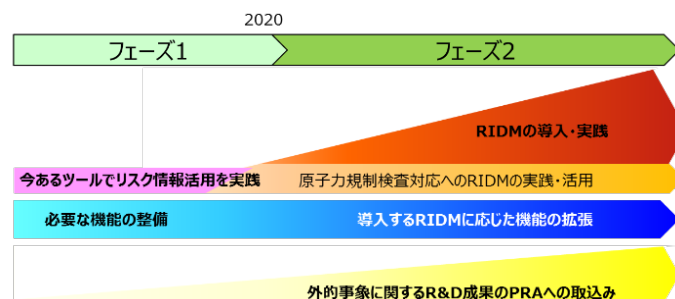


図 4 リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社では、フェーズ 1 の取組として、まずリスク情報を適切に使いこなすことができるようになるため、工事等のリスクを評価した週間リスク予報をとりまとめて工事工程策定やバックアップ対策検討に利用するなど、日々実践することで社員への意識定着に努めている。

更に、設計管理や運転管理へのリスク情報活用の適用を検討中であり、PRA 高度化モデルの整備を進めている。このモデルは新検査制度でも活用され、特に新検査制度の理念であるリスク情報を活用し、事業者の活動を監視・評価する上で重要なツールとなる。高度化にあたり運転中内の事象モデルの整備を先行しているが、将来的に停止時モデルや外的事象（地震・津波）モデルも整備していく。

フェーズ 2 の取組としては PRA モデルを活用したリスク評価にもとづき、設備の保全方法の最適化を行い、それに伴い CAP のグレード分けに反映することを目指している。

3.6 原子力規制検査制度の意識定着活動について

新検査制度では、規制庁が作成した検査ガイドに基づき、検査官がフリーアクセスで前述のような事業者の自主的な安全性向上の各種取組を発電所員へのインタビューなどを行いながら網羅的に確認する。更に検査官は気付いたことをスクリーニングにかけ安全重要度評価を行い、最終的にマイナー、緑、白、黄、赤といったグレードの特定を行い、評価結果によって追加検査等の措置を行うことになる。これは従前の保安検査のような逐条的な方法による検査から大きく変わる点であり、事業者側も制度の内容を理解した上でインタビュー等適切に対応する必要がある。そのため昨年から発電所員や協力企業作業員へ、新検査制度の概要や検査官の振舞いなどの説明会を開催し、更に発電所員は検査ガイドの内容の理解活動も行っている。また安全重要度評価についても、新検査制度本格運用後に指摘をもらった際、社内でも安全上の影響度を評価するため、選抜メンバーが具体的な事例を用いて練習を始めたところである。

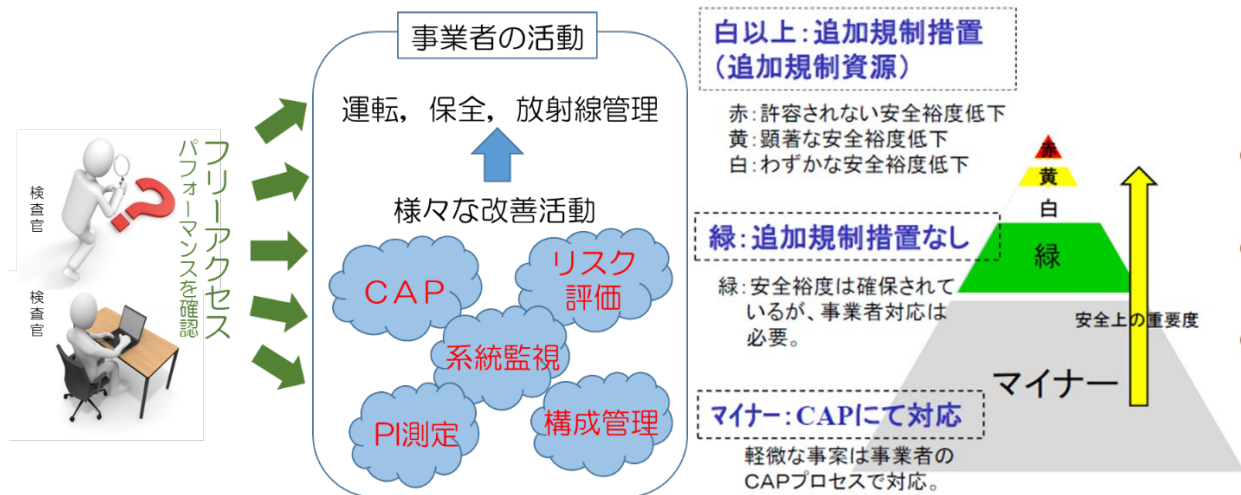


図5 新検査制度の検査官の振舞い

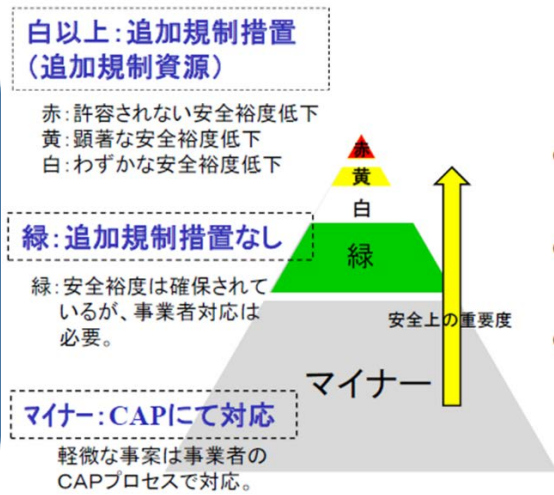


図6 安全重要度評価区分

4. 結論

新検査制度の基本理念に従い、本格運用に向け自主的な安全性向上の取組の拡充を進めているところである。現在、原子力規制庁が新検査制度の試運用を実施しており、当社は安全性向上の実績を着実に積み上げるとともに、原子力規制庁の制度検討および試運用にも引き続き協力していく。

新検査制度は制度検討および試運用を経て、リスク情報を活用した効率的でパフォーマンスベースのより規範的でないものとなりつつある。当社も安全への一義的責任のもと、今後自主的な安全性向上の取組をより一層活性化していきたい。

参考文献

- [1] 第7回原子力規制庁検査制度の見直しに関する検討チーム、“検査制度の見直しに関する中間とりまとめ”、p.15
- [2] 原子力発電事業者 11 社、“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”、2018.

*Hisamoto Fujimagari¹

¹TEPCO