Wed. Sep 5, 2018

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

The effect of low-dose radiation exposure and findings in the Fukushima Health Management Survey

*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

Perspectives on key issues

*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water

Current status of discussion on handling tritiated water

*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water

Perspectives on key issues

*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues

*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for Fukushima Environmental Remediation

*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

Planning Lecture | Special Session：Special Session

2:45 PM - 4:45 PM JST | 5:45 AM - 7:45 AM UTC | Room B A21 -A Building

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

[1B_PL0201] The purpose of session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants

*Mitsuo Matsui[1] (1. WANO TC)

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*yasuhiro Kettoku[1] (1. KEPCO)

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*Kohta Juraku[1] (1. Tokyo Denki Univ.)

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C B21 -B Building

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee

*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1) Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

Chair:Minoru Okoshi(JRIA)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M E11 -E Building

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] (1. JAEA)

[1M_PL05] Discussion

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"

*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

Thu. Sep 6, 2018

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A_PL] Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC

[2A_PL01] Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident

Overview of insoluble Cesium particle

*Yukihiko Satou[1] (1. JAEA)

[2A_PL02] Monitering method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

[2A_PL03] Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B_PL] Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

Chair:Noriyosu Hayashizaki, Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

[2B_PL01] New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*Yasuo Wakabayashi[1] (1. RIKEN)

[2B_PL02] Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

[2B_PL03] Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*Takahiro Tadokoro[1] (1. Hitachi)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D_PL] Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

Chair:Takayuki Terai(Univ. of Tokyo)

[2D_PL01] Progress in the World

*Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL02] Progress in Japan

*Michio Yamawaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL03] Progress in China

*Xu Hongjie[1], Xia Xiaobin[1] (1. SINAP)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_PL] Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-prolifaration, Safeguards and Security

Chair:Kazunori Suda(JAEA)

[2F_PL01] Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safegurads, and security Purpose

*Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (2) International trends on clearance and relevant studies for recycle

Chair:Itsumasa Urabe(Fukuyama Univ.)

[2G_PL01] Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[2G_PL02] Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*Taro Shimada[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*Tomoyuki Takahashi[1] (1. Kyoto Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*Naoto Kasahara[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2H_PL02] Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*Yukihide Mori[1] (1. MFBR)

[2H_PL03] Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2H_PL04] Discussion

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

[2K_PL01] Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*Toshiaki Hiyama[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current status and issues of security measures at university RI facilities

*Tsutomu Ohtsuki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2K_PL04] Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo)

[2K_PL05] Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[2L_PL01] The current status of disseminating information thourgh mass media and the future

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2L_PL02] The current state of the positional statement and the future

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N_PL] Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

Chair:Satoshi Fukada(Kyushu Univ.)

[2N_PL01] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities

*Noriyasu Ono[1] (1. Nagoya Univ.)

[2N_PL02] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies

*Akira Ozaki[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

[2N_PL03] Present status of education and human resources in nuclear engineering

*Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O_PL] Nuclear Energy in Poland

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)

[2O_PL01] Nuclear Energy in Poland

*Kazuhiko Kunitomi[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P_PL] Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2P_PL01] Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[2P_PL02] Classification of Resolved/Unresolved Issues andImplications for Nuclear Safety Research

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[2P_PL03] Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*Yasunori Yamanaka[1] (1. CRIEPI)

Fri. Sep 7, 2018

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C B21 -B Building

[3C_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters Consideration on the safety culture within R&D institution

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[3C_PL01] Safety culture fostering activities of JAEA

part 1 Efforts of JAEA

*Kimio Ito[1] (1. JAEA)

[3C_PL02] Safety culture fostering activities of JAEA

part 2 Consideration from the accident of O-arai PFRF

*Norio Nomura[1] (1. JAEA)

[3C_PL03] Comments for the safety culture within R&D institution (part 1)

*Akihide Kugo[1] (1. JANSI)

[3C_PL04] Comments for the safety culture within R&D institution (part 2)

*Takeshi Iimoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 2 - Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development (JUNET-GNHRD)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E A34 -A Building

[3E_PL] Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

Chair:Tetsuo Iguchi(Nagoya Univ.)

[3E_PL01] Outline of Program

*Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL02] 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminars

*Akira Nishimura[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar "Dojo"

*Manabu Sato[1] (1. Hachinohe Tech.)

[3E_PL04] 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development for International Future Leaders

*Yasuhiro Kanto[1] (1. Ibaraki Univ.)

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 3 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference - Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[3F_PL] Research developments using excellent properties of Lasers II

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

[3F_PL01] Development of a non-invasive blood glucose sensor using a mid-infrared laser

*Koichi Yamakawa[1] (1. QST)

[3F_PL02] Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*Ippei Ishizuka[1] (1. 日立GE)

[3F_PL03] Emission spectra of laser-produced plasma in water

*Tetsuo Sakka[1] (1. 京大)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[3H_PL] Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

[3H_PL01] Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*Yoshitaka Wada[1] (1. Kindai Univ.)

[3H_PL02] Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation with Machine Learning

*Yasushi Nakabayashi[1] (1. Toyo Univ.)

[3H_PL03] Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*Naoki Hosoya[1] (1. Hitachi)

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[3I_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[3I_PL01] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Masumi Ishikawa[1] (1. Tepco HD)

[3I_PL02] The effort of organization for decommissioning, and the situation of a road map

*Yusuke Tanaka[1] (1. METI)

[3I_PL03] The technical strategy for Fukushima Daiichi NPS decommissioning and perspective of R&D

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3I_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[3I_PL05] Topics of Decommissioning Committee
WS廃炉の論点と対応

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network：Operation and Power Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[3O_PL] Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[3O_PL01] The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*Masanobu Iwasaki[1] (1. KEPCO)

[3O_PL02] Ageing Management for Metalic Components / Structures

*Taku Arai[1] (1. CRIEPI)

[3O_PL03] Ageing Management for insulation degradation of electric/instrumentation equipment

*Nobuhiro Ishii[1] (1. TEPCO HD)

[3O_PL04] Ageing Management for reduced strength of concrete structure

*Ryuu Shimamoto[1] (1. Chubu Electric Power)

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 - A Building

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

[1B_PL0101] Opening remarks at this session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0102] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

The effect of low-dose radiation exposure and findings in the Fukushima Health Management Survey

*Hideki Matsumoto[1] (1. JRRS, Univ. of Fukui)

[1B_PL0103] Challenges for health communication due to radiation exposure after the Fukushima nuclear accident

Perspectives on key issues

*Yoshihisa Matsumoto[1] (1. JRRS, Tokyo Tech)

[1B_PL0104] Towards handling tritiated water

Current status of discussion on handling tritiated water

*Takami Morita[1] (1. JSFS, NRIFS)

[1B_PL0105] Towards handling tritiated water

Perspectives on key issues

*Kaname Miyahara[1] (1. AESJ, JAEA)

[1B_PL0106] Potential risks of fuel debris retrieval; Perspectives on key issues

*Shunichi Suzuki[1] (1. JSCE, Univ. of Tokyo)

[1B_PL0107] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for 1F Decommissioning

*Hiroshi Miyano[1] (1. AESJ's 1F Decommissioning Review Committee, Hosei Univ.)

[1B_PL0108] Encouraging further cooperation with ANFURD

Perspectives for Fukushima Environmental Remediation

*Reiko Nunome[1] (1. AESJ's Fukushima Support Projects, NUMO)

[1B_PL0109] Open the floor for discussion

*All speakers[1]

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

2018年秋の大会

理事会セッション

学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか

Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

上坂 充[1]，*駒野 康男[1]，*鈴木 俊一[2]，*布目 礼子[1]，*松本 英樹[3]，
*松本 義久[3]，*宮野 廣[1]，*森田 貴己[4]，*宮原 要[1]
[1]日本原子力学会、[2]腐食防食学会、[3]日本放射線影響学会、[4]日本水産学会

1. セッションの概要

日本原子力学会（以下、本会）の提案により、平成 28 年 5 月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36 学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。これらにより、まず取り組むべき課題として社会的にも関心が高い次の３つが挙げられた。①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」（福島復興）、②「トリチウム水の取扱い」（福島復興・廃炉推進）、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」（廃炉推進）。この度、これらの課題について集中的に議論し、下記のとおり論点を整理し、ANFURD としての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」の論点としては、住民に放射線に関する情報を示し、住民から懸念や不安を表明させ、さらに住民が欲しがる情報を提供することで参加協力につなげる取り組みが重要。100 ミリシーベルト以下の低線量域については、放射線被ばくによる確率的影響を疫学的に検出することは極めて難しく、低線量域でも線量に依存して影響（直線的な線量反応）があると仮定して、国際放射線防護委員会（ICRP）が放射線防護の勧告を行っていることを注意深く説明することが求められる。福島県での子どもの甲状腺検査について、検査でがんが見つかっていることについて、高精度の調査が大規模に行われたことによる「スクリーニング効果」と指摘されており、放射線の影響は考えにくいと評価されているが、検査を受けることによる不利益についても丁寧に説明しながら検査を継続することが求められる。

「トリチウム水の取扱い」の論点としては、トリチウムに係る規制基準において、排水の濃度限度等が定められており、多核種除去設備等で処理した水（トリチウム水）についても規制を満たして安全に排水することができる。トリチウム水を溜め続けることには限界があり、かつその必要がないことから、どのようにして対処することが最善か、そのときの評価をどのようにするかを、社会的な背景も含め議論することが重要。

「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」の論点としては、燃料デブリ取出しの目標を設定し、将来何が起こりそうか目標達成に関わる一連のプロセスを俯瞰し、時間軸を考慮したリスク低減措置を複数構築しておくことが肝要。とくに、燃料デブリは様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、取り出し・保管時における放射性物質の漏えい・飛散抑制、被曝低減、さらには構造物の機能維持、未臨界維持、水素の火災・爆発防止等も考慮してどのように安全に取り出しを完遂するかが鍵を握る。このため、多方面から多様化を狙い、様々な手法の検討を行うことが必要であり、学協会としてバックアップを行うことが重要である

さらに、本会の福島特別プロジェクトと廃炉検討委員会からの ANFURD の取り組みへの期待や連携の在り方についてのコメントを頂いた上で、本会の学会員との質疑・意見交換を通じて ANFURD の取り組みについて理解を得るとともに、頂いた意見を今後の ANFURD の活動に役立てていく。

Mitsuru Uesaka[1], *Yasuo Komano[1], *Shunichi Suzuki[2], *Reiko Nunome[1], *Hideki Matsumoto[3], *Yoshihisa Matsumoto[3], *Hiroshi Miyano[1], *Takami Morita[4], *Kaname Miyahara[1]
[1]AESJ、[2]JSCE、[3]JRRS、[4]JSFS

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1B_PL01] Challenges of ANFURD for contributing to Fukushima recovery and 1F decommissioning

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)
Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room B (A21 -A Building)

[1B_PL0109]Open the floor for discussion

*All speakers[1]

日本原子力学会の提案により、平成28年5月に関連する学協会が集い「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（以下、ANFURD；現在、36学協会が参画）が発足した。福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図るため、これまで、情報交換会とワークショップを開催し、互いの活動を報告し合い、ニーズを共有し、連携活動を具体化するための議論を行った。その上で、まず取り組むべき課題として、①「放射線被ばくと健康・コミュニケーション」、②「トリチウム水の取扱い」、③「燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題」を挙げた。これらの課題について集中的に議論し、論点を整理し、ANFURDとしての見解やどう取り組むべきかをまとめたので報告する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Special Session：Special Session

Wed. Sep 5, 2018 2:45 PM - 4:45 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 5:45 AM - 7:45 AM UTC | Room B A21 - A Building

[1B_PL02] Nuclear Power Plant Safety Now

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

[1B_PL0201] The purpose of session

*Yasuo Komano[1] (1. President of AESJ)

[1B_PL0202] Securing the safety of the world's nuclear power plants

*Mitsuo Matsui[1] (1. WANO TC)

[1B_PL0203] Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*yasuhiro Kettoku[1] (1. KEPCO)

[1B_PL0204] Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*Kohta Juraku[1] (1. Tokyo Denki Univ.)

[1B_PL0205] Safety of Nuclear Power Plant from academic point of view

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（１）挨拶・開催の趣旨

(1) The purpose of session

*駒野康男[1]　宮野　廣[2]
[1]日本原子力学会会長、[2]法政大学

抄録　福島第一原子力発電所の事故から 7 年がたった。原子力発電所の安全は、事故後どのように変わったのか。世界の原子力発電の安全の確保をはじめ、わが国での安全の確保はどのように進展しているのかを、様々な視点から見て、学会として専門家の目線でその安全を確認する。

キーワード：原子力発電所の安全，福島第一の事故の反省，様々な世界の視点
Nuclear Safety, Lesson and Learn from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, View Points of the World

1. 緒言

福島第一の事故以来7年が経過し、世界の原子力発電所も必要な処置をとり、順調に運用を続けている。わが国の 60 基あった原子力発電所は、22 基が廃炉に、再稼働が 9 基、原子炉設置許可済みが 6 基、新規制適合審査中が 11 基、未申請が 12 基の状況である。多くの安全策を付加して、関西電力の高浜 3/4 号機、大飯 3/4 号機、九州電力の川内 1／2 号機、玄海 3/4 号機、また四国電力の伊方 3 号機の計 9 基が稼働しているが、今後順次、再稼働していくものと推察される。このような状況の中で、原子力学会は改めて、運用されている原子力発電所の安全の状況を広い学会の立場で、様々な視点から分析し、それを確認し社会に発信しなければならないと考える。

2. 「原子力発電の安全は今」を分析する

今、世界で稼働している原子力発電所の安全策はどのようになっているのか。福島第一の事故の後、わが国の安全確保への見方は大きく変わり、基準の見直し、数多くの取り組みの見直しが実行されている。具体的にどのように安全確保が成されているのか、世界の目線としてＷＡＮＯの視点からと、わが国での状況を、運用している事業者の目線、受け入れる社会の目線、科学、学術を担う学の目線から、とらえているところを示してみたい。原子力学会は広い分野から、研究を担う部門は、発電炉部会、社会・環境部会、原子力安全部会など 19 部門で構成されている。原子力発電の安全を担う責任の一翼を担っているものであり、学会としての安全確保の状況を共有したい。

①世界の原子力発電所についての状況を世界の原子力発電所の安全を担うＷＡＮＯからの報告
②わが国の原子力発電所の取り組みの状況を、代表して関西電力（発電部会で調整）から報告
③原子力発電所の再稼働に当たり社会からはその安全についてどのように受け止められ、どのような問題提起がなされているのか、社会科学の視点からの見解
④包括的に原子力発電所の安全確保についての福島第一事故の後の日本の原子力発電を中心に世界との比較として学術的な評価と見解

この結果を、今後の取り組みの参考とし、更なる安全性の向上に活かしたい。

３．結言

安全のレベルは高い。しかし、常に安全性の向上に取り組むことが肝要である。

---

*Yasuo Komano[1], Hiroshi Miyano[2]
[1]Chair of Atomic Energy Society of Japan, [2]Hosei Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（２）世界の原子力発電所の安全確保

(2) Securing the safety of the world's nuclear power plants

*松井　三生[1]

[1]WANO 東京センター

抄録　世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である世界原子力発電事業者協会(WANO：World Association of Nuclear Operators)の取り組みについて、福島事故後の対応を含め紹介する。

キーワード：世界の原子力発電所の安全性・信頼性、福島第一原子力発電所事故後の対応

The safety and reliability of nuclear power plants worldwide, WANO’s response post Fukushima Daiichi Nuclear Accident

1. はじめに

1986 年 4 月にチェルノブイリ原子力発電所事故が発生し、この事故を機に、世界的な原子力情報交換組織の必要性が高まりました。当時、英国の中央電力庁総裁であったマーシャル卿により世界原子力発電事業者協会(WANO ： World Association of Nuclear Operators)の構想が提唱され、1989 年 5 月に世界の原子力発電事業者により、原子力発電所の安全性と信頼性を高めることを目的に、WANO が設立されました。

WANO の使命は、会員間の相互支援、情報交換、切磋琢磨を通じて、それぞれのパフォーマンスを評価し、ベンチマークし、共に向上させることにより、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を最高レベルに高めることにあります。

WANO は、世界の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるため、ピアレビューを主とした活動を実施してきました。

福島第一原子力発電所事故以降、WANO もこの事故を教訓に、このような事故を 2 度と起こさないという観点から、安全性・信頼性向上のために活動を充実・拡大してきました。

現在、原子力開発は西欧中心からアジア中心へと遷移しつつあり、中国、インドといった国において、原子力開発が積極的に進められています。そしてさらにバングラディッシュ、トルコ、ベラルーシ、アラブ首長国連邦といった国も、原子力の新規導入を図ろうとしています。

こういった状況変化に適切に対応するため、WANO は長期計画 (COMPASS) を策定しました。COMPASS では、WANO の一貫性をより高めるべく、取り組むべき領域として、“世界の運転中の原子力発電所の高いパフォーマンスを支え続ける”、“高度に訓練された専門化集団を形成し、WANO チームの有効性を最大限に伸ばす”、“より効率的で一貫性のある諸施策を開発する”、“新規ユニットおよび新規参入者の支援をする”を定め、活動しています。

以下、世界の原子力発電所の安全性と信頼性を高めるための組織である WANO の取り組みについて紹介します。

---

*Mitsuo Matsui[1], [1]Chairman of WANO Tokyo Centre.

2. WANOの組織

WANOは非営利組織で、商業原子力発電所の全ての事業者が会員であり、125以上の会員（原子力発電所数：516基(2017年末時点）)が所属している。

WANOの組織を図1に示す。WANOはアトランタ、モスクワ、パリおよび東京の4カ所の地域センターと各地域センター理事会の代表者からなるWANO世界理事会で構成されている。WANO世界理事会の事務局としてロンドン事務所、そしてそのブランチオフィスで、新規ユニット支援を目的とした香港オフィスがある。

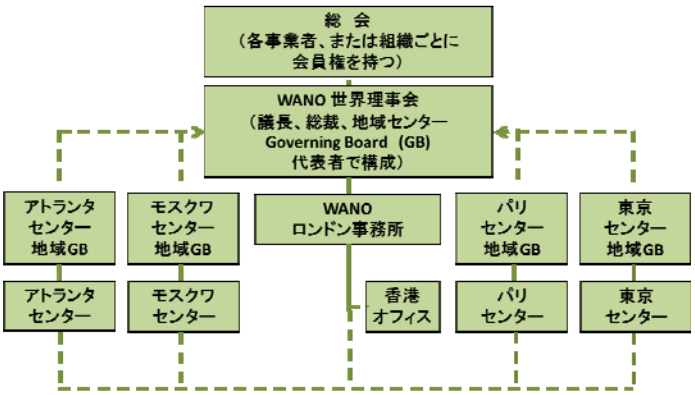


図1　WANO組織図

世界中の発電所の安全性を維持、向上していくためには、地政学的に異なる各地域センターが、一貫性のある活動を展開することが重要である。このため、WANOの活動方針やプログラム等は、世界理事会にて決定され、各地域センターは、これらの方針やプログラム等に基き、各地域内での活動を展開している。また、地域センター間で横串を通すため、ロンドン事務所リードのもと、各層のレベルで定期的にコミュニケーションを図っている。

東京センターには、インド、パキスタン、中国、台湾、韓国、日本の事業者が所属している。

3. WANOの活動内容

WANOの活動は4つのメインプログラムに集約される。

- ピアレビュー(PR ： Peer Review)
- パフォーマンスアナリシス(PA ： Performance Analysis)
- トレーニング&デベロップメント(T&D ： Training and Development)
- メンバーサポート(MS ： Member Support)

3.1 ピアレビュー(PR ： Peer Review)

世界中の会員から選出されたメンバーからなる国際性を有するチームが、パフォーマンスの観察、会員のインタビューおよび資料調査を行い、運転管理等の業務の実施状況を検査、評価する。この際には、Performance Objective & Criteria (PO&C) と呼ばれる世界のベストプラクティスをもとにして作られた基準に従い、パフォーマンスが国際的な標準と比較され、要改善事項（AFI：Area for Improvement）が特定される。従って特定されたAFIは、世界のエクセレントとのギャップを意味する。

PRには、「発電所ピアレビュー」、「フォローアップレビュー」、「起動前ピアレビュー」がある。

3.1.1　発電所ピアレビュー (PR ： Peer Review)

PRチームが発電所を訪問し、発電所において作業状況の観察、発電所員のインタビュー、手順書等の資料調査を行う。レビュー結果から発電所の強みとAFIを特定する。PR後、発電所は、AFI に取り組むためアクションプランを策定する。

3.1.2　フォローアップ・ピアレビュー(FUPR ： Follow-up Peer Review)

PR実施後に、次のPRまでの中間時点において、PRチームが発電所を訪問し、策定したアクションプランの進捗状況をフォローし、アクションプランの確実な実施を促す。

3.1.3　起動前ピアレビュー(PSUP ： Pre Start Up Peer Review)

新設の発電所に対し、運転開始にあたって安全に起動できる体制が整っているかを初臨界前にレビュー

する。運転開始後は、2年以内に最初のPRを実施する。アジアを中心とする積極的な原子力開発に対応するため、ロンドン事務所のブランチオフィスとして香港事務所を設立し、PSURを実施している。

3.2 パフォーマンスアナリシス(PA : Performance Analysis)

運転経験および運転指標を収集・分類・分析し、教訓や産業界のパフォーマンスに関わる報告書を会員に提供することで、会員のパフォーマンス改善を促す。

3.2.1 運転経験情報の共有(OE : Operation Experience)

他発電所の事故、トラブル等の情報を会員に提供し、同様事象の発生を防止するための是正措置実施を促す。

「重要事象評価報告」、「重要事象報告書」等の形式で会員に提供する。

3.2.1.1 重要事象評価報告(SOERs : Significant Operating Experience Reports)

複数の重要事象を分析し、事象の主要因や傾向を特定し、同様事象の発生防止のための勧告事項を会員に提供する。勧告事項の実施状況は、PRで確認する。

「福島第一原子力発電所事故後の教訓」、「リスクマネジメントへの挑戦」、「運転員の基礎能力における弱点」等の報告書を発行している。

3.2.1.2 重要事象報告書(SERs : Significant Event Reports)

単一の重要事象の詳細分析が実施され、他プラントに役立つ教訓が特定され提供される。

「原子炉スクラム後における所要反応度停止余裕の確立･維持の失敗」、「浸水による計画外停止および機器故障」等の報告書を発行している。

3.2.2 運転指標(PI : Performance indicators)

運転指標は会員の発電所のパフォーマンスを数値化し、国際的なベンチマークと比較、評価出来るツールとして会員に提供される。

指標としては、「ユニット利用率」、「計画外利用損失率」、「集積線量」、「臨界7,000時間あたりの計画外自動スクラム」、「安全系の性能」、「燃料信頼性」、「化学指標」、「送電網関連損失率」、「人身事故率」等があり、四半期ごとに集計している。

3.3 トレーニング＆デベロップメント(T&D : Training and Development)

会員の専門知識や技能を向上させるためのフォーラムを開催し、会員が自身の運転と比較して、切磋琢磨することが出来る機会を提供する。ワークショップ、セミナー、トレーニング、リーダーシップコース等を通じて実施される。

2017年度には「リーダーシップ＆安全文化セミナー」「オーバーサイトセミナー」等を開催している。

3.4 メンバーサポート(MS : Member Support)

「メンバーサポートミッション」、「新規ユニット支援」等の独立した活動により実施される。

3.4.1 メンバーサポートミッション (MSMs : Member Support Missions)

会員の要望により実施されるプログラムであり、会員が抱える問題解決に取り組む。分野毎に専門チームを編成し、PRで特定されたAFI等についてレビューし、解決方法を提案する。取り扱った事例としては、「作業管理」、「ヒューマンパフォーマンス」、「設備信頼性」、「放射線防護」、「運転」、「停止期間中の管理」等がある。

3.4.2 新規ユニット支援 (NUA : New Unit Assistance)

建設、試運転を含む計画段階から運転段階までの期間において、安全で信頼性のある運転が出来るよう支援する。WANOの既存会員だけでなく、原子力業界への新規参入者に対しても、その発電所のニーズを考慮して支援を提供する。

3.5 各プログラムの連携

これら 4 つ（PR、PA、T&D、MS）のプログラムを連携し継続的に実施することにより、発電所の安全性・信頼性を向上させる。プログラムの連携内容を図 2 に示す。

3.1.1.で述べたとおり、OE、PI から得られた情報からレビュープランを策定し、PR を実施する。レビューで特定された AFI に対するアクションプランが、発電所により策定される。アクションプラン策定後、アクションプランに対するコメント、レビューを行うアクションプランミーティングを実施する。このミーティングにおいてアクションプランの適切な実施を支援するため、WANO から MSM を提案する。

また、他発電所とのベンチーマーキング訪問や、年間を通じたセミナー、ワークショップ、トレーニング等(T&D)を行い、専門技能の向上に役立てている。

PR 実施後は、3.1.2 で述べたとおり、FUPR を実施する。FUPR の結果に基づき、再び発電所はアクションプランを策定し、WANO は MSM を提案する。このサイクルを繰り返すことにより、発電所の安全性・信頼性を継続して向上させる。

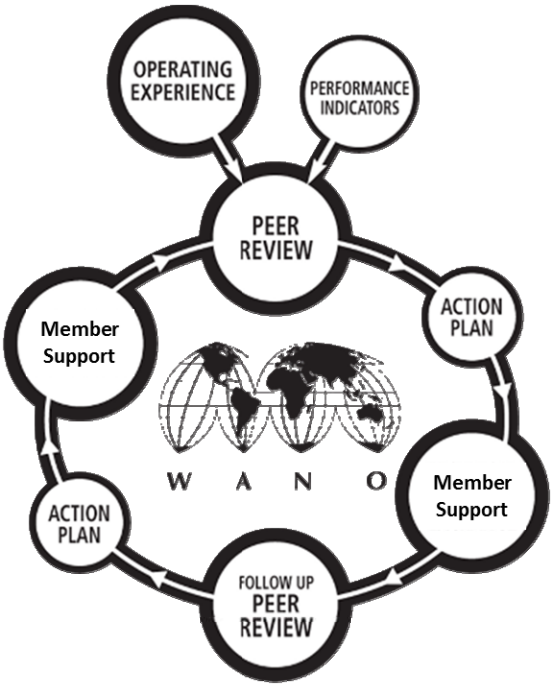


図 2　WANO プログラムの連携

4. 福島第一原子力発電所事故後の対応

福島第一原子力発電所事故以降、安全性・信頼性向上のために WANO は活動を充実・拡大をしてきた。充実・拡大した主な活動を以下に示す。

- 発電所のパフォーマンス変化を確実に把握するため、発電所の PR 頻度を 1 回/6 年から 1 回/4 年に短縮
- 安全文化は本社のトップから、発電所の運転に携わる職員にいたる全社員に浸透していなければならないとの考えから、本社において原子力の安全に関わる意思決定がどのように行われたかをレビューする本社ピアレビュー(CPR ： Corporate Peer Review)を導入
- 従来 PR 対象でなかった Emergency Preparedness、Severe Accident Management 等を対象に追加
- PR がより確実に改善に繋がるよう、PR 結果を社長（CEO）へ直接報告
- 経営トップ自らが WANO の活動を通じて、原子力発電所の安全性･信頼性向上に直接取り組むべく、社長（CEO）が WANO 東京センター理事会の理事へ就任

5. まとめ

WANO は、福島第一原子力発電所事故で得られた教訓をもとに、世界中の原子力発電所の安全性・信頼性を高めるための強化、改善活動に取り組んでいます。WANO の活動主体である PR を、国際的なチームで一貫した基準により継続的に実施し、将来にわたっても世界中の原子力発電所の安全運転に貢献していきます。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

(3) 日本の原子力発電所の安全確保

(3) Ensuring the safety of Japanese nuclear power plant

*決得 恭弘[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

我々原子力事業者は、原子力の安全確保の取組みに当たり、二度と福島第一原子力発電所事故と同様の事故を発生させないという強い決意のもと、事故直後の緊急安全対策に始まり、これまで様々な安全性向上対策を講じてきた。

この過程では、福島第一原子力発電所事故を徹底的に分析して得られた知見を踏まえ、様々なハード対策を実施するとともに、地震、津波はもとより、竜巻、外部火災といった発生頻度の低い自然災害等の外的事象についても、そのリスクを低減させる方策に取り組んでいる。

また、福島第一原子力発電所事故においては、災害への対処に必要な要員（重機による瓦礫等の撤去作業・機材による注水作業等）の確保、機材の整備が不十分であったため、迅速な対応に支障をきたしたことを踏まえ、ソフト対策についても取り組んでいる。

今回は、当社高浜発電所３号機ならびに４号機における、安全性向上の取組みを報告する。

2. 安全性向上への取組み（ハード対策）

従来の規制基準では、炉心損傷は想定せず、また単一故障のみを想定していたが、新規制基準では、地震・津波などの自然災害や火災などへの対応の充実、多重性・多様性・独立性を備えた信頼性のある電源・冷却設備の機能強化など、従来の基準が強化された他、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等の基準が新設された。

2_1. 地震対策

基準地震動の策定にあたり、敷地近傍の活断層の評価を重点的に行った結果、海域の FO-A 断層、FO-B 断層に加え、陸域の熊川断層との３連動を震源として考慮した。また、震源の上端深さを従来評価の４km から３km に変更した。これらの結果、基準地震動を従来の 550 ガルから 700 ガルに見直した。

また、敷地周辺の詳細な調査を実施した場合でも、なお敷地近傍において発生する可能性のある地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、「震源を特定せず策定する地震動」については、平成 12 年鳥取県西部地震や、平成 16 年留萌支庁南部地震を考慮した値を基準地震動として策定した。

この基準地震動見直しにより、機器、配管のサポート補強や地すべり対策等の耐震性向上を図った。

2-2. 津波対策

基準津波の策定にあたり、若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべりとの組み合わせ、FO-A 断層～FO-B 断層～熊川断層の３連動と陸上地すべりとの組み合わせを波源として考慮して想定される津波高さ（入力津波高さ）を設定した。入力津波高さ（放水路奥 6.7m、防潮ゲート前面 6.2m）に対し、敷地への浸水防止対策として、放水口側防潮堤（海面からの高さ 8.0m）、取水路防潮ゲート（海面からの高さ 8.5m）を設置した。その他、非常用ディーゼル発電機給排気口のかさ上げ、水密扉設置等の対策を行った。

---

*Yasuhiro Kettoku[1]
[1]The Kansai Electric Power Co.,lnc., Nuclear Power Division.

2-3. 内部溢水対策

建屋内に設置されたタンク等から水漏れ等を想定した場合に、重要な設備が浸水の影響を受けないように止水対策および逆流防止対策を行った。その他、重要な設備が被水の影響を受けないように保護カバーや堰の設置等を行った。

2-4. 火災対策

耐震性のあるタンク、ポンプおよび配管等の消火水系統、火災の早期検知のための多様な火災感知器、ポンプ等へのハロン消火設備ならびに可燃物へのスプリンクラー等を設置した。また、森林火災による発電所施設への延焼を防止するために森林を伐採し、幅 18m 以上の防火帯を設置した。

2-5. 竜巻対策

風速 100m/s で飛来物となり得る物品の飛散防止対策（飛散防止、移動、収納）を行うとともに、重要な発電設備を竜巻による飛来物から保護するため、飛来物防護対策を実施した。

2-6. その他

全交流電源が喪失した場合や炉心冷却手段を確保するため、設備の多重性・多様化を図り強化を行った。また、加圧水型原子炉(ＰＷＲ)プラントは原子炉格納容器が大きく、炉心が損傷しても水素爆発の可能性は極めて小さいが、炉心溶融時に原子炉格納容器内に発生する水素の濃度を低減させる装置を設置した。

3. 安全性向上への取組み（ソフト対策）

3-1. 事故時対応体制の強化

事故対応に必要な技術能力を有する要員を増員し、発電所常駐要員のみで、事故の初動対応を行うことができる体制とするとともに、社員に加え、プラントの詳細情報を持つプラントメーカの技術者や、現場実務に精通している協力会社作業員を緊急時に速やかに召集し、事故の収束に向けた支援を行う体制を構築した。

3-2. 事故時対応能力の向上

事故時の対応能力を向上するため、毎年１回原子力防災訓練を実施している他、要員の役割に応じた教育・訓練を行っている。また、新たに配備された設備・資機材や設備変更を踏まえ、技術的習熟が必要となる手順について、訓練設備(モックアップ)を用いて繰り返し訓練を実施することで、対応能力の習熟を図っている。

3-3. 広域避難計画への協力・支援

発電所周辺地域内の住民避難について、自治体からの要請に基づき、社有バスの提供ならびに福祉車両、ヘリ、船舶により、住民数や地域事情を考慮して支援する。

避難者に対するスクリーニングポイントでの汚染検査について、自治体からの要請に基づき、支援協力を行う他、汚染検査等要員の派遣ならびに検査に必要な資機材の提供を行う。

4. まとめ

エネルギー自給率が極めて低い我が国においては、「エネルギーの安定供給」、「経済性」、「環境への適合」（３Ｅ）のバランスに優れる原子力発電の果たす役割は大きい。また、今年 7 月 3 日に閣議決定された国のエネルギー基本計画において、原子力発電の比率を 20～22%とする、2030 年のエネルギーミックスの確実な実現へ向けた取組みのさらなる強化を行うことが明記された。

当社としても原子力発電は重要な電源であり、国により安全性を確認されたプラントは、有効に活用していくことが重要と考えている。

今後も引き続き、当社と協力会社社員一人ひとりが、今一度、身を引き締め、原子力の安全確保に終わりはなく、さらなる安全性をたゆまず向上させていくとの強い意思と覚悟のもと、安全最優先で緊張感を持って、細心の注意で運転・保全に万全を期したい。また、運転再開後の安全運転の実績を一つひとつ積み重ねるとともに、原子力の重要性や安全性について広く社会の皆さまにご理解を賜る活動に全力を尽くしてまいりたい。

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（４）原子力発電所の安全－社会からの問題提起

(4) Safety of Nuclear Power Station: Social Perspectives

*寿楽 浩太[1]

[1]東京電機大学

1. 社会にとっての懸念の本質は何か

日本においては、今や、人びとにとっての原子力事故の典型的見本例は、福島第一原子力発電所事故（福島事故）である。福島事故と日本におけるそれまでの原子力事故やトラブルとの決定的な差異は、オフサイトに有意かつ長期な影響を広範に生じたことに他ならない。地域社会、あるいは社会一般にとっての懸念の本質は、事故が起こるかどうかではなく、そうした深刻なオフサイト影響が生じるかどうかにある。

2. 原子力発電所の安全と原子力防災の統合の必要性：真の住民保護のために

従って、原子力利用を進める側が社会の懸念、疑念、不信に応えようとするのなら、原子力安全をオンサイト・オフサイトで断絶させず、統合されねばならない。原子力安全の目的は、放射線被ばくの影響から住民や環境を防護するのみならず、地域の生活環境やコミュニティ全体の存続を担保する広い意味での住民保護である必要がある。万一の際の防護措置、被害が生じた場合の補償、そして被災者の支援、これらのいずれもが適切かつ充分になされるか、影響を受けた範囲の地域社会が遅滞なく日常を回復できるのか、そして最終的に、受け入れがたいような不正義が生じないのかどうかこそが重要だ。

この点で、まず、原子炉等規制法と原子力災害特別措置法の並立には多くの課題がある。避難計画の確認が規制当局の規制行政の埒外になっている点、オフサイト防災における事業者の役割や責任が微妙で、積極的な協力を促しがたい点などは特に問題だ。また、福島事故後の SPEEDI の活用をめぐる論争において生じたように、異なる政府機関が具体的な防災上の手法について正反対の見解を示し、自治体に自己責任を求めている点などは、実務上の課題にとどまらず、社会的公正の観点からも許容しがたい[1]。

加えて、原子力賠償制度の制度改革が未完である点、賠償の範囲を超える、しかしコミュニティの維持や社会正義の観点から必要性が生じる被災者支援のあり方についての議論や実務的な対応が等閑視されてきた点も、同様に実務上と社会的公正の両面で看過しがたい状況にある。

3. 社会の側から見た安全論議の必要性

これらの点への原子力関係者の問題意識が弱く、解決に向けた声をあまり上げてこなかったことは、極めて遺憾なことである。いくつかの司法判断における厳しい批判や、世論調査等において原子力に批判的な意見が多数を占める状況が固定化している背景には、そうした態度への批判も大いに含まれると受け止めるべきだ。プラント側から見た視点ばかりの論理構成、狭い意味での放射線影響に視野を狭めた議論は、社会に見放される原因とはなっても、社会的支持や信頼にはつながらないであろう。

参考文献

[1] Sugawara, S. and K. Juraku, “Post-Fukushima Controversy on SPEEDI System: Contested Imaginary of Real-time Simulation Technology for Emergency Radiation Protection,” S. Amir (ed.), *The Sociotechnical Constitution of Resilience: A New Perspective on Governing Risk and Disaster*, Palgrave Macmillan, 2018.

*Kohta Juraku[1]

[1]Tokyo Denki Univ.

2018年秋の年会

特別セッション

世界から見る原子力発電所の安全 ～「原子力発電の安全は今」～

Nuclear Power Plant Safety Now

（５）原子力発電所の安全－学術の視点

(5) Safety of Nuclear Power Plant from Academic Points of View

*関村　直人[1]
[1]東京大学

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故から７年以上が経過した。その影響は、国内のみならず世界の原子力利用全般に及んでいる。事故からの多くの教訓に基づいて、様々な安全対策が付加されてきた。事故の防止策と同等に、事故影響の緩和や軽減策への備えが必要であって、「深層防護」は原子力安全の基盤として、事故後も重要かつ有効な概念である。

複雑なシステムの災害への備えや対処能力、迅速な回復力を含んだ、より包括的な安全に対して、「レジリエンス」を上位概念として位置付ける試みも進められている[1,2]。

また OECD/NEA が 2016 年に発表した報告書「福島第一原子力発電所事故後の５年」[3]では、「安全とは、運転経験の評価と研究を通じて、我々が学ぶことにつれて発展するプロセスである」とされており、原子力安全の新たな考え方が提示されている。

２．原子力発電プラントをとりまく国際的な状況

IAEA でとりまとめが進められている議論[4]を参考として、原子力発電プラントをとりまく国際的な状況について、以下の４つの観点から俯瞰してみたい。

（１）原子力安全規制要求の強化に伴う課題

規制基準の強化に伴い、受容限度や裕度に対する考え方が大きく変化している。従前は許容されていた設計上の安全裕度は縮小することになり、設計基準事象の再評価が求められている。このために追加的な技術的知見の整備や再評価が必要となっており、特に外的事象等に対しては、新たな枠組みでの知見の整備や確認作業、さらに標準化のための研究が求められている。

（２）設計基準事象等に関する考え方のシフト

設計基準事象（DBE）とこれを超える事象（BDBE）に係る考え方も大きく変化している。アクシンデントマネジメントに関する規制要求へ応えるのみならず、外部事象に対する裕度への考え方や設計基準の定義づけについても、これまでとは異なった取り組みが必要となっている。

このような変化を伴う領域に対しては、多様な対策の重要度や有効性の判断に確率論的評価が活用できる。しかしながら確率論的な評価を支える基礎的な知見の整備や評価手法の開発を待つのではなく、迅速に優先順位をつけながら対策を実施していくことが要請されているのも、この領域である。

（３）安全性に係る設備・機器の付加と重要度

規制要求の強化に伴い、外的事象を起因とする事故への備えや電源喪失時のアクシデントマネジメント対策等のために多くの設備や機器が導入されている。また、建屋外や場合によっては敷地外で備えるべき可搬機器や備蓄機器も付加されている。これらのハードウェアに対する安全上の重要度をどの範囲までどのように区分けすべきか、これらに応じて適切な保全計画や品質マネジメントシステムをいかに確立するか、また訓練の立案・実施やマニュアル整備をどのように的確に進めるか等の課題がある。

---

*Naoto Sekimura[1]
[1]The University of Tokyo.

（４）安全対策コストと達成時期の課題

世界の原子力発電プラントでは、福島第一原子力発電所事故に伴う追加的な安全対策のために１基あたり平均約 200M ユーロ（200 億円超）の費用を支出してきたとされる。我が国では新たな規制基準に対するバックフィットが要求され、再稼働のための適合性審査が行われてきた。この結果、国内で再稼働した原子炉では、これよりはるかに大きい費用を費やしている。

従前の安全規制と事業者の自主的な安全対策には、グローバルなエクセレンスからどのような点が欠けていたかについて、ハードウェアのみならず広い観点から、改めて具体的に評価を加える必要がある。

一方で、福島第一原子力発電所事故の経験をふまえて、どのようなステップを踏んで安全を達成していくべきかについても、各国とこれまでの経験と将来の計画について共有することも重要である。

３．継続的安全性向上の基盤について

以上のような国際的な状況を踏まえ、新たな検査制度についての具体化が進んでいる現在において、継続的な安全性向上の基盤として、検討を進めるべき論点を提示する。

（１）規制機関と被規制者・事業者の関係

原子力安全は、規制機関と事業者の双方がともに果たしていくべき使命であるが、各々が独立して果たすことが求められる。規制の側からの継続的改善と事業者の「自主的安全性向上」が、互いにスパイラルアップする関係が必要となる。事業者は、現場を持ち安全に対して一義的な責任を持った成熟したプロ集団であり、規制機関と互いの姿勢や努力を認め合う成熟した関係を築いていかなければならない。

（２）原子力安全における優先順位と迅速性

安全上の重要な見落しがないか見つけ、安全上重要な対策を優先し、できるところから迅速に対策をとることが重要である。その上で対策が十分であるかの検討を行い、改善を進める。これらの評価のために、リスクの定量化やモデル化を実施することが、求められよう。

（３）リスク情報の活用

「リスク情報に基づいた意思決定（RIDM)」には、それ以前の課題が大きい。リスク情報から知識を得るためには、機器の故障率データ、ヒューマンエラーの統計的考察など、データの蓄積を進めていく地味な過程が前提となるとともに、個別のプラントが置かれる自然条件に基づいた知見が必要である。またリスク評価には不確かさが含まれ、リスク評価モデルに入っていない知識は使えないなどの限界を有している。

（４）安全対策機器の増設に伴う課題

我が国ではシビアアクシデント対策が規制上の要求とされたことに伴い、事故に至るリスクは低減されたと言える。一方で、多数の機器の導入に伴うシステムの機能喪失確率の上昇やヒューマンエラーの発生確率が上昇することによるデメリットがある。これらのデメリットを低減するための努力が、規制と事業者の双方からなされるべきである。コンフィグレーション・マネジメント、安全上重要度並びにリスク情報に基づいたメインテナンス、多様なメニューを含む訓練等が枢要な課題である。また最新の知見を獲得する努力を進め、これに基づいた学協会規格を活用することも重要である。

（５）安全評価手法と判断基準

安全評価手法の高度化を進めることは、規制判断のための基準もバランスよく高度化される必要がある。規制基準の高度化は規制側の重要な責任であり、保守的な規制判断は前提としつつも、評価手法の高精度化が進むことと同時並行的に、判断基準の高度化を進展させることが必要である。

（６）規制機関における安全の目標について

平成 30 年 4 月 5 日に炉安審・燃安審は、原子力規制委員会に対して、規制機関における安全の目標について、以下のような回答を提示している[5]。

- 原子力規制委員会が示す安全の目標は、福島第一原子力発電所事故のような重大な事故を再び起こさないとの決意の下、安全神話に陥ることなく、不断に安全性向上を図るとの姿勢に基づくものである。
- また安全の目標は、原子力規制委員会が規制基準の策定などに当たり参照すべきものである。

・　原子力規制委員会が示す安全の目標と、規制基準への適合によって達成される安全の水準を、確率という尺度のみを用いて直接に比較評価し、説明することは現状できないし、行うべきものではない。
・　安全の目標については、以上のような点こそ、国民に説明するべきものである。

一方で事業者の自主的安全性向上においても、独立して安全の目標を議論していくことが求められる。

（７）組織文化と安全文化の課題

IAEA は、「安全のためのリーダーシップとマネジメント（GSR Part 2）」を 2016 年 6 月に改訂している。これは、従前の GS-R-3 を置き換えた全般的安全要件であり、組織構想、目標、戦略、計画及び目的を定めかつ統合すること、電離放射線の有害な影響から人及び環境を防護すること、要員がこれを実施・約束するよう先導すること、及び基本安全原則を支持し、行動による期待事項の確立及び強固な安全文化を醸成することを求めている。

安全を損なうかどうかわからないリスク情報に対して、資源を投入する決断をいかに行うか、また不確実な将来に対して、現状維持ではなく、行動ができるのか、不作為や先送りを犯すことはいかに戒められるべきか、多くの課題が組織文化と安全文化の課題として指摘できる。インセンティブを持ち、優先順位付けを行っていく際には多くの障害がありうるが、これらをどのように打破できるのか、事業者と規制機関に課せられている課題は大きい。

４．まとめ

福島第一原子力発電所事故は、我が国のみならず世界のすべての原子力発電プラントの安全対策に大きな影響を与えてきている。我が国では、バックフィットを取り込んだ規制基準に基づいた審査が行われつつあるが、再稼働には多くの制約があり、廃炉となったプラントも多い。一方で審査に加えて、新たな検査制度の枠組みが構築されつつある。リスク情報を活用したパフォーマンスベースで監査型の検査制度が、試行を通じて定着し、事業者と規制側の双方が継続的な安全性向上活動を互いにスパイラルアップしながら進めていくことが望まれる。

規制側と事業者のみならず、学協会や地方自治体が地元住民や公衆とともに重要なステークホルダーとして、継続的な安全性向上の基盤を形成していくことが必要である。

参考文献

[1] 北村正晴「原子力安全理論の再構築とレジリエンスベースの安全学」日本原子力学会誌第 54 巻 11 号（2012）
[2] Naoto Sekimura, Hiroshi Miyano and Tatsuya Itoi,"Resilience Engineering: New Discipline for Enhancement of Nuclear Safety", Proceedings of The 2nd international Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST-Kobe 2014). Nov. 2014, Kobe.
[3] Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt, OECD/NEA　邦題「福島第一原発事故から５年：原子力安全向上と教訓」
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7284-five-years-fukushima.pdf
https://www.oecd-nea.org/nsd/pubs/2016/7285-five-years-fukushima-es-jp.pdf
[4] Arif Nesimi Kilic, Implementation of and Sustainability of Post-Fukushima Daiichi Accident at NPPs, IAEA, Feb. 2017
[5]「原子力規制委員会が目指す安全の目標と新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価（国民に対するわかりやすい説明方法等）について」2018 年 4 月 5 日（炉安審・燃安審）
http://www.nsr.go.jp/data/000227853.pdf

.

Planning Lecture | Technical division and Network：Materials Science and Technology Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C B21 - B Building

[1C_PL] Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

Chair:Koji Fukuya(INSS)

[1C_PL01] Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*Junya Kaneda[1] (1. Hitachi GE)

[1C_PL03] SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*Noriaki Sugimoto[1] (1. MHI)

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（1）軽水炉材料の長期使用の観点からの SCC 研究

(1) Study on SCC from Viewpoint of Long-term Use in LWRs

*加治　芳行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けて、軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究のこれまでの成果の概要と今後の展望について述べる。

キーワード：軽水炉材料、応力腐食割れ、照射誘起応力腐食割れ、長期使用、健全性評価

1. はじめに

平成 30 年 7 月現在、国内の原子力発電所の現状として、再稼働 9 基（原子炉稼働中 6 基、停止中 3 基)、原子炉設置変更許可済 5 基、新規制基準への適合性審査中 12 基、適合性審査未申請 12 基、廃炉決定済・見込み 22 基という状況である[1]。軽水炉材料、特に炉内構造材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼は、中性子の照射を受けることでミクロ組織やミクロ組成の変化が生じて照射誘起応力腐食割れ(IASCC)や破壊靭性の低下等を引き起こす場合がある。軽水炉の長期使用には、照射の影響も考慮した応力腐食割れ(SCC)の理解と適切な評価が重要となる。ここでは、ステンレス鋼の SCC 研究の現状と展望について述べる。

2. ステンレス鋼の SCC 研究

SCC は、通常、材料・環境・応力の 3 因子がそろったときに起こるとされる割れ発生・進展現象である。材料因子としては、熱処理や溶接の入熱による粒界炭化物の形成とそれに伴う Cr 欠乏層の形成、粒界に特定の元素の偏析による粒界割れ感受性の増加、表面加工による硬化層の形成等が大きな影響を及ぼすことが知られている。応力因子としては、引張応力、特に溶接後の残留引張応力が問題とされている。腐食環境としては、溶存酸素や過酸化水素の形成等電位の上昇に関与する因子は全て大きな影響を及ぼす。

粒界型 SCC(IGSCC)の対策材として開発された低炭素ステンレス鋼においても SCC の発生が、1994 年頃から海外において報告され、2001 年には国内の BWR の低炭素ステンレス鋼製の炉心シュラウドの溶接線近傍にひび割れが発見されたことが報告された。この SCC 発生・進展のメカニズムに関して[2]、表面機械加工及び溶接による表面微細粒組織が形成され耐食性が劣化すること、表層に引張残留応力が形成されるが、TGSCC 発生しきい応力が約 600MPa であること、冷間加工率の増加により粒界がすべりやすくなることなどの知見が得られている。このようにある程度の理解は進んだものの、まだ明らかになっていない SCC 支配因子が多く残されている。例えば、SCC 挙動における長時間熱時効や水素の影響評価、上記の成果から有力視されている粒界すべりに基づく SCC モデルの検証、SCC き裂内部の局所水質の影響評価、の検討などがある[3]。

IASCC に関しては、材料・環境・応力の 3 因子が放射線の影響により変化する複雑現象である。特に、材料の性質が大きく変化することが重要である[4]。IASCC の発生感受性を示す SSRT 試験の粒界破面率や定荷重試験の発生しきい応力の照射量依存性と材料の性質、特に照射による硬さの増加量、転位ループ密

* Yoshiyuki Kaji [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

度、粗大すべり間隔、粒界偏析（Cr 欠乏、Ni 富化、Si 富化）の照射量依存性を比較すると、両者とも約20dpa まで大きく変化し、高照射量では飽和傾向で変化が小さくなるというほとんど同じ変化を示している。このことから特定の因子だけが IASCC の原因ではないことが示唆されている[5]。また、近年、分析機器の高精度化により、SCC き裂先端の変形挙動・酸化挙動の詳細観察がなされ、照射による局所変形と酸化の加速に関しての知見が蓄積されている。一方、研究炉の老朽化から中性子照射材のデータと知見が少なくなっている。その点で、既存の照射材のデータと知識の集約・整理を進めデータベース化することにより、物性の傾向式を導出することができ、既存知識の継承と規格基準への対応も可能となる。また、加速試験を中心とした実験室データと実機データの解離という課題を解決する方策として、実機廃炉材を用いた研究も今後進めていくべきである。

本発表では、これまで残されている SCC 支配因子に関する研究の現状等について説明するとともに、長期使用の観点から検討すべき今後の展望について述べる。

3. まとめ

長期利用に伴い、SCC を始めとする経年劣化事象のメカニズム解明研究を進め、60 年利用への外挿性の確認などを行うとともに、事象の複合・連鎖により発生する可能性のある潜在事象を予測するプロアクティブ材料経年劣化評価が重要となる。

参考文献

[1] 資源エネルギー庁ウェブサイト「日本の原子力発電所の状況」
http://http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf
[2] 鈴木俊一：「低炭素ステンレス鋼の SCC 発生・進展挙動とメカニズム」、原子力発電設備構造材料の経年変化に関する国内シンポジウム資料集、（社）日本溶接協会(2006)
[3] 塚田隆：「SCC 支配因子研究の新展開」、金属学会セミナー「原子炉材料の照射損傷－高経年化への対応－」資料集、（社）日本金属学会(2006)
[4] K. Fukuya, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.50, No.3 (2013) pp.213-254.
[5] 福村卓也、三浦照光、藤井克彦、福谷耕司、INSSJOURNAL Vol. 24 (2017) pp.131-139.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割

Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（2）BWR プラントにおける SCC 事例と対策

(2) SCC Experience and Countermeasures in BWR Power Plants

*金田　潤也[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. 緒言

応力腐食割れ（SCC）は、SCC 感受性のある材料、引張応力、腐食環境の重畳により発生する材料劣化事象である。BWR プラントでは、1970 年台に鋭敏化した 304 ステンレス鋼製配管で SCC が確認された。その対策として、低炭素ステンレス鋼を適用して鋭敏化による SCC は抑制されたが、塑性加工を要因とする SCC が顕在化した。また、Ni 基合金においても同様に鋭敏化による SCC が確認されたが、その後、Nb により C を安定化した対策材が適用されている。これらの材料対策の他に、残留応力改善および環境改善による SCC 対策が講じられている。以下に BWR プラントにおける SCC 事例とその要因、および対策方法について述べる。

2. BWR プラントにおける SCC 事例とその要因

2-1. 鋭敏化ステンレス鋼 SCC

1974 年にドレスデン 2 号機の 304 ステンレス鋼製再循環系配管に SCC が確認された。原因調査の結果、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境が要因であることが確認された。そこで、鋭敏化抑制のための材料開発が行われ、C 濃度が 0.020%以下で鋭敏化を抑制できることが明らかになった。また、C 濃度を低減した場合、強度が低下するため、強度を担保する目的で N を 0.12%以下添加した材料が開発された。これらの材料は Nuclear Grade（NG）ステンレス鋼と呼ばれ、炉内および圧力境界部などに適用されている。

2-2. 低炭素ステンレス鋼 SCC

鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼の適用による SCC 対策が取られたが、1990 年代に入って海外プラントで SCC が発生した。また、国内でも 2001 年以降に低炭素ステンレス鋼の SCC が炉心シュラウドおよび再循環系配管で顕在化した。原因究明の結果、グラインダー、機械加工あるいは溶接による表面近傍のひずみおよび硬さ上昇、溶接あるいは機械加工による引張残留応力、炉水環境が要因であることが明らかとなった。この対策として、製造段階での冷間加工を極力低減する施工管理および残留応力改善技術が適用されている。

2-3. Ni 基合金 SCC

Ni 基合金では、母材の溶接熱影響部および溶接金属において SCC が確認された。この原因は、鋭敏化ステンレス鋼と同様に、溶接熱による粒界 Cr 炭化物析出に伴う鋭敏化、溶接引張残留応力、炉水環境であることが確認された。Ni 基合金では、Nb 添加による C の安定化により鋭敏化を抑制した改良 600 合金および改良 182 合金が開発され、実機適用されている。また、182 合金より Cr 濃度が高く耐 SCC 性に優れる 82 合金でも Nb および C 量を管理した材料が適用されている。

2-4. 照射誘起 SCC（IASCC）

炉心近傍で使用されているステンレス鋼製制御棒では、ハンドルのローラピン部において熱鋭敏化や冷間加工が主因でない SCC が確認された。この事象は、照射損傷に伴う照射誘起偏析と照射硬化、すき間部

* Junya Kaneda[1]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

での酸化物形成とその成長に伴う応力上昇、すき間部での腐食環境劣化が要因と考えられている。この対策として、製造時のすき間部での不純物付着抑制による腐食生成物生成抑制策がとられている。また、制御棒のシースおよびタイロッドにも IASCC と考えられるひびが認められている。そこで、照射損傷を抑制した材料開発の取り組みがなされているが、現在のところその適用には至っていない。

3. BWR プラントにおける SCC 対策

SCC 抑制のために、SCC 要因に基づき以下の対策が行われている。

3-1. 材料改善

前述のように鋭敏化を抑制した低炭素ステンレス鋼および C を安定化した Ni 基合金が開発され、実機に適用されている。また、冷間加工を低減したり、表面加工層を除去するための研磨などの製造管理が行われている。ステンレス鋼溶接金属は母材より耐 SCC 性に優れることから、配管内面などでは耐食性肉盛（Corrosion Resistant Cladding : CRC）が適用されている。耐 IASCC 材料としては、Ta 添加ステンレス鋼[1]などが開発されており、今後、実機適用が期待される。

3-2. 応力改善

溶接および機械加工による引張残留応力が SCC 要因であることから、残留応力低減を目的として以下の手法が開発、適用されている。

- HSW（Heat Sink Weld）：配管の初層溶接後、配管内を流水で冷却しながら開先を肉盛し、配管内面を圧縮応力とする方法。
- 狭開先溶接：開先を狭くして溶接歪を小さくすることにより残留応力を低減する方法
- IHSI（Induction Heating Stress Improvement）：配管溶接部の内面を流水で冷却しながら外面を誘導加熱コイルにより加熱した後、加熱をやめ、配管内面の引張残留応力を低減する方法
- ピーニング（Water Jet /Laser /Shot Peening）：弾性拘束された材料表面をキャビテーション崩壊に伴う衝撃波やショットの衝突などで塑性変形させ、圧縮応力を残留させる方法
- 研磨：研磨により表面近傍の残留応力を低減する方法

3-3. 環境緩和

BWR の炉内は高温純水環境にあり、腐食電位（Electrochemical Corrosion Potential : ECP）を低減することによる SCC 対策が進められている。通常、炉水は放射線分解により酸素および過酸化水素が生成されることから、酸化環境（Normal Water Chemistry : NWC）にある。これに対して、水素注入（Hydrogen Water Chemistry : HWC）により ECP を低減し、SCC を抑制することができる。しかし、水素の注入量が増えると主蒸気中の放射能（N-16）量が上昇するため、過度の水素注入は避けることが望ましい。そこで、白金の触媒効果を利用して少量の水素注入で効果的に ECP を低減する貴金属注入が開発され、米国ではほとんどの BWR プラントで適用されている。また、国内および欧州でも一部の BWR プラントで適用されている。また、近年では TiO_2 の触媒効果を利用した環境緩和技術も開発されている。

3-4. 取替・補修

SCC が発生した機器は、ひびの除去、補修溶接、タイロッドなどによる補強が行われている。また、機器そのものを新規のものと交換する取替も行われている。アクセスに制約のある炉内機器であっても、炉心シュラウド、シュラウドサポート、ICM ハウジング、CRD スタブチューブでは取替工法が開発、適用されている。

4. 結言

SCC はプラント寿命に影響を及ぼす可能性のある材料劣化事象である。その対策を講じる上で、まず事象の要因とメカニズムを明確にすることが重要である。そのために、実機サンプル調査、再現試験など材料工学的観点での詳細な調査が行われてきた。明らかにされた SCC 要因に対しては、それを取り除くための材料改善、応力改善、環境緩和の観点で材料開発、手法開発が行われてきた。SCC 抑制のためには、材料、応力、環境の要因のうち少なくとも一つの要因を取り除く必要があり、好ましくは複数の対策を組合

せて二つ以上の要因を同時に取り除くことが望まれる。SCC メカニズムは未だ解明しきれていない部分があり、継続的な研究開発が期待される。

参考文献

[1] J. Kaneda et al., 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, "SCC and Crevice Corrosion Resistances of Tantalum-modified Stainless Steel", Ottawa, Ontario, Canada, August 9-12, 2015.

2018年秋の大会

材料部会セッション

軽水炉の再稼働と健全性確保に向けた材料工学の役割
Roles of Materials Science and Engineering for Restart and Ensuring the Integrity of LWRs

（3）PWR プラントにおける SCC 事例と対策

(3) SCC Experience and Countermeasures in PWR Power Plants

*杉本　憲昭[1]

[1] 三菱重工業株式会社

1. 緒言

原子力発電所を始めとしてトラブルの未然防止は重要なテーマであり、プラントの高経年化に伴う圧力容器や配管などの構成部位の余寿命診断、劣化緩和、補修も重要な課題となっている。運転時間に伴い損傷が顕在化するものとして応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking：SCC）があり、損傷の要因として、環境、材料、応力の３因子の重畳によるものと考えられている。近年、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor：PWR）においても、高ニッケル合金 600（以下 600 合金）の応力腐食割れによる損傷事例が国内外において顕在化してきている。PWR プラント１次系水環境条件下での応力腐食割れは PWSCC（Primary Water SCC）と言われ、PWSCC 感受性を有している 600 合金が加工や溶接などによる高残留応力条件下で使用される場合に、損傷に至るものと考えられている。

長期安定運転に向け損傷・漏えいを防止するための劣化緩和として、応力改善技術、材料改善・取替技術の代表的な保全技術を述べる。

2. PWR プラントにおける SCC 対策

2-1. 応力改善技術

PWSCC 発生因子の一つである高残留応力への対策の一つとして、対象機器が施工時に気中環境の場合はショットピーニング、水中環境の場合はウォータジェットピーニングを適用し、１次系水接液面の引張残留応力を圧縮応力に改善している。ウォータジェットピーニングではキャビテーション崩壊時の衝撃圧にて、ショットピーニングではショット材の衝突力にて、材料表面に塑性ひずみを付与することで、内表面近傍を圧縮応力に改善できることを確認している。ショットピーニングにおいては深い応力改善効果と異物管理の容易化などを目的に、粒径の大きいショット材を用い、ショット材の駆動源としてコンパクトで大きな力を出せるピエゾ素子による超音波振動を用いた手法がある。

一方、配管など内表面にアクセスが困難な場合、外面からの応力改善手法が必要であり、その手法の一つとして、高出力レーザビームを外面に移動させながら照射し、外面を急速加熱することで板厚内温度差による熱膨張ひずみを用い、内面を圧縮応力に改善する手法（レーザ外面照射応力改善法）を開発している。この手法はレーザ照射による急速加熱を実現できることから、適切な条件を選定することにより内面の水冷効果を期待することなく、適用可能とする特徴を持つ。内表面の溶接部及び溶接部近傍の高い引張残留応力を圧縮応力に改善できることを確認している。

2-2. 材料改善・取替技術

材料を変更して１次系水接液表面に耐 PWSCC 性の優れた材料である高ニッケル合金 690（690 合金）を用いる対策がある。690 合金は 600 合金に対しクロム（Cr）量をおよそ倍量に増加させることで耐 PWSCC 性を向上させている。

---

* Noriaki Sugimoto [1]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

具体的には１次系水接液表面に肉盛溶接することで､600 合金を接液させないようにする環境遮断クラッディングと、取替による材料改善がある。劣化緩和技術の原子炉容器出口管台セーフエンド継ぎ手（600 合金）への適用例として、原子炉容器ノズル溶接部へのインレイ技術がある。流路確保や検査性確保のため、あらかじめ溝加工を行い、肉盛溶接を実施している。溶接後熱処理を不要にできる自動溶接による３層テンパービードクラッド溶接法を開発し実機に適用している。

耐 SCC 性の優れた材料を用いて製作した機器への一体取替としては、上部原子炉容器取替、蒸気発生器取替、炉内構造物取替等がある。一方で、一体取替が困難な場合や万一の損傷時の補修として、部分取替（例えば管台セーフエンド継ぎ手取替など）技術も開発している。部分取替は補修だけでなく、予防保全としての材料改善手法の一つとしても計画されている。一例として、加圧器台セーフエンド継ぎ手取替技術がある。600 合金継ぎ手を含む短管を撤去し、新たな短管を取付ける際に耐 SCC 性の優れた 690 合金溶接材料にて溶接する方法である。

3. 結言

応力改善技術、材料改善・取替技術の保全技術について述べたが、これら保全技術によって原子力発電プラントの安全性と信頼性を向上させ、長期間の運転にわたって経済的に運転を継続するのに役立つものと考える。今後とも、検査技術、劣化緩和・補修取替などの開発・検証を積極的に推進し、高度化・高性能化を進めていく。

参考文献

[1] Koji Okimura et al., “RELIABILITY OF WATER JET PEENING FOR ALLOY 600 PWSCC MITIGATION”, ASME PVP2012-78468.

[2] Takeshi Yamamoto et al., “APPLICATION OF USP TO STEAM GENERATOR NOZZLES”, ASME PVP2011-57495.

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 1 - Research Committee on Fuel Debris

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 - A Building

[1D_PL] Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[1D_PL01] Motivation for the Founding of Research Committee

*Yuji Ohishi[1] (1. Osaka Univ.)

[1D_PL02] Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI)

[1D_PL03] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1D_PL04] Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*Kinya Nakamura[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

（1）研究専門委員会の設立趣意

(1) Motivation for the Founding of Research Committee

*大石 佑治, 阪大

1. 「燃料デブリ」研究専門委員会の設立の経緯と目的

福島第一原子力発電所（1F）の 1、2、3 号機は東日本大震災を受け全交流電源喪失に至り、炉心の溶融および圧力容器の損傷を伴う極めて深刻な原子力事故が発生した。この国内最大規模の原子力事故で顕在化した核燃料に関する課題を検討することは核燃料専門家としての責務であると同時に、1F 廃止措置における様々な取組みに寄与でき、また、今後の原子力の安全性向上にも繋がると考えられる。この考えのもと、2011 年に核燃料部会内に「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」が設置され、核燃料の専門家の視点から溶融事故における核燃料関連の課題が検討されてきた。

1F 事故後数年が経過した今、事故時の状況及び事故後の施設内の状況が少しずつ明らかになりつつある。また 1F 廃止措置に関わる燃料デブリ取出し方法の検討およびその技術開発が進み、さらにシビアアクシデント研究にも進展がみられるような状態となっている。このような背景の元、「燃料デブリ」研究専門委員会は上記の「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」の設立の趣意を引き継ぎ、新たに得られつつある燃料溶融や燃料デブリ等に関する知見やデータを核燃料の専門家以外の視点も交えた上で調査･検討し、1F 廃止措置の今後の取り組みや 1F 廃止措置で得た経験のシビアアクシデント研究への反映のための課題の整理と提言を行うことを目的として設立された。

2. 活動の概要

本研究専門委員会は 2016 年 6 月 1 日に設立され、2018 年 3 月 31 日まで活動した。委員数は 2018 年 3 月 31 日時点で 58 名である。委員のうち核燃料部会に所属している委員は半数以下であり、半数以上は核燃料部会以外の様々な部会に所属している。これは、燃料デブリに関連した知見やニーズを核燃料の専門家以外からも幅広く収集するためである。

本研究専門委員会では計 4 回の会合を実施するとともに、R&D の現状調査と共通の知識基盤の提供を目的として計 5 回の講演会（講演 11 件）を開催した。会合では本専門委員会のスコープと進め方について議論し、「事故進展」と「デブリ性状」の 2 つのタスクチームを設置した。これらのタスクチームは、それぞれの分野について R&D の現状調査（講演会）を踏まえて抽出される技術課題について、課題に関連する専門家による深堀り作業を行った。また、タスクチームのメンバー以外の委員に対しても課題の提案を依頼し、様々な分野の専門家から課題を収集した。これらの成果を元に、「デブリ研究」に関する課題を整理し提言を取りまとめた。

本企画セッションでは、「事故進展」と「デブリ性状」のそれぞれのタスクチームより、1F の事故進展および燃料デブリ性状の各々に関する知見の現状と課題について取りまとめた結果を報告する。

Yuj Ohishi

Graduate School of Engineering, Osaka University.

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(2) 事故進展に関する知見の現状と課題

(2) Current Status and Issues of Accident Progression Analyses

*尾形孝成[1], 三浦弘道[1], 加治芳行[2], 杉山智之[2], 永江勇二[2], 鈴木嘉章[3], 實重宏明[4], 長澤克己[4]
[1]電中研, [2]原子力機構, [3]原安進, [4]東京電力 HD

1. はじめに

燃料デブリの性状、組成および分布は事故進展によって変わる。一方、現実に起きた事象進展の未解明の部分は燃料デブリの性状、組成、分布等を調査することで明らかになるものがある。そこで「燃料デブリ」研究専門委員会の事故進展タスクチームでは、福島第一原子力発電所（1F）1～3 号機の事故進展に関する未解明課題や解析結果などを調査し、1F 事故進展の解明に向けた課題をとりまとめた。

2. 事故進展に関する未解明課題と溶融燃料の分布状況の推定

1～3 号機の炉心・格納容器の状態に直接的・間接的に関係する 52 件の課題が東京電力 HD によって体系的に整理されている（「福島第一原子力発電所１～３号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第５回進捗報告」平成 29 年 12 月, 東京電力 HD㈱）。これらの課題のうち「炉心損傷状況とデブリ位置」については、事故進展に関する分析やミュオン測定による原子炉内状態の評価などを踏まえ、1～3 号機の溶融した燃料の分布状況が次のように推定されている。【1 号機】溶融した燃料はほぼ全量が原子炉圧力容器下部プレナムへ落下、元々の炉心部にはほとんど燃料が残存せず。【2 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。【3 号機】溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたはペデスタルへ落下、燃料の一部は元々の炉心部に残存。格納容器に落下した燃料の量は 2 号機より多い。

3. 事故進展の解析結果

OECD/NEA の BSAF プロジェクト（Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase I Summary Report, NEA/CSNI/R(2015)18）において 1F 事故進展の解析が行われた。Phase I では日本を含む 8 か国 12 機関が参加した。各機関のコードを用いた解析の結果、1 号機では炉心構成物質の大部分がペデスタル上に移動、2 号機では多くの計算で炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持、3 号機では炉心構成物質が全て原子炉圧力容器内に保持あるいは一部がペデスタル上に移動、などが示された。

4. 事故進展の解明に向けた課題

炉心構成物質が原子炉圧力容器外へ再配置した割合が 1 号機→3 号機→2 号機の順に大きいといった解析結果の定性的な傾向は、ミュオン測定等を踏まえた 1～3 号機の溶融した燃料の分布状況の推定結果と概ね整合する。しかし、コード間の解析結果の違いや解析結果と現場観察の違いは随所にみられる。これらの要因として、解析コードのモデルや解析手法の違い、主蒸気逃し安全弁や高圧注水系等の動作状態や応答の不確かさ、MCCI を含む燃料デブリ挙動等の事象の理解不足などが考えられる。今後、1F 事故におけるデブリ形成・移行過程などの事象進展を解明し、その解析・評価の不確かさを減らしていくためには次の事項などを進めていく必要がある。①各号機の機器の破損状態や格納容器内の観察など定性的情報の収集と分析、②燃料デブリサンプルの採取と分析データ取得、③模擬実験等による事象進展の理解の深化と解析モデル改良、④ベンチマーク解析の継続と新たな観察結果や燃料デブリ分析データによるコード検証、⑤これらの結果による機器の動作状態等の検討と不確かさ低減。

T. Ogata[1], H. Miura[1], Y. Kaji[2], T. Sugiyama[2], Y. Nagae[2], Y. Suzuki[3], H. Saneshige[4], K. Nagasawa[4]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]JANSI, [4]TEPCO HD

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告
Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(3) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その１

(3) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (I)

*高野 公秀[1]，三輪 周平[1]，川野 昌平[2]
[1]原子力機構，[2]東芝

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では模擬燃料デブリを用いた試験や TMI-2 デブリの分析による性状推定データの取得状況と過酷事故時のソースタームに関する既往知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 調査・検討結果の概要

1F 事故以降、実験室規模（数グラム）での溶融試験や TMI-2 デブリとの比較検証、及び海外の大規模溶融実験試料の分析等により、炉心溶融固化物及び MCCI（炉心溶融物－コンクリート相互反応）生成物の性状に関する基礎データが蓄積されて来ており、生成相（化合物）、微細組織、機械特性（硬さ等）がその主要項目である。炉心溶融固化物の主成分である UO_2-ZrO_2 系固溶体は、全率固溶する温度領域が融点直下の超高温領域に限られることから、冷却速度が生成相に影響すると予測される。すなわち急冷条件では立方晶単相が保持されやすく、徐冷条件では U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶（+単斜晶）に相分離しやすいと考えられる。また、溶融物の水による急冷効果の一例として、固化時に表面での粉体化・粒状化が大規模実験で確認されている。一方、金属質のデブリ構成成分では、溶融進展時の酸化状況に応じて、Zr-(Fe,Cr,Ni)系金属間化合物あるいは(Fe,Ni)系合金等がある他、中性子吸収材の B_4C が Zr 又は Fe 系の硬いホウ化物として合金中に析出している可能性が実験及び熱力学平衡計算により指摘されている。

MCCI 進展に関しては、炉心溶融物とコンクリートの接触面近傍で大きな温度勾配があり、到達温度領域に応じて生成相・組織に階層構造ができている可能性がある。コンクリートは 1200℃強から液相が出始めガラス化するとともに、UO_2-SiO_2 系及び ZrO_2-SiO_2 系状態図によると固相線は 2000℃前後まで低下する。MCCI 時の各元素の酸化・還元挙動に関しては、コンクリートから放出される水分により酸化環境が優勢と考えられ、未酸化で流下してきた Zr 等金属元素の酸化が進むと考えられる。

デブリ性状の推定における課題として、①デブリの分布が圧力容器内部から格納容器底部までの広範囲に及ぶことであり、それぞれの位置において溶融物が接触する構造材、温度履歴、酸素分圧、水の有無等が異なることから、これまでに得られた性状データの網羅性に不足が懸念されること、②ミクロレベルの組織や機械特性データは比較的充実しているものの、よりマクロな連続体（バルク）として捉えた際の特性評価が不十分な状況にあること、③取り出しまでの長期間における表面変質や溶出といった経時変化に関する知見が不足していることが挙げられる。

ソースタームに関して、既往のシビアアクシデント（SA）解析コードにおける燃料からの FP 放出モデルや炉内の移行モデルの多くは特定の化学種に対する温度のみの関数となっており、算出されるソースタームの不確かさは大きい。このため、燃料デブリ取り出しに資する炉内の FP 分布や性状に関する知見を得るためには、事故事象進展との相関において雰囲気や他物質との相互作用も考慮して FP 放出移行挙動を評価し、モデルを改良していくことが必要となる。このため、既往実験研究で一部データは取得されているものの、他物質との相互作用による溶融の影響や、再冠水による燃料微細化の影響といった、温度のみではなく多様な物理的・化学的な条件における FP 挙動評価を進めることが重要であると考えられる。

---

*Masahide Takano[1], Shuhei Miwa[1] and Shohei Kawano[2]
[1]JAEA, [2]Toshiba

2018年秋の大会

総合講演・報告

「燃料デブリ」研究専門委員会活動報告

Activity Report of the Research Committee on Fuel Debris

(4) 燃料デブリの性状に関する知見の現状と課題その２

(4) Current Status and Issues of Fuel Debris Characterization (II)

*中村 勤也[1]，名内 泰志[1]，鈴木 晶大[2]，松永 純治[3]，星野 国義[4]，坂村 義治[1]，高橋 優也[5]
[1]電中研，[2]NFD，[3]GNF-J，[4]日立 GE，[5]東芝エネルギーシステムズ

1. 調査の目的と対象

1F の燃料デブリ取り出しに向けた性状把握に関する現状と課題を整理するため、本件では、デブリ取り出し時の線量評価、臨界評価、収納・保管、処置、サンプル分析に関する技術開発ならびに長期変性挙動に関する知見をとりまとめた結果を報告する。

2. 技術開発状況の概要

【線量評価】プラント内線量率分布評価手法や局所線量率を実測する手法開発に加え、計量管理としての非破壊測定技術開発が行われている。

【臨界評価】燃料デブリ取出し時の実効増倍率への影響因子と臨界防止、臨界監視技術、臨界事故時の影響評価、臨界停止手段等の技術開発が行われている。

【収納・保管】キャニスター内に中性子吸収材を備えた TMI-2 の実績と異なり、最高濃縮度が約 5%と高い 1F では、同伴水量を 35vol%以下に制限することによって収納缶内径 400mm を確保する臨界安全評価、ならびに、収容缶の強度や水素ガス管理技術開発等が行われている。

【処置】燃料デブリの化学処理に湿式および乾式再処理技術を適用する技術開発が行われてきた。溶解率の観点では、フッ化物揮発法の基礎的な成立性が確認され、Pu 試験が計画中である。

【サンプル分析】1F 廃止措置の技術開発に必要な燃料デブリの機械的特性や化学的特性等の分析ニーズが整理される一方、1F サイトに隣接した放射性物質の分析・研究施設（大熊分析・研究センター）の建設や、X 線 CT やトリプル四重極プラズマ誘導結合質量分析装置等の最新の分析技術開発が進められている。

表１　燃料デブリ性状に関する主な課題

項目	主な課題
線量評価	- 事故進展過程における線量強度の三次元分布 - デブリ取出時の燃料デブリの形態変化・移行等に伴う作業地点の線量強度の経時変化 - 核燃料物質の含有量、Eu の帯同性、Cs 放出率
臨界評価	- 燃料デブリの冠水・冷却状況 - 燃焼度と燃料デブリの化学組成の位置依存性 - ^{155}、^{157}Gd、ホウ素、鋼材、コンクリート成分の均質性 - 粒径、密度、含水率、開/閉気孔率、熱特性 - デブリ表面で軽水からホウ酸水への置換時間 - FP ガス（Xe、Kr 等）放出割合と放出速度 - 中性子吸収材との親和性（短期～長期、化学的安定性、物理的帯同性）
収納・保管	- 水の濡れ性、水切り特性、乾燥特性 - 水素ガス発生挙動 - 収納缶内での長期変性挙動 - 収納缶との長期両立性 - 迅速なデブリ分別技術と判定基準（構造物、工具等）
処置	- 溶解性、均質性、FP 放出挙動、プロセス成立性
サンプル分析	- サンプル取出し位置と事故進展解明との相関 - サンプルの代表性（ミクロ⇔マクロ） - 機械的特性（材料健全性の評価）、化学的特性 - 気中取出し時の FP 放出挙動
長期変性挙動	- 循環注水冷却による An/FP 等の浸出・移行挙動 - 各位置（PCV、RPV、S/C 等）の環境条件（放射線環境下、pH、陰イオン濃度等）に応じた浸出・移行挙動 - 物理化学的特性や微細構造・相構造等の変化
その他	- デブリ取出し作業の安全ガイドラインの策定・指針

【長期変性挙動】事故炉の燃料デブリについて、自己照射損傷や熱応力による機械的破損、気中における長期変性挙動、浸出挙動等が観測されている。挙動評価に重要なサンプルの均質性や代表性、表面性状に加え、放射線環境下の影響も考慮した模擬デブリや使用済燃料からの核種の浸出挙動が調べられている。

3. 燃料デブリの性状に関する課題の抽出

上述の技術開発状況を踏まえ、燃料デブリ性状に関する課題を抽出した。その結果を表１にまとめる

*Kinya Nakamura[1], Yasushi Nauchi[1], Akihiro Suzuki[2], Junji Matsunaga[3], Kuniyoshi Hoshino[4], Yoshiharu Sakamura[1], Yuya Takahashi[5], [1]CRIEPI, [2]NFD, [3]GNF-J, [4]Hitachi-GE, [5]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 - A Building

[1G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (1) Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

Chair:Minoru Okoshi(JRIA)

[1G_PL01] A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

*Haruyuki Ogino[1] (1. CRIEPI)

[1G_PL02] Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*Kimiya Ishii[1] (1. FEPC)

[1G_PL03] Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*Makoto Hashimoto[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

（1）クリアランスにおける線量規準の考え方

(1) A review of approaches to setting the dose criteria for clearance

荻野 晴之
電力中央研究所

1. はじめに

ある物質の放射能濃度が極めて低く、一般的な再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較して十分小さい場合には、人の健康に対するリスクが無視できると判断できる。この判断により、当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、放射線防護に係る規制の枠組みから外すという考え方を「クリアランス」という。クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下（of the order of 10 μSv or less in a year）」という線量規準がもたらされている[1]。

本発表では、クリアランスの概念が成立するための前提条件を整理した上で、国際放射線防護委員会（ICRP）の刊行物を中心に、クリアランスにおける線量規準の考え方をレビューする。

2. クリアランスの概念が成立するための前提条件

放射線防護に関する規制の範囲を定めるための概念として、規制除外、規制免除、クリアランスという３つのアプローチがある。規制除外とは、制御できない被ばくなどをそもそも規制の範囲外とすること、規制免除とは、ある条件を満たす放射線源をあらかじめ規制の対象から除いておくこと、そして、クリアランスとは、ある条件が満たされれば、規制されていた物を規制の枠組みから外すことを指す。下記に具体的な例を挙げる。

１つ目の規制除外の代表例は、地上レベルでの宇宙線や体内に含まれる K-40 から放出される放射線による被ばくである。これらの被ばくは規制を通じた管理に本質的になじまないことから、規制範囲の対象外としている。これが規制除外の考え方である。

２つ目の規制免除の代表例は、グロースターター（蛍光ランプを短時間に自動的に点灯するための小型の放電ランプに使用されている）に封入されている Pm-147 や Kr-85 といった少量の線源である。社会における利便性を考え、放射線安全上の極めて小さい線量を考えれば、これらを規制から離して社会の中で有効に利用していく方がメリットが大きい。さらに、これらを全て規制することは実質的に不可能であり、そこに莫大な社会資源や資金を投入するより利便性を求める方が社会の利益となる[2]。これが規制免除の考え方である。参考までに、文部科学省放射線安全規制検討会の資料[3]によれば、グロースターターの国内年間販売数量は2億個を超えており、国内で規制が免除されている密封線源の実に7割以上を占めている。

３つ目のクリアランスの代表例は、原子力施設の解体に伴って大量に発生する有価物（コンクリートや金属など）の再利用である。当然ながら、高いレベルの放射性物質を含む場合には、放射性廃棄物としての適切な管理が施される必要がある。しかし、解体に伴って大量に発生する物のある割合は、放射能濃度が極めて低く、再利用・再使用による線量が自然界の放射線レベルと比較しても十分に小さいことから、人の健康に対するリスクが無視できる場合がある。これらの有価物までも放射性廃棄物として扱い、莫大な社会資源や資金を投入することは循環型社会形成促進の観点から適切でなく、防護が最適化されず、その行為は正当化されない[2]。これらを規制の枠組みから外すことがクリアランスの考え方である。参考までに、旧原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会の資料[4]によれば、110 万 kW 級の沸騰水型軽水炉

（BWR）や加圧水型軽水炉（PWR）の廃止措置に伴って発生する 1 基あたりの廃棄物等の量は、低レベル放射性廃棄物に相当する物が約 1 万トン、放射性物質として扱う必要がない物が約 50 万トンと推定されている。

3. クリアランスにおける線量規準

クリアランスに用いる線量については、自然界の放射線とリスクの関係から、国際的な議論を経て、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準がもたらされている。以下に、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチについて整理する。

3-1. 自然界の放射線との関係

放射線は自然界にも存在しており、世界平均では実効線量換算で約 2.4 mSv（国連科学委員会 2008 年報告[(5)]）、日本平均では約 2.1 mSv（原子力安全研究協会 2011 年報告[(6)]）の個人線量を与えていると評価されている。公衆の個々の構成員は、国内のある場所から別の場所に移動する場合、自然放射線による被ばく量の違いを一般には考慮しない。したがって、自然バックグラウンド放射線の変動と比べて小さい線量レベルは、“些細な線量”と見なすことができる。この考え方に基づいて、自然バックグラウンド放射線の 1～数%のオーダー、すなわち、年に 20～100 μSv が提唱されている（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。

3-2. リスクとの関係

放射線防護に限らず、一般に、10^{-5} の年死亡リスク（1 年間あたり 10 万人に 1 人が死亡するリスク）の軽減に自らの資財を投入しようとする人はほとんどおらず、さらに一桁低くなって、10^{-6} の年死亡リスク（1 年間あたり 100 万人に 1 人が死亡するリスク）のレベルともなれば、対策を講じようとする人はさらに少なくなる（ICRP Publication 104 [(7)], 67 項）。このような年死亡リスク（y^{-1}）から年線量（Sv y^{-1}）に換算するためには、疫学研究から求められるリスク係数（Sv^{-1}）を用いる必要がある。

ICRP では、Publication 46[(8)]（1985 年）において、当時のリスク係数であった 10^{-2} Sv^{-1}（厳密には致死性のがんについて、1.25×10^{-2} Sv^{-1}）を用いて換算し、10^{-6} のオーダーの年死亡リスクに相当する線量が年に 0.1 mSv（100 μSv）のオーダーとしている。そして、ある個人が複数（最大でも 10）の線源から重畳して被ばくを受ける可能性を考慮し、単一の線源に対して、年に 10 μSv のオーダーという一桁切り下げた線量規準を示している。

リスク係数は疫学研究の進展によって変化するものである。事実、1985 年当時のリスク係数もその後変更されている。例えば、全集団に対する名目リスク係数で見れば、1990 年勧告[(9)]では 6.0×10^{-2} Sv^{-1} となり、2007 年勧告[(10)]では 5.5×10^{-2} Sv^{-1} となった。リスク係数の変更が“些細な線量”の判断に与える影響について、米国放射線防護審議会（NCRP）レポート 116[(11)]（1993 年）で議論されており、変更は不要との結論が出されている。根拠は、変更されたリスク係数を用いてあるリスクレベルに対応する年線量を計算すれば、以前よりも約 1/5 から 1/4 の値になるが、“些細な線量”はリスク係数による計算だけに基づいたものではなく、線量としての大きさや、線量や健康影響の検出の困難さなども考慮して定めたため、とされている。

4. まとめ

本稿では、クリアランスに用いる線量である「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」という判断規準が、自然界の放射線との関係とリスクとの関係という２つのアプローチに基づいて定められていることを、ICRP 勧告を中心に紹介した。クリアランスや規制免除を巡る議論では、規制を要しない線量という側面だけに関心が集中してしまいがちであるが、どのような背景からそのような概念が発展したのか、成立条件と併せて正しく理解しておく必要がある。また、クリアランスレベルの導出にあたっては、「年に 10 μSv」という単一の値が使われていることから、「年に 10 μSv のオーダーあるいはそれ以下」にある“オーダー”の意味合いが薄れてしまい、あたかも厳密に遵守することが必要な数値規準として受け止められていることも多いように見受けられる。クリアランスレベルの遵守は放射線測定や放射化計算等によって確

認し、複数核種の寄与割合やクリアランス対象物の放射能濃度分布の均一性などを考慮して判断することになるが、線量規準が元来有する“オーダー”の意味合いに立ち返り、適切な保守性の範囲内で柔軟に運用していくことが重要となる。

参考資料

(1) International Atomic Energy Agency, Radiation protection and safety of radiation sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3. No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
(2) 小佐古敏荘, クリアランスレベルの法令取り入れについて（免除・除外・クリアランスとの関連において）, 保物セミナー2004 要旨集 (2004).
(3) 文部科学省原子力安全規制等懇談会, 密封線源に係る免除レベルの法令への取入れについて（案）, 第3回放射線安全規制検討会, 平成 20 年 12 月 11 日, 資料 3-2 (2008).
(4) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会, 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて, 平成 11 年 3 月 17 日 (1999).
(5) United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with scientific annexes (2010).
(6) 原子力安全研究協会, 新版生活環境放射線（国民線量の算定）, 平成 23 年 12 月 (2011).
(7) International Commission on Radiological Protection, Scope of radiological protection control measure, ICRP Publication 104, Ann. ICRP 37(5) (2007).
(8) International Commission on Radiological Protection, Radiation protection principles for the disposal of solid radioactive waste, ICRP Publication 46, Ann. ICRP 15(4) (1985).
(9) International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21(1-3) (1991).
(10) International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2-4) (2007).
(11) National Council on Radiation Protection and Measurements, Limitation of exposure to ionizing radiation, NCRP Report No. 116, Bethesda, USA (1993).

Haruyuki Ogino
Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(2) わが国におけるクリアランスの現状と課題

(2) Current status and issues of the implementation of clearance in Japan

*石井 公也[1]，久野 悟[2]，片岡 秀哉[3]，大浦 廣貴[4]
[1]電気事業連合会，[2]中部電力㈱，[3]関西電力㈱，[4]日本原子力発電㈱

1. 概　要

クリアランス制度導入以降、事業者内で積極的にクリアランス物の再利用実績を積んできており、今後再利用範囲も広げようとしている。一方、現時点で廃止措置及び廃止措置準備をしている実用発電用原子炉は 12 基になっている。廃止措置を円滑に進めるためには、クリアランス物搬出先の確保（拡大）は喫緊の課題である。

2. クリアランスの現状と課題

2-1. 現　状

わが国では、2005 年にクリアランス制度を導入し、これまでに測定・評価方法は 4 件認可され、現在 3 件が審査中である。これまでに約 5,000 トンのクリアランス物が測定結果の確認を終えており、テーブル、ベンチ、ブロック等への再利用を行い事業者内での再利用実績を蓄積するとともに、低レベル放射性廃棄物収納容器の遮蔽体への適用に向けて、2015～2017 年度経済産業省の「管理型処分技術調査等事業」として試験研究を行い、事業者内での再利用範囲の幅を広げようとしている。

2-2. 課　題

現在、廃止措置実施中及び準備中の実用発電用原子炉施設は 12 基となり、今後、それらの廃止措置作業が本格化していく。110 万 kW 級 BWR プラントの場合、廃止措置に伴い発生するクリアランス物は約 3 万トンと推定されており（図１）、それらが放射性廃棄物でない廃棄物（NR）に続いて搬出されることになるものの、国内で多量に発生するクリアランス物の搬出先が確保されない場合には、発電所敷地内に蓄積されることになる。そういった状況は、廃止措置が円滑に進んでいる状況であるとは説明できないものである。クリアランス物の利用先拡大に当たっては、それぞれの段階でのクリアランス物に対する理解が必要となっている。

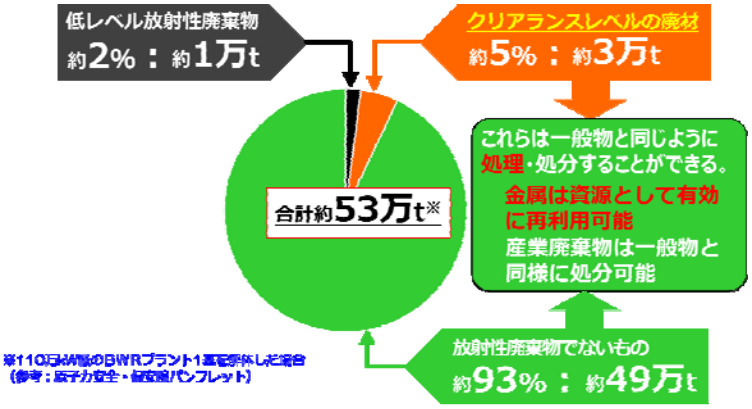


図１　110 万 kW 級 BWR プラントの廃棄物量割合

*Kimiya Ishii[1] , Satoru Kuno[2], Hideya Kataoka[3] and Hirotaka Ohura[4]
[1]The Federation of Electric Power Companies., [2]Chubu Electric Power Co.,Inc., [3]The Kansai Electric Power Co.,Inc. and [4]The Japan Atomic Power Company.

2018年秋の大会

バックエンド部会、保健物理・環境科学部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(1) —わが国におけるクリアランスの現状と検討状況—

Current status and issues on the implementation of clearance (1)
Current status and study for clearance of contaminated materials in Japan

(3) 物品搬出ガイドラインとクリアランス

(3) Explanation of the Guidelines for Moving out of Contaminated Commodities from the viewpoint of Clearance

*橋本　周
原子力機構大洗

1. はじめに

日本保健物理学会放射線防護標準化委員会では、放射性物質による表面汚染を伴う物品の搬出に関する、計画被ばく状況、緊急時被ばく状況、現存被ばく状況のそれぞれに応じたガイドラインを 2016 年に制定した。これらのガイドラインでは、それぞれの被ばく状況において、汚染した物の搬出の可否の判断に係る線量規準を示すとともに、その線量規準に相当する表面汚染レベルの評価を行った。その中では、物品搬出とクリアランスの関係についても言及した。これらのガイドラインの概要について紹介する。

2. 物品搬出ガイドラインについて

物品搬出ガイドラインは、被ばくの状況に応じた「計画被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「緊急時被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」「現存被ばく状況における汚染した物の搬出のためのガイドライン」の 3 種類を制定した。これらは本文と解説、例題の構成としている。ガイドライン本文には、その適用と線量規準を示した。解説では、ガイドラインの背景、考え方､線量規準に相当する表面汚染レベルと実用量について述べており､ICRP や IAEA の考え方との比較、現行規制との適合性、一般的なサーベイメータを使った管理による搬出の可否判断の例示等を行っている、さらに例題において、想定質問に回答する形でガイドラインの適用について解説した。

これらのガイドラインは、日本保健物理学会放射線防護標準化委員会で案が練られ、学会内のシンポジウムや公衆審査を経て制定されたものである。

3. 物品搬出ガイドラインとクリアランス

計画被ばく状況における物品搬出ガイドラインの解説の中で、物品搬出に対するクリアランスの概念の適用について検討を行った。

物品搬出基準については、古くから管理区域管理の一手法として運用されており、その考え方は管理区域内の表面密度管理との関係性でしばしば定義されてきた。しかしながら、物品搬出は、管理区域から非管理区域への物品の移動であり、クリアランスの行為と類似している。そこで、物品搬出基準について、IAEA GSR Part 3 に示されたクリアランスの一般的な規準（Generic Criteria）と比較対照を行った。

IAEA GSR Part3 には、クリアランスに関する一般的な規準は、線量リスクと管理の正当性の 2 点が示されている。物品搬出に伴う線量リスクの評価のために、表面汚染物品の取扱いに係る被ばく線量を計算した。その結果、クリアランス線量規準に相当する表面汚染レベルは、物品搬出基準よりも大きいことが示された。また、物品搬出の運用は、クリアランスの正当性の考え方で説明できた。

以上より、物品搬出はクリアランスの考え方に整合すると考えられた。したがって、物品搬出ガイドラインに示した線量規準は、クリアランスの考え方と整合する値とした。

*Makoto Hashimoto
Oarai Research and Development Institute, Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1I_PL01] Role and concept of the academic societies standards

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1I_PL02] Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[1I_PL03] Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*Kenji Murano[1] (1. TEPCO)

[1I_PL04] Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*Shuichi Kaneko[1] (1. NRA)

[1I_PL05] Discussion

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（1）学協会規格とあり方

(1) Role and concept of the academic societies standards

*関村 直人[1]

[1]東京大学

1. 標準委員会の活動とその基盤

標準委員会は，原子力安全の確保を目指して公平，公正，公開の原則のもと，学術界，産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て，活動を進めている。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて，原子力安全の向上を最も重要な目標として，国際的なエクセレンスに学び，我が国の社会経済的環境，国民性，産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係るシステムや製品，仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し，それを新たな知見を随時反映して改定していくことが，標準委員会の使命である。

原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり，真摯な議論を踏まえて，国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としている。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け，ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となる。

2. 学会における標準の策定活動の役割

我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきた。さらに近年では，機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきている。しかしながら今後は，早期に標準の体系を整えることに加えて，新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで，技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し，原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければならない。学会における標準の策定活動を通じて，福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと，いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えている。標準委員会としては，原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で，学会が中核となって，全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め，優先度を明らかにしつつ，原子力安全の目標を達成するため適正な標準を迅速に策定する役割を担っていく。

3. 学協会規格のあり方

以上のような精神に則り，標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し，公平，公正，公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していく。公衆審査を経て制定される標準が，安全性向上を図るために規制機関と産業界において利用されれば，新しい技術的知見を迅速に，また国民の利用に供することにつながる。さらに，これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり，その実現は我が国の国際技術戦略に加え，福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えている。

---

*Naoto Sekimura[1]

[1]The University of Tokyo

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（2）学協会規格策定活動の充実，強化のための課題

(2) Tasks for enhancement in activities of establishment of academic societies standards

*成宮 祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. 学協会規格策定活動の状況

1-1. 経緯

我が国の学協会規格は，機械学会，電気協会，そして原子力学会においてそれぞれ規格策定の委員会を組織し，20 年以上にわたり多くの規格を発行してきた。そのうち原子力学会では，1999 年に標準委員会が設置され本年で 20 年目を迎える。標準委員会は，原子力安全の確保を目指して，公平，公正，公開の原則の遵守のもとに活動を進めている。産業界と学術界および国に広く所属する各分野の専門家が協働して，我が国の経済的，社会的環境，国民性，産業構造，技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係る製品やシステム，仕組みが健全であると識別する基準を，上述のステークホールダーのみならず広く国民に提供することを目指して，合意できるところを原子力標準として制定し，それを最新の知見を反映して改定していくことを使命としている。

2011 年 3 月 11 日の福島第一原子力発電所において発生した過酷事故（以下，福島第一事故）を未然に防げなかったことを標準委員会は反省し，従来，わが国では明確に文書としてはなかった原子力安全の基本的な考え方や，新たに必要となる標準の策定に尽力してきた。特に，深層防護の理解深化，リスク評価の促進，リスクマネジメントの進め方などについて，技術レポートを発行するとともに，公開の意見交換の場を提供し，多角的な活動を積極的に展開してきた。

1-2. 成果（原子力学会標準委員会）

現在までに，延べ 73 件の標準と 12 件の技術レポートを発行し，原子力施設の安全性向上に役立っている。規制審査や規制基準対応として，原子力学会標準に基づく，あるいは参照した申請や報告が行われている。

福島第一事故の教訓と新たに作成された規制基準を受けて学協会規格類協議会では，外的事象やシビアアクシデントなどに関係する規格・標準の策定を優先して取り組んだ。原子力学会では，津波 PRA 標準，PSR＋指針，SAM 標準などを策定した。加えて，2011 年度に原子力安全検討会を設置した。具体的内容については，原子力安全分科会，リスク活用分科会，SS（セーフティー&セキュリティー）分科会を設置し，原子力安全の基本的考え方，深層防護の考え方，リスクの理解と活用の進め方，原子力安全から見たセキュリティーの在り方等について検討し技術レポートとして発行した。

福島第一事故後，7 年が経過し，14 基が改正炉規法適合性審査に適合し，7 基が再稼働を果たし，今後，原子力発電所の再稼動が本格化する段階に入っていく。また，国は IRRS 対応(Integrated Regulatory Review Service)に関連して 2017 年 4 月に再度炉規法を改正し，大きく規制環境が変りつつある。さらに，事業者が原子力発電所の安全性を自ら評価し安全性の向上を図る安全性向上評価届出書が, 3 基から提出されている。これらを踏まえた標準として，次の整備に取り組んでいる。

・IRDIM(Integrated Risk-Informed Decision Making)標準
・PRA 関係標準（地震従属事象などへの拡張）
・廃止措置，再処理や処理・処分等に関する標準

2. 次の展開への課題

2-1. 学協会規格の意義とその具現化

3 学協会（原子力学会，機械学会，電気協会）の規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）は，公平，構成，公開の原則で行う規格策定プロセスにより，委員のコンセンサス及び公衆審査を経て学協会規格を策定する。これは原子力施設の安全性向上に役立つものである。原子力施設の安全性向上に関係する諸分野の専門家の集団が学協会の規格策定委員会に集められており，国際的にも広い視野で収集した最新の技術的知見と技術を，適時かつ適切に規格に反映することが出来ることから，規格の策定には，学協会が適切である。学協会の場で，各関係組織が，それぞれの専門性を持ち寄ることで，多種多様な知恵が集合することが可能である。学協会規格は，事業者や施設メーカのものだけではなく，規制にとっても，規制基準や審査の高度化が図れる点で，十分な意義がある。

このような意義を具現化するためには，規格・標準を整備する仕組み，運営体制，専門家人材育成，最新知見の収集・分析・採用の仕組み，関係者の規格・標準への要望の取り込みの仕組み，必要な財政基盤，が存在し,継続して改良されていることが必要と考える。学協会規格の策定活動が開始され20余年の間に，これらのことは構築され確保されてきている。しかし，福島第一事故以降，十分なリソースが向けられてこなかったこと，事故以前とは異なる組織関係（規制と事業者）の時代にあること，国際的に優れた成果を上げている海外の規格の表面的ではなく実行性があるように反映すべきこと，から，学協会規格の整備も，将来に向けて継続していくため，いくつかの課題を解決することに取り組む必要がある。

2-2. 役割を実現していくための課題

課題として，次のことが挙げられる。本年 3 月 8 日に原子力関連学協会規格類協議会，3 学協会規格策定委員会から，連名で発行されたステートメント「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」で挙げられている強化策から，運営組織にかかる事項を追加して抜粋した。ここでは標準委員会が扱う標準を例にして，まとめているが，他の学協会とその規格においても，同様のことが課題である。矢印に，現時点で標準委員会が取組みを進めている内容を記載する。

1) ステークホルダーとのインターフェイスの改善：
   - 標準委員会の，原子力安全の更なる向上に関する責任，役割，義務についてさらに明確化する。そして，委員会，専門部会，分科会，作業会の委員で共有し認識を深める。
     →標準委員会活動 5 か年計画を制定し，その進捗管理を適宜行うことにより，目標の達成を目指す。
   - 原子力の学協会規格に関連する国内外の民間団体や関係機関との意見交換や連携の充実。
     →学協会協議会を活用し，電気事業者，電気工業会との意見交換を行う。特に，一義的な原子力安全の責務を有する電気事業者の規格標準に関する要望，期待，批判，は各分野において共有できる意見交換とする。
   - 国の規制基準と学協会規格の相互補完関係の構築が重要であることから，規制との意見交換や連携の充実を図る。
     →規制委員会と 3 学協会規格策定委員会委員長との意見交換実施。学協会協議会と連携し，規制庁からの学協会規格策定委員会への委員としての参画を提言，要請。さらに規制庁，エネ庁，学協会協議会との意見交換を検討中。
   - ステークホルダー間の情報共有，信頼醸成を図り，公平，公正，公開の原則の下で機能する学協会規格の場の活用を強く働きかけ，学協会規格の活性化，高度化を図る。
     →標準委員会における標準策定状況を WEB，学会誌などを用いて発信し，各ステークホルダーからの意見交換も活発に出来るように，検討中。

2) 緊急度や重要度に応じた優先度に基づく学協会規格整備計画の見直しと策定活動の推進：
   - 標準委員会における策定審議プロセスの高度化。反対意見，審議の公開，などの審議要領の改善。
   - 既存規格については規制による技術評価に迅速・適切に対応すると共に，要件等のタイムリーな反

映など規格の維持・改善に努める。

・安全性向上諸対策，その達成に関して得られた新知見の学協会規格への反映を，安全重要度や学協会規格へのユーザーの要望等を基に優先度を見極めながら推進する。
→学協会協議会傘下に，3 学協会から委員を募り，規格標準の体系構造，優先度の検討を開始している。

3) 規格の高度化と品質向上への取組み：

・ＩＡＥＡ等の国際安全基準に一層の目を向けて，これらとの調和を積極的に図る。
→海外の規格策定組織との連携の一環として，ASME/ANS の JCNRM(Joint Committee on Nuclear Risk Management)に JIWG(Japan International Working Group)を設置し PRA 標準の高度化をめざし意見交換を実施中。

・原子力学会標準も含めた学協会規格の体系構造とそれらの連関性を明確にした上で，適切な新知見を迅速に反映できる仕組みを強化して，学協会規格の策定・改定を進める。
→標準委員会では傘下の標準活動基本戦略タスクに，新知見収集・評価 WG を設置し，新知見反映判断指標設定，アンケートによるユーザー意見収集，有識者との意見交換などを検討。

・学協会規格策定の適正なプロセスに関するピアレビューの導入の検討，技術倫理の徹底などを進める。
→学協会協議会が各規格策定委員会（原子力学会では標準委員会）の策定プロセスを，3 件程度の規格標準を対象にしてピアレビューする仕組みを検討中。標準委員会は，毎年，倫理委員会から倫理教育を受け，傘下の専門部会，分科会，作業会へ展開教育も実施している。

4) 運営基盤の強化

・学協会規格策定委員会の運営事務局の適切な体制（人数，専門性）の構築。環境の変化に柔軟に対応できる体制の構築。

・標準策定に必要な知識を持つ人材確保のために，標準策定へ積極的な若手の人材の参画には，委員となることが組織において，あるいは社会から高く評価されることが必要。表彰制度，外部への発信の仕組みを構築。

・標準策定に必要な基本的な知識は，OJT だけでなく，説明資料を整備し説明会を行うなどの組織的な仕組みの構築。

・財政基盤の強化。必要十分な財源が確保でき，将来の変化（事務局人員の増加，標準販売量の減少，など）に柔軟に対応できるよう，収入の増加をはかる。専門部会ごとの標準販売量の比較などを示し，標準制定，講習会実施に積極的に取り組む動機付けとする。

*Yoshiyuki Narumiya[1]
[1]JANSI

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて

Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

(3) 自主的安全性向上の取組と学協会規格への期待

(3) Action of Safety Improvement and Expectations for academic societies standard

*村野　兼司[1]

[1]東京電力ホールディングス（株）

1．緒言

2020 年 4 月に施行される原子力規制検査は、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ることになっており、当社柏崎刈羽原子力発電所はパイロットプラントとして、試運用の中心的存在となる予定であり、各種取組を進めているところである。

本論文では、原子力規制検査の試運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組について実施･改善状況及び今後の展望､及び関連する学協会規格へ期待することについて述べる。

2．事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所においては、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っており、それら活動は是正措置プログラム、系統監視、構成管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などを通じて自主的に改善することで、より一層の安全性の向上に継続的に努めている。

3．当社の各種取組

3.1 是正措置プログラム

以前より是正措置プログラムを導入し、改善に活用しているが、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、予防・検知に重点をおいた活動に改善することで、より一層の安全性の向上の実現を目指している。

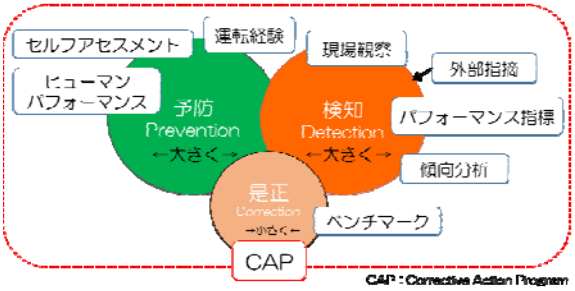


図１　是正措置プログラムの改善

そのため、現場観察、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を開始しており、2018 年 7 月以降、ニアミスや協力企業の気付きもインプットする予定である。

また、インプットの拡充と併せて、分析・評価の強化として、2016 年 10 月、パフォーマンス向上コーディネーターを発電所各部に配置し、毎日のピア会議を通じて、重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

3.2 系統監視

設備に精通したシステムエンジニアが、系統監視プログラムに基づき、主要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、各プラントにおいて重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 構成管理

設計要件、実機器、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。

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、設計基準文書を作成中であり、更なる整備計画も検討中である。

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。

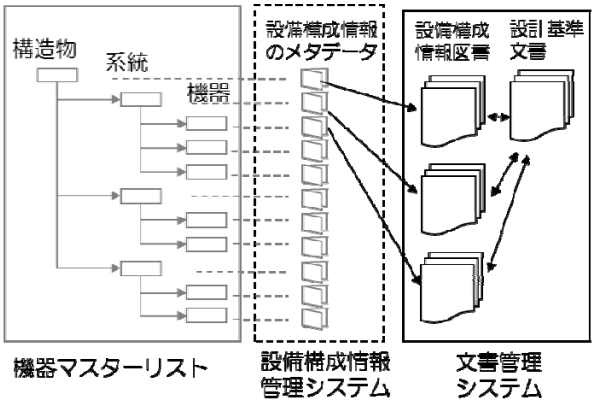


図２ 設計基準文書作成のイメージ

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、毎月、所長、所内幹部、本社幹部が参加する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。

今後、原子力規制検査に対応した規制要求項目を採取するとともに、自主的な設定項目も拡充する予定。

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] 実施内容の詳細については各社検討途上であるが、今後のリスク情報活用に向けて、現在日本原子力学会で制定準備中である実施基準の発行が待たれるところである。

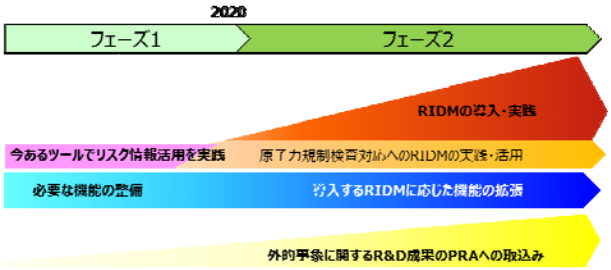


図４ リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社では、フェーズ１の取組として、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等、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も進めている。このモデルは原子力規制検査でも活用することを想定している。高度化にあたり運転中内的事象モデルを先行しているが、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。標準については、停止時モデルや外的事象モデルなどは、日本も独自に研究・検討を行っている部分もあり、今後日本と同様にＰＲＡに取組んでいる欧米各国と連携し、新知見やお互いの蓄積された経験などの情報が共有され、更に標準が高度化されていくことを期待したい。

４．結論

原子力規制検査の基本理念に従い、自主的な安全性向上の取組の拡充を進めている。

現在、原子力規制庁が原子力規制検査の制度検討を続けており、2018 年 10 月には試運用が開始される中で、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協力していく。

制度検討および試運用を経て、原子力規制検査が効率的でパフォーマンスベースの、より規範的でない、リスク情報を活用したものとなり、事業者の自主的安全性向上の取組をより活性化させることにつながることを期待している。

参考文献

[1] 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”、2016、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.

*Kenji Murano[1]

[1]TEPCO

2018年秋の大会

標準委員会セッション

学協会規格の策定と活用の活性化に向けて
Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

（4）リスク情報活用と安全確保の実績を重視する検査制度における学協会規格の活用

(1) Potential of academic societies standards in risk-informed and performance-based nuclear oversight program

*金子　修一[1]
[1]原子力規制庁

1. 原子炉等規制法に基づく検査制度の改革

2017年4月に成立した原子炉等規制法等の改正法により、原子力施設等に対する検査制度については、大改革が行われることとなっている。新たな検査制度は、従来、安全確保上の影響の大小に関わらず、ともすると形式的な法令違反の確認になりがちであったものを改め、米国で運用されている原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）をモデルとして、より安全上の重要性の高い事象に規制資源を集中するものとなるよう、2020年春の新制度の施行に向け、現在、その準備が進められているが、まず、特に学協会規格の活用に関連して重要な事項を挙げておきたい。

1-1. 事業者の主体的な活動の拡大

従来、原子炉等規制法に基づき規制機関が行ってきた使用前検査や施設定期検査などは、その主体が事業者となり、規制機関はその実施を確認する役割へと、安全確保に関する事業者の一義的な責任がより明確化されたものに変わる。これに伴い、事業者の実施する検査に関連する学協会規格の役割や活用方法にも変化が求められるであろうことに加え、事業者が主体的に行う様々な安全確保活動に関する規格・標準についても、その果たす役割が大きくなることが考えられる。

1-2. リスク情報の活用

英語の”risk-informed”は「リスク情報の活用」という訳語で表現されているが、これまで、あらかじめ定められた基準等に対する不適合、違反等を決められた手法で判断する規範的な検査が、定型的な確認に陥りやすかったことを改める際に、規制機関としての判断基準を明らかにする一つの方策がリスク情報の活用である。規制上の判断も含め、リスク情報を活用した意思決定においては、リスクの程度に係る様々な情報が用いられることとなる。例えば、確率論的リスク評価手法（いわゆるPRA）による計算の結果として得られる点推定値やリスクの大小に係る知見などは、その典型的なものであるが、それ以外にも事象の特徴、事業者による回復措置の有無、安全裕度への影響の大小など、定性的なリスクに係る情報も意思決定の重要な要素として用いられる。

このようなリスク情報活用に関しては、確率論的リスク評価を行う際のツールに係る標準、リスク評価のプロセスなどの意思決定に係る規格など、多様な視点での学協会規格の活用が期待される。

1-3. 安全確保の実績を反映する規制運用

今回の検査制度改革の大きな柱となるもう一つの価値観は、英語で”performance-based”と呼ばれる「安全確保の実績を反映する」規制の運用である。安全確保の実績を表す指標としての活用が予定されている安全実績指標（Performance Indicator: PI）の導出をはじめ、事業者において把握・整理する安全確保の実績をどのように共通化し、評価を可能とするかなどについても、学協会規格をはじめとした標準の整備・活用が期待される。

1-4. 品質管理に係る要求範囲の拡大

検査制度改革の法律改正の際には、同時に、保安のための業務に係る品質管理に必要な体制についても、その対象範囲が拡大されており、これに対応した技術基準の改正が準備されている。具体的な内容として

は、事業者の行う検査の独立性、調達管理の充実、設計・建設段階などへの適用など、より品質管理の質を高めていく必要のある事項や追加的に要求されることとなる事項などが含まれている。

こうした品質管理に係る事項については、日本電気協会が作成・管理している規格をはじめ、事業者の行動の規範となる学協会規格の策定・充実が期待される大きな領域である。

2. 学協会規格と新たな検査制度との関係

原子力規制委員会では、規制運用に学協会規格を活用する際に、技術評価を行った上でのエンドースを通じて、直接に該当規格が活用できるようにする手法を有しているが、必ずしもこのエンドースを受けたものだけが技術的に有効であるということを意味している訳ではない。事業者が学協会規格を活用しつつ、様々な安全確保のための活動を行っている場合に、規格の内容を参照しつつ、当該活動の妥当性を評価するという手法もあり得るであろうし、実質的な安全上の妥当性の一部を規格への適合性を通じて確認するという手法も採りうるものと考えられ、検査制度がこれまでより柔軟なものとなることとの関係で、様々な学協会規格の活用方法を追求することができる。

今後の学協会規格の検討・制定・改定については、このような視点も踏まえ、安全確保のための活動を行う事業者の現場において、より活用する意義の大きいものであるかどうか、すなわち規格・標準への適合が実質的な安全性の確保・向上につながる効果を有するものであるかどうかを、強く意識したものであることが期待される。規格・標準の活用が現場の安全性の向上をもたらし、それ自身が規格・標準の活用を促すとともに、原子力安全規制の運用においても評価され、安全確保の現場と規制、そして学協会規格のそれぞれが相乗的に安全性向上への効果を上げていく姿を理想とするならば、新たな検査制度は、まさにその実現をより身近にするものと受け止めることもできる。

3. 今後の取組

新たな検査制度が施行されるまでの約 1 年半の期間、そしてその後制度を運用しながら改善を進めていくことも含め、事業者、規制機関の双方において様々な活動の変更を行っていく。事業者においては、前述のような規制の変化に対応する一環として、改善措置活動（Corrective Action Program: CAP）の充実など、日々の事業活動の実務を大きく改善していくことも予定されており、これらに対応した学協会規格の検討も課題の一つであると言える。現在、事業者、規制機関、学協会間相互の対話を行う環境は整っており、今後、さらに現状や課題に対する認識の共有とこれに対応するための議論・検討を進めることが極めて重要である。

今回の日本原子力学会における議論も、その一助として機能し、継続的に建設的な議論・検討を行うことを自らに課したい。

---

*Shuichi Kaneko[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1I_PL] Toward revitalization of establishment and utilization of academic societies standards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (B33 -B Building)

[1I_PL05]Discussion

*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

我が国の原子力安全の向上のための課題を最新の知見の活用と社会の理解を得て進めていくためには、規制、事業者、研究機関、メーカ等が共通に持つ技術基盤として、公正、公平、公開の原則で策定された学協会規格類（規格と原子力学会標準）の活性化が重要な役目を持つ。標準委員会は、学協会規格類の策定・活用の活性化・強化を関連組織が行うためのフレームワークとその中での原子力学会の役割について意見交換し、今後の課題解決への体制や方法などの実現に資してもらうことを目的とする企画セッションを開催する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Human-Machine Systems Research Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 - D Building

[1L_PL] Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

[1L_PL01] Current Status and Issues of Rescue Robots

*Fumitoshi Matsuno[1] (1. Kyoto Univ.)

[1L_PL02] Development and Applicability of Snake-like Robots

*Tetsushi Kamegawa[1] (1. Okayama Univ.)

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

レスキューロボットの現状と課題

Current Status and Issues of Rescue Robots

*松野　文俊

京都大学

1. はじめに

日本では、1995 年の阪神淡路大震災や地下鉄サリン事件を契機として、大都市直下型の地震や地下街などの閉鎖空間にける NBC テロ災害などを想定して、大学の研究者を中心にレスキューロボット開発が進められてきた[1]。海外では、2001 年にハイジャックされた旅客機がニューヨークの世界貿易センタービルに突入するというテロが発生した。この 9.11 テロの現場から、軍用ではあるが遠隔操作ロボットを使って遺体を発見する成果を挙げた。また、欧州の原子力発電所を積極的に進めていた国々では、事故時に備えて原子力災害対応ロボットが開発・配備されてきた。日本でも 1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故直後に、原子力災害対応ロボットが政府主導で開発されたが、開発のみに留まっており、実運用には至らなかった。2011 年に日本で発生した東日本大震災では、陸海空のロボットが実災害現場で使用された。その後も、福島第一原発の現場では、人が立ち入ることが不可能な建屋内外の情報収集に国内外のロボットが用いられ、現在でも様々なロボットが現場投入のために開発されている。本稿では、これらの背景を踏まえて、災害対応ロボットの今後の課題と、今後の展開に関して考えてみたい。

2. 東日本大震災の経験から見えてくる課題

2-1. 政策的課題

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災は地震動や津波による被害さらには原子力発電所の事故が折り重なった巨大複合災害であり、日本で災害対応ロボットが適用された初めての大災害となった[2][3]。発災後約一カ月の 4 月 6 日に福島第一原発の瓦礫処理に大成建設・鹿島建設・清水建設の無人化施工機械（バックホウ、クローラダンプ、オペレータ車、カメラ車）が導入された。無人化施工機械は 1993 年の雲仙普賢岳の噴火に始まり、2000 年の有珠山噴火、2004 年新潟中越地震などの多くの災害復旧工事での適用実績がある。これは、国土交通省が普賢岳における土石流対策のための土木工事を遠隔で行うためのシステム開発を継続し運用してきた成果である。現場での実運用を通じて得られた知見を開発にフィードバックする体制を継続的に支援してきたからこそ、福島第一原発での成果につながった。次いで、4 月 10 日には Honeywell 社製の無人ヘリコプタ T-Hawk が導入され、1～4 号機原子炉建屋、タービン建屋およびその周辺の撮影を行った。また、4 月 17、18 日には iRobot 社製の Packbot が原子炉建屋内の放射線量・雰囲気温度・雰囲気湿度・酸素濃度の測定を行った。Packbot は建屋内の 1 階部分の情報収集には成功したものの、階段を登ることができず建屋の 2 階以上の情報収集ができなかった。その後、6 月 24 日に千葉工業大学・東北大学などが開発した Quince が 2 号機に投入され、原子炉建屋地下に水位計センサを投入することに、そして 7 月 8 日には 2 号機原子炉建屋の 2 階以上でダストサンプリングを収集することに成功している。

ここで、これらの活動における課題について考えてみたい。事故後の原子炉建屋内は強い放射能が予想され、ロボットに搭載されている電子機器やセンサ類の耐放射能性を十分検討する必要がある。電子機器

*Fumitoshi Matsuno

Kyoto University

はビット反転する可能性があり、CCD カメラや LRF などのセンサはいずれ使用不可能になってしまう。耐性が無い場合には何らかの措置を講ずる必要があり、福島第一原発の対応では準備に時間を要した。実は、1999 年に発生した東海村 JCO 臨界事故が起こったことを受けて、国がプロジェクトを設置し、短期間に多くの技術者が心血を注いで放射能災害対応ロボットが開発された。しかし、製作しただけで、ロボットシステムの運用やメンテナンスや改良に必要な予算が計上されず、技術者たちもそのプロジェクトから離れざるを得なかった。せっかく培った技術や知見が消えて行ってしまった。無人化施工機械の成功例を見ても研究開発を継続し、現場での運用実績を積み重ねることが重要であることは明白である。

さて、次に米国のレスキューロボット開発に関する状況を考えてみたい。国防高等研究計画局（DARPA）は軍で使うための新技術開発および研究を行っている国防総省の機関である。例えば、インターネットは DARPA からの予算支援を得て開発され、それが民用に転用されて広く普及し、現在ではインターネットが無い世界は考えられないまでになった。米国では、ロボットに関しても同様なシナリオで研究開発が進められている。戦場に人間が行く代わりに、ロボットが戦場に行って戦うのであれば、国民の理解が得られる。また、軍がロボットを調達するので大きな市場が形成され、ビジネスとして企業が商品としてのロボットを開発販売する。さらに、ロボットを実現場である戦場で使って課題を抽出し、開発にフィードバックし、それをまた戦場で使う。このような開発・実証実験・改良のループを回すことができる。これに対して日本では、50 年に 1 度程度しか起こらない大地震による大規模災害のために多額の予算をつぎ込んでレスキューロボットを開発することは民間企業では不可能であり、市場は存在していない。市場が無ければ企業が参入できず、志をもった大学の研究者がレスキューロボットを細々と研究開発し、災害現場へも訓練を積んでいない研究者が出動しロボットを運用するしかない。これでは、研究開発が進むはずがない。平常に使っているロボットシステムが緊急時にも使えるというシナリオで市場を創出する、あるいは消防や自衛隊にレスキューロボットを配備するなど、政府主導で研究開発を加速させる必要がある。東海村 JCO 放射能臨界事故後の原子力事故対応ロボットの開発が、運用までを視野に入れて実施されなかった失敗を反省し、研究開発の支援を継続的に行うことおよび現場での実運用を可能とするようなファンディング制度が必要である。

東日本大震災においてレスキューロボットを用いた災害対応支援のための日米の合同チームが結成されたときに、なかなか公的な機関からの要請が出ず、米国チームの来日が遅れた経緯がある[4]。即時の受け入れが可能なような制度の設計が必要である。また、活動予算に関しても直後からの支援は重要である。海外からの支援を受け入れる場合に、協調活動をスムーズに進めるためには、システムの統合や情報の共有が容易なようにプロトコルを国際的に標準化しておく必要がある。また、次節で技術的課題としても述べるが、無線通信に関して有事には特定の周波数帯の使用や商用で許可されている微弱な電波のパワーの増大を認めるような法整備も必要である。

2-2. 技術的課題

大規模災害現場ではライフラインや通信網など社会基盤システムが大きなダメージを受け、使用可能な情報インフラが限られているという想定をしなくてはならない。災害直後にテンポラリにロバストな通信インフラを構築することは重要であり、大きな課題である。通信方式に関して、有線通信は確実であるが、移動ロボットの運動の制約になる。陸上のロボットではケーブルをロボット本体に搭載して手繰りだす方式が取られているが、本体重量の増加を招いてしまう。実際、福島第一原発の事故対応でもケーブルのトラブルにより建屋内に取り残されたままのロボットも存在する。無線通信の場合には、アドホックネットワークなどが適用されているが、ホップするごとに伝送量が減少してしまうなど問題がある。また、通信と同様に、エネルギー供給に関しても、有線と無線（バッテリ駆動）のトレードオフがある。災害現場でのエネルギー源の確保も大きな問題である。

原子力発電所の事故の様な災害現場では、放射能の影響を考えた耐放射線性を付与する必要がある。また、尼崎の列車脱線事故やトンネル内の事故など、火気による爆発の危険性がある場合には、防爆性能が要求される。このように、防塵防水に始まって防爆や耐放射線性など耐環境性についても重要な課題である。

無人ヘリは上空からの情報収集には非常に有効な手段であり、福島第一原発の被害状況を上空から把握することができた。しかし、運用が容易な小型の無人ヘリは強風下での飛行が困難であり、建物の壁などの近くでは安定な飛行は難しい。航続時間も 30 分程度であり、適用に大きな制約が課される。航続時間を延ばそうとすると大容量のバッテリを搭載する必要があり、機体重量の増加を招く。ここにもトレードオフの問題がある。効率の良い（軽量で長時間持ち、急速充電が可能な）安全なバッテリの開発が急務である。また、屋外での無人ヘリの自己位置同定は GPS を用いれば精度よく計測でき自律飛行も可能であるが、屋内の自律飛行には SLAM のような自己位置同定技術が必須であり、高精度の自己位置同定を可能とする技術開発が求められる。

東日本大震災において日米の合同チームなどにより水中ロボットを用いた、港の瓦礫の調査・ご遺体の探索・沖合の漁場や養殖場の調査などが実施された。瓦礫などの対象の位置を特定し、地理情報システムに連動させて情報を記録し、その後の瓦礫撤去や養殖施設再生など、あらゆる時期に利活用されることになる。水中でセンシングに有効な物理量は光と音波であり、これらの物理量を用いて水中の対象物の位置を特定することは非常に難しく、精度の高い位置計測装置は非常に高価である。水中での位置同定技術開発も大きな課題である。

さらに、陸海空すべてのロボットに共通するが、ロボットを操作するオペレータの訓練には時間を要することに注意しておく。災害現場は未知の環境であり、人間による遠隔操作が基本である。災害現場を模したモックアップを構築し、実戦さながらの訓練を通して、日頃からの運用やメンテナンスを実施することは、有事にシステムを有効に機能させるための必須の条件である。また、実災害現場でのロボット操作には失敗が許されず、オペレータにかかる精神的および肉体的負担は想像を絶するものがある。オペレータの負荷を軽減化できるインタフェースの開発が重要である。そのために、未知の不整地環境でも自律的に移動や作業が可能な知能に関する研究開発を推進し、半自律機能を搭載していくことも今後の大きな課題である。

現状ではレスキューロボットに期待されている主なタスクは情報収集であり、アクセシビリティーをどのように向上させるかが課題となっているが、今後は移動から様々な作業へと適用できるタスクを広げていく必要がある。さらに、広域災害では情報が錯綜する。携帯電話などによる人間からの情報や固定センサ・レスキューロボットなどで収集した情報など膨大な時空間情報を柔軟にハンドリングでき、災害直後だけでなく復旧復興を経て平時に至るまでを含めたそれぞれの時期に情報を利活用できる情報システムの構築も重要な課題である。

3. 課題解決のために

3-1. 技術的課題解決のためのアプローチ

前章では、東日本大震災でロボットを適用した経験から、主に陸上ロボットと上空ロボットに関して、それぞれの今後に解決すべき課題について考えた。ここでは、まず各々のロボットの長所を活かしながら、欠点をお互いに補完するような空中ロボットおよび陸上ロボットの連携による協調作業について考えてみたい。陸上ロボットは小型無人ヘリに比べ大きなバッテリを搭載することができる。陸上ロボットから小型無人ヘリに有線で給電し、協調移動させることによって、広域の情報を収集することができる。例えば、陸上ロボットとして無人化施工機械を用いれば、不整地環境における走破性にも優れ、劣悪環境でも確実に稼働することができる。小型無人ヘリは有線給電することにより航続時間の問題は解決でき、上空からの広域な情報収集が可能となる。さらに、小型無人ヘリからの俯瞰映像は陸上ロボットの操作性向上に大きく寄与する。小型無人ヘリには風やケーブルの動きが本体への外乱として働くので、外乱の影響を抑えるロバストな制御系設計が必要となる。さらに、陸上ロボットと無人ヘリとの協調制御における、遠隔操作システムの開発が重要な課題となる。

また、大規模災害では陸海空の大量なロボットを現場投入することにより、一部のロボットが故障しても、全体としての機能を落とすことなく、ミッションを遂行する方策も考えられる。そのためには、異種のロボットで構成された群ロボットを容易に操作する遠隔操作システムが重要である。ロボット数が増え

た場合に、個々のロボットに指令を与えるような集中制御では、システムが破たんすることは容易に想像できる。この場合、群れロボットに対する分散制御システムを構築し、スケーラビリティーを担保することが重要である。

前章での技術的課題でも述べたが、ロボットの構成要素の耐環境性は重要である。例えば、日本で耐放射線試験が実施可能な施設は限られており、これらの環境の充実も重要である。また、宇宙分野では耐放射線性に関する知見や経験が蓄積されており、他分野で得られている情報を共有することも重要である。

災害は二度と同じものが起こらないと言われている。どのような環境にでも対応できるような万能ロボットを構築しようとすると、現状の技術レベルではシステムが肥大化し運用面での問題だけでなく、結局役に立たないロボットシステムとなってしまう。多様な災害に対して臨機応変に対応できるように、現場でセンサやアクチュエータを適切に挿げ替えたり、システムを容易に組み替えたりすることが可能な設計が必要である。ハードウエアおよびソフトウエアをモジュル化し、インタフェースを標準化することにより、柔軟なシステムを構築することが重要である。ロボットの標準的ミドルウエアとして ROS (Robot Operating System) が広く使われており、全世界の研究者のアルゴリズムやソフトウエアなどの知見を共有できるようになってきた。日本でも、同様な目的で産総研が中心となり RT ミドルウエアの開発普及に努力がなされている。このような、国際的な標準化と技術共有が重要である。

3-2. 実用化のための実証実験

災害の実現場でロボットシステムを運用する経験は滅多にできない。その経験不足を補うためには、実寸大の仮想的な災害現場による実災害を想定した訓練が重要である。米国テキサス州の Disaster City には、FEMA の全米最大のレスキュートレーニング施設である様々な災害を想定した模擬フィールドが用意された広大な訓練施設がある。残念ながら、日本では、これほど大規模な訓練施設はなく、今後このような施設を設置し、レスキュー隊員・レスキュー犬・レスキューロボットなどの訓練に有効活用されることが望まれる。

日本から生まれた国際的なロボット競技会であるロボカップにおいて、ロボカップレスキュー実機リーグが 2001 年から実施されており、現在では世界大会のほか各国でロボカップオープンが開催されている。この競技会は、災害空間を模擬した実寸大のフィールドで、開発したロボットシステムを用いて、被災者を含めた環境情報を如何に正確に多く収集できるかを競うものである[4]。本競技のフィールドは米国国立標準技術研究所(NIST)が主導して設計されている。NIST は米国ホームランドセキュリティ省からレスキューロボットの評価方法を標準化するプロジェクトを受託し、国際標準の策定を行ってきた。この評価方法は、本競技を長年実施して蓄積された知見を基盤として、Disaster City などを利用したロボットの評価実験における多くの隊員たちの協力のもと試行錯誤を経て、構築されている。したがって、この評価方法には現場のレスキュー隊員のニーズが反映されており、将来的にはここで構築された評価方法がレスキューロボットシステムの調達での重要な役割を担うことになる。レスキューロボットリーグにおいて、この評価方法の基盤をなすフィールドを採用することにより、競技を通して現実的な課題に解を与える技術が養われるとともに、評価方法も洗練されていくことになる。

一方、米国では国防高等研究計画局（DARPA）がロボティクスチャレンジとして、福島第一原発の事故の様な災害を想定した、ロボット競技会を企画・開催した[7]。これは、ヒューマノイドロボットが車両を運転して現場に向かい、ドアを開け、不整地や階段を走破し、バルブを回すなどの作業を遂行するシナリオで実施された。日本では軍事技術開発を支援する DARPA が主催するロボット競技会へ、DARPA から予算支援を得て出場することに対抗があり、大学からの参加は認められなかった。2013 年に米国フロリダ州で開催された予選には、世界各国から 16 チームの参加があり、日本から参加した、大学発ベンチャーの SCHAFT が一位で通過した。しかし、SCHAFT は Google に買収されたため、本選には出場していない。2014 年に経済産業省と米国国防総省の合意に基づき、NEDO がこの DARPA のロボティクスチャレンジに大学チームが参加できる枠組みを急遽作って、日本からは 5 チームが本選に参加した。2015 年に米国カリフォルニア州で開催された本選では、世界各国から 25 チームの参加があり、韓国の大学 KAIST で開発されたロボットが優勝した。実施されたタスクは、車の運転・車から降りる・ドアを開けて建物中に入る・

壁の弁を開ける・電動ノコギリで壁に穴を開ける・事前には知らされていないタスク（1 日目はスイッチ切り替え、2 日目はコンセント引き抜き）・瓦礫乗り越え・階段を上る、であった。また、通信には帯域の制約などの不定期な外乱が設定されており、不確実な情報インフラを前提としたシステム開発の重要性も意識された競技会のルール設計になっていた。

このような災害現場を模した実寸大の模擬フィールドでロボットを運用することは、非常に重要な経験である。特に、米国のように軍用ロボットの転用といった研究開発シナリオが成り立たない日本では、実環境での運用の機会が限られており、開発研究の加速にこれらの模擬フィールドでの実証実験は必須である。また、災害対応ロボットのみでは市場形成できない日本では、平常時に使っているロボットシステムが災害時にも活用できるというコンセプトで研究開発を推進する必要がある。そのような観点で、橋梁やトンネルなどのインフラ点検やダムや河川の保守管理や火山の観察調査などに有用なロボットシステムを開発・実用化することを目的とした戦略的イノベーション創造プロジェクト(SIP: Strategic Innovation promotion Program)などにおいて現場での実証試験が実施されている[5][6]。また、内閣府が進める革新的研究開発推進プロジェクト(ImPACT: Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies)では、災害現場で有効に働く、タフなロボットを開発するタフロボティクスチャレンジが実施されている[7]。さらに、東京オリンピックに合わせて、WRS(World Robot Samite)が開催される予定で、①BtoB 中心の分野（ものづくり、農林水産業・食品産業分野）、②BtoC 中心の分野（サービス、介護・医療分野）、③インフラ・災害対応・建設分野の 3 分野で競技が設けられる予定である。③の分野では、プラント点検、プラントの中の人の発見・救助などが利活用シーンとして想定されている。その会場として福島県浜通り地域に災害現場や実プラントを模擬したテストフィールドの建設が進められている。

4. おわりに

本稿では、東日本大震災の経験から見えてくるロボットシステムの政策的および技術的課題とそれらの解決のアプローチについて考えてみた。東日本大震災における福島第一原発の事故は人類史上最悪の事故であり、その廃炉には 30-40 年に歳月が必要と言われている。これは、我々の世代だけでは解決できない未来への大いなる負の遺産である。この課題を次世代の人たちに託していかなければならない。その意味でも、経験や英知の伝承のために次世代を担う人材育成は非常に大切である。安全で安心に暮らせる災害に強い文化や社会を築くためには、俯瞰的に物事をみることができ、的確な判断をすることのできる人材育成も必須である[8]。なお、本稿は筆者の原稿（[9]「災害対応ロボット特集号によせて」、ロボット、No. 235, pp. 1-6, 2017）に手を加えたものであることを申し添えておく。

参考文献

[1] 松野文俊，阪神淡路大震災を振り返って，日本ロボット学会誌，Vol. 28, No. 2, pp. 138-141, (2010).
[2] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って I，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 1, pp. 1-41, (2014).
[3] 特集号　震災対応　レスキューロボットの活動を振り返って II，日本ロボット学会誌，Vol. 32, No. 2, pp. 91-161, (2014).
[4]田所諭, ロボカップレスキューロボットリーグ, 日本ロボット学会誌, Vol. 27, No. 9, pp. 983-986, (2009)
[5] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 I, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 8, pp. 491-528, (2016).
[6] 特集号　次世代インフラ用ロボット現場検証 II, 日本ロボット学会誌，Vol. 34, No. 9, pp. 571-607, (2016).
[7] 特集号　タフ・ロボティクス, 日本ロボット学会誌，Vol. 35, No. 10, pp. 695-734, (2017).
[8] 特集号　廃炉措置のための遠隔操作技術開発と人材育成, エネルギーレビュー, Vol. 35, No. 2, pp. 6-25, (2015)
[9] 特集号　災害対応ロボットの適用，ロボット（日本ロボット工業会誌），No. 235, pp. 1-45, (2017)

2018年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラント運転・保守へのロボット技術の適用

Applications of Robotic Technology to the Operation and Maintenance of Plants

ヘビ型ロボットの開発と応用性

Development and Applicability of Snake-like Robots

*亀川 哲志

岡山大学

1. 緒言

生物の蛇を模倣して高い機能性を発揮するヘビ型ロボットの研究開発が進められている．我々もこれまでにいくつかのヘビ型ロボットを開発し，多様な移動形態を実現してきた[1][2][3]．特に我々はヘビ型ロボットの移動形態として螺旋捻転運動に着目している．螺旋捻転運動による移動方式では，ヘビ型ロボットが全体で螺旋の形状になり，その状態において体軸まわりに捻転する運動を生成して移動する．この移動方式ではヘビ型ロボットが螺旋形状になっているため，円柱状の環境に対して有効となることが期待できる．例えば，一般に配管内検査ロボットとして考案されているような配管内部で能動車輪を突っ張って移動するものに比べ，ヘビ型ロボットの豊富な自由度を生かして，より複雑な環境に対して柔軟な対応をすることが期待できる．そこで，我々は大規模プラントなどの配管検査においてヘビ型ロボットを活用することを目指し，これまでに螺旋捻転運動を用いて配管の内外に沿って移動させるヘビ型ロボットを実証したり，曲管に対応した移動方式として曲螺旋捻転運動などへの展開を行ったりしてきた[4][5]．しかしながら，ヘビ型ロボットを実環境で具体的なタスクを遂行するロボットシステムにしようとすると，単にヘビ型ロボットの移動方式を研究するのみならず，ロボットのハードウェアのさらなる改良や高機能なセンサとの統合が必要不可欠である．そのため，我々は革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて，配管検査を行うヘビ型ロボットの実現にむけて，センサとの統合や遠隔操作に必要なユーザインタフェースとの統合を行ってきている[6]．本稿では，ImPACT TRC にて開発中のヘビ型ロボット（太索状プラットフォーム）について成果の一部を紹介する．本プロジェクトでは，いくつかのヘビ型ロボットプラットフォームが開発されているが，本稿で紹介するのは，車輪非搭載のハイパワータイプと呼ぶものである．

2. ヘビ型ロボットプラットフォーム

2-1. ハイパワータイプ

図 1 に，ImPACT TRC で開発中の車輪非搭載ハイパワータイプのヘビ型ロボットと，そのシステム図を示す．ロボットは全長約 2.0m，質量約 9.0kg である．ロボットの外周には，ロボットと配管との間の摩擦力を高めるために（株）水内ゴムに製作を依頼した独立気泡のスポンジゴムリング（硬度 15°）を装着している．スポンジゴムリングの幅は 25mm，外周直径は 115mm，厚さは 15mm である．

ロボット全体を制御する PC や電源は外部の設置されており，これらの機器への接続のためロボット後部から外径 10.4mm，長さ約 10m のハイフロン被覆の 6 芯×15AWG のケーブルが接続されている．また，螺旋捻転運動時にケーブルの撚れを解消するために，ロボットの後部にソルトン社製のロータリコネクタ rotary630 を搭載している．ロボットの先頭には，配管内をモニタするためのカメラとして GoPro 社製 HERO4 Session を搭載している．また LED の照明として，SheIngKa 社製 LED Light を搭載している．カメラ映像は無線通信により転送されオペレータの手元にあるモニタ（Apple 社製 iPad Air2）あるいは操作用 PC のユーザインタフェースに映し出される．

このヘビ型ロボットは，ピッチ軸とヨー軸とが交互になるように屈曲する関節を直列に配置して構成されており，合計 20 個の関節を持つ．ここで関節を駆動するサーボモータには ROBOTIS 社製 Dynamixel

MX-106 を採用している．サーボモータ間の接続には通常 Dynamixel の純正品のアルミフレームが組み合わされて使われるが，予備実験においてこの部材が塑性変形したため，新たに SUS304-CP の材質の 1 枚ものフレームを特注で設計製作した．Dynamixel はある程度の数であれば電源線と信号線を直列に接続して使用することができるが，20 個を直列につなぐと電源から離れるにしたがって電圧降下が起こったり，通信速度に制約が生じたりする．そこで，サーボモータ 2 個につき 1 個のマイコン(MCU)を搭載したり電源を並列に供給したりしている．マイコンには THK 社製 SEED MS1A を使用している．また，ロボットは超小型 USB シリアル変換モジュール AE-FT234X を接続したマイコンで独自に構成した USB-CAN converter を介して PC と通信を行っている．また，IMU センサを搭載したマイコンがロボットの先頭付近に搭載されている．すべてのマイコンは共通の CAN バスに接続されて通信が行われている．

ロボットへの電源として，定格出力電圧 48V，定格電力 1000W の安定化電源である TDK-Lambda 社製 HWS1000-48 を使用している．この 48V の電源を DCDC コンバータで適切に電圧変換して，ロボットの各機器へと電力を供給する．サーボモータに対しては COSEL 社製 CDS4004815 を介して 15V の電源が供給され，マイコンには COSEL 社製 CBS2004812 を介して 12V の電源が供給されている．ロボットの運動計画を行ったりデータを記録したりするための PC がロボットに接続されている．また，PC には家庭用ゲーム機のコントローラが接続され，オペレータはこれを用いてロボットを操作する．現時点では，オペレータはロボット先頭のカメラ映像や PC 上に表示されるロボット関節角度などの内部状態を見ながらロボットを遠隔操作するようになっている．

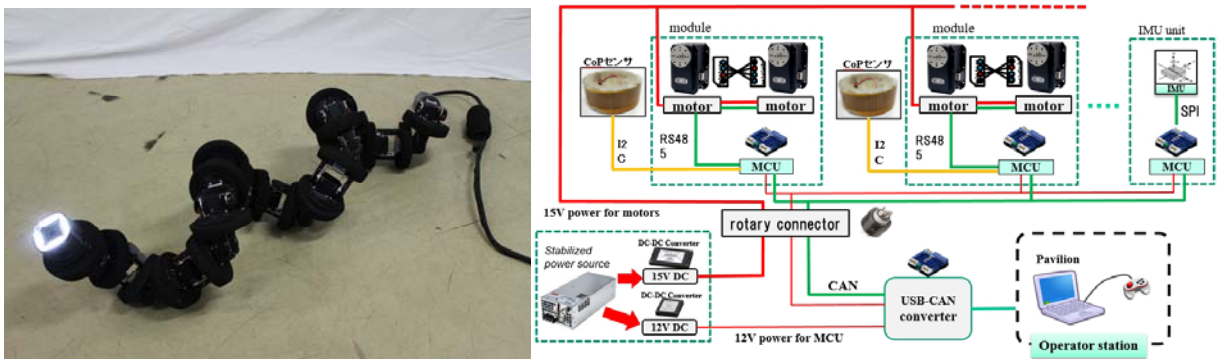


図１　ヘビ型ロボット（ハイパワータイプ）とシステム図

2-2. 接触圧力センサ

ヘビ型ロボットの体幹に接触センサや圧力センサを取り付けて，環境認識を行ったり，ロボットの運動へのフィードバックに利用したりする研究例がいくつか報告されている．しかしながら，3 次元運動をするヘビ型ロボットのためにロボットの全周の接触圧力を測定することのできるセンサを実装したヘビ型ロボットの研究例はこれまでにない．

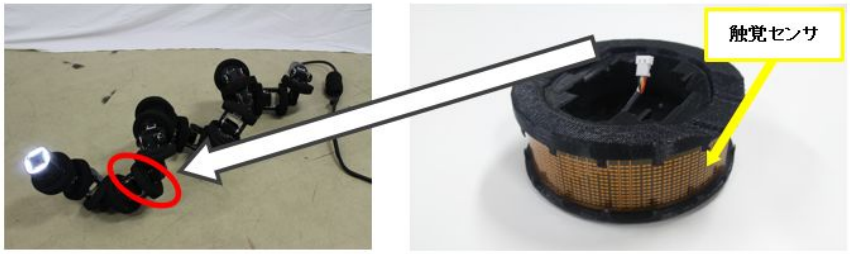


図２　ロボット全周の圧力を測るセンサ（CoP センサ）

本プロジェクトでは，ロボット全周の接触圧力を測定することのできるセンサとして CoP (Centor of Pressure)センサをヘビ型ロボットに実装した．CoP センサは圧力によりセンサ内部の抵抗値が変化して，測定する電圧値が変化し，その電圧値から総電流量（圧力の大きさに関係する）と圧力の重心位置を計算す

ることができる．CoP センサはシート状であるので，様々な曲面に装着することができる．本稿のヘビ型ロボットのサーボモータには円柱状のパーツを装着しており，その円柱状のパーツの曲面に CoP センサを貼り付けることでヘビ型ロボットにセンサを実装している．CoP センサの外観を図２に示す．CoP センサは２層構造になっており，これが円柱状のパーツに半周ずつ取り付けられている．

2-3. 音響位置推定センサ

ヘビ型ロボットを配管内検査に適用する場合，ヘビ型ロボットが配管内のどこにいるのかを知ることができれば，検査の際の画像情報などを配管の位置情報と紐づけて記録することができ，大変有用である．我々は本プロジェクトにおいて，音響センサを用いた配管内自己位置推定システムをヘビ型ロボットに搭載することで，この機能を実現する．音響位置推定センサにおいては，配管入口にスピーカを設置し，位置を推定する場所にマイクを取り付ける．これにより，スピーカが音を発してからマイクに到達するまでの時間を参照信号との到達時間の差を用いて計測し，配管入口からのマイクのまでの距離を推定することができる．またマイクを取り付けた部分の姿勢を検出するためにジャイロと加速度センサによる慣性計測ユニット（IMU）もマイクの付近に取り付ける．これにより，マイクの取り付けの向きを測定して，配管がどちらの向きに延びているかを推定する．これらの情報を組み合わせて，配管入口からの距離を求めるだけでなく，配管の地図を作ることができる．

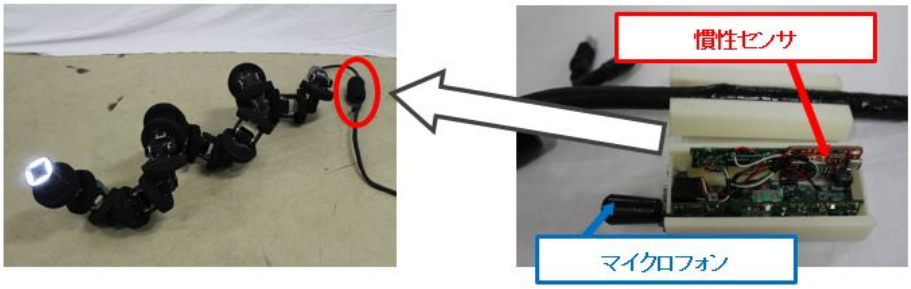


図３　音響位置推定センサ

図３にマイクや IMU を含む音響センサデバイスをヘビ型ロボットの後部に取り付ける様子を示す．音響センサデバイスは USB で信号処理用の PC と接続される．そのため，USB ケーブルをヘビ型ロボットのケーブルと並走して取り付けている．音響センサを用いた自己位置推定のソフトウェアも Ubuntu14.04 上の ROS indigo にて開発されているが，システムとしてはロボットのシステムと独立しているので，ロボットの制御用 PC とは別の PC で処理を行うこともできる．

2-4.　統合化ユーザインタフェース

前述のとおり，ヘビ型ロボットの各リンクには全周圧力センサが，最後尾には音響センサと慣性センサを組み合わせた位置推定センサが，先頭にはライトとカメラによる画像センサが搭載されている．また，ヘビ型ロボットの各関節の角度は，サーボモータの機能により取得することができる．音響位置推定センサにより作成される配管地図データにロボットの現在形状を CG で描画したものを加え，さらに，ヘビ型ロボットの先頭に搭載されたカメラにより撮影された写真を配管地図上にマッピングする技術を開発した．

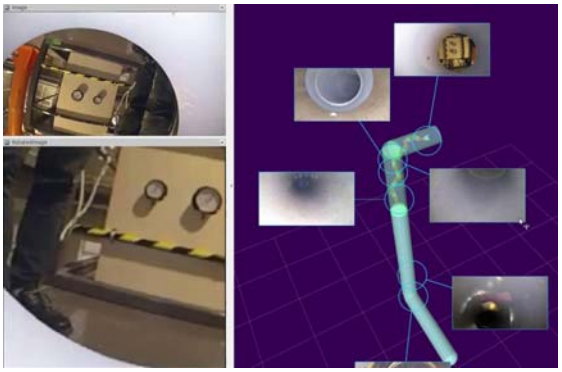


図４　ヘビ型ロボット遠隔操作用統合ユーザインタフェース

図４の右にこの画面を示す．また，ヘビ型ロボットの捻転運動により激しく回転してしまうカメラ映像を IMU で測定した重力方向に対して安定化させるユーザインタフェースを開発した．この画面を図４の左に示す．さらに，配管内でのヘビ型ロボットの現在形状について，目標形状との差分が分かるように２つの形状を重ね合わせて表示するユーザインタフェースと，接触圧力センサで測定した圧力を，位置と大きさが分かるようにベクトル表示してロボットの CG に書き加えたユーザインタフェースも開発している．

3. 実証実験

3-1. 配管内走破実験

本稿で紹介したヘビ型ロボットプラットフォームを用い， ImPACT TRC の評価フィールドにて実証実験が行われた．評価フィールドの外観と配管内を移動しているヘビ型ロボットの様子を図５に示す．配管の内径は 200mm である．配管の構成としては，まず水平に約 2m の直管があり，そこでエルボ管によって垂直な約 4m の直管に接続され，その先にまたエルボ管によって約 0.5m の直管と接続されたものとなっており，全直約 7m である．経路の途中にはゲートバルブが存在しているが，これは本実験においては全開になっている．そのため，途中でヘビ型ロボットの螺旋の半径を小さくするなどの対応をする必要は特にないが，ゲートバルブのゲートの幅の分の溝があり，その溝を構成するエッジ構造が螺旋捻転運動をするヘビ型ロボットにダメージを与える場合があるため，配線の処理などが適切でないと断線などの接触不良が生じ，ロボットの故障の原因となる．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部の配管の入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動により配管に突っ張りながら走破して，上部の配管出口まで到達できることを確認した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．配管出口の正面には模擬的な計器が置かれており，オペレータはロボット先頭のカメラ画像によって計器を目視することができた．

図５　ヘビ型ロボットの螺旋捻転運動による配管内走破

3-2. ダクト内螺旋捻転走破実験

さらに，ImPACT TRC では，ヘビ型ロボットの走破すべき新たな課題として角ダクトが設置された．この外観と図面を図６に示す．ダクトは断面の寸法が 250mm×250mm であり，下部の入り口からロボットを投入する．まず水平な区間があり，それから垂直，水平垂直，最後に水平となって上部の出口に到達する．入り口から出口までの全長は約 4m である．

実証実験において，ヘビ型ロボットは下部のダクトの入り口から挿入されて，上述の配管の内部を螺旋捻転運動によりダクトに突っ張りながら走破して，上部の出口まで到達した．また，その際にヘビ型ロボットに搭載したセンサ情報を取得できていることを確認した．なお，ヘビ型ロボットの形状の制御については，基本的に常螺旋形状を目標形状とし，ダクトが曲がっている部分では，ダクトから受ける外力によってロボットの形状が変化できるように，サーボモータの関節制御の剛性を比較低く設定している．

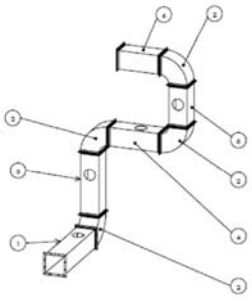


図６　ダクト内走行実験のための模擬環境

4. 結言

本稿では，革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）のタフ・ロボティクス・チャレンジ（TRC）にて開発中の非車輪タイプのヘビ型ロボットを紹介し，本ロボットによって走破可能であった配管やダクトの一例を示した．開発したヘビ型ロボットは先頭カメラのみならず接触圧力センサや音響位置推定センサが統合化されており，統合化ユーザインタフェースにこれらの情報が表示される．本研究ではヘビ型ロボットの冗長自由度を生かした制御方策により，複雑な構造物に沿って移動するロボットが実現される可能性を示した．本稿では紙面の都合により詳細を省いたが，配管の内部だけでなく外部に沿って移動するヘビ型ロボットの実証実験や，防塵防水仕様のヘビ型ロボットの構築もすでに進めている．今後，本研究をさらに進めることにより，実プラントでの点検や検査にヘビ型ロボットを適用することを目指している．

謝辞

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により，科学技術振興機構を通して委託されたものです．本ロボットの開発には，ImPACT TRC 太索状グループの研究成果が含まれています．

参考文献

[1] 亀川哲志，松野文俊：“三次元蛇型ロボットにおける体幹ねじり型移動の解析と GA による移動形態推移時の運動計画”，日本ロボット学会誌, Vol. 21, No.5, pp.509-516, 2003.

[2] Tetsushi Kamegawa, Takaaki Harada and Akio Gofuku : “Realization of cylinder climbing locomotion with helical form by a snake robot with passive wheels”， Proceedings of the IEEE International Conference on Robotics and Automation, pp.3067-3072, 2009.

[3] 亀川 哲志，斉 偉，五福 明夫 : “螺旋尺取り方式を用いて円柱を移動するヘビ型ロボットの提案”，計測自動制御学会論文集, Vol.51, No.1, pp.8-15, 2015.

[4] Toshimichi Baba, Yoshihide Kameyama, Tetsushi Kamegawa and Akio Gofuku：“A snake robot propelling inside of a pipe with helical rolling motion”， Proc. of SICE Annual Conference 2010, pp.2319-2325，2010.

[5] 須原大貴，亀川哲志，五福明夫：“螺旋捻転運動により直管をつなぐ曲管を走破するヘビ型ロボットの実現”，ロボティクス・メカトロニクス講演会 2016 講演論文集，1A1-09b5，2016.

[6] 亀川哲志，斉偉，須原大貴，松田絵梨子，秋山太一，酒井聡志，竹森達也，藤原始史，松野文俊，鈴木陽介，坂東宜昭，奥乃博：“螺旋捻転運動で配管を走破するヘビ型ロボットの開発 ―接触圧力センサならびに音響位置推定センサとの統合と実証実験―”, ロボティクス･メカトロニクス講演会 2017 講演論文集, 1P2-Q02，2017.

*Tetsushi Kamegawa

Okayama Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M E11 - E Building

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

[1M_PL01] Restart of research reactors at Kyoto University and their current status

*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1M_PL02] Future experimental reactor physics and nuclear reactor education

*Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

[1M_PL03] Expectations and requests for research reactors

*Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

[1M_PL04] Status of projects to restart of JAEA research reactors

*Teruhiko Kugo[1] (1. JAEA)

[1M_PL05] Discussion

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（1）京大研究炉の運転再開と最近の状況

(1) Restart of Research Reactors at Kyoto University and Their Current Status

*中島　健[1]
[1]京都大学

1. はじめに

京大の2基の研究炉（研究用原子炉KUR、臨界集合体実験装置KUCA）は、東電福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準に対応するために、2014年より運転を停止していたが、昨年6月KUCAが、また8月にはKURが運転を再開した。本報告では、運転再開までの経緯とその後の研究炉の状況及び研究炉の今後について述べる。

2. 研究炉運転再開までの経緯

2013年12月18日に「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準」（以下、新規制基準）が施行され、同日以降に定期検査を開始した研究炉は、この新規制基準に適合していなければ、運転することができなくなった。KUCA（最大熱出力100W）は2014年3月10日から、またKUR（最大熱出力5,000kW）定期検査を開始し、2014年9月30日に両原子炉施設の設置変更承認申請書を原子力規制委員会に提出し、その後、新規制基準への適合性審査が始まった。約2年間の審査の後、設置変更が承認され、さらに各種の工事、手順書の整備等のために約1年を要し、2017年6月20日にKUCAが最終検査に合格し、翌日より利用運転を開始した。また、KURは2017年8月25日に検査が終了し、翌週より利用運転を開始した。結果的に、両原子炉ともに3年3カ月の間、運転休止となった。この間、共同利用研究が実施できず、また、学生実験等の内容も両原子炉を使用しない範囲に変更するなど、研究及び教育の両面で大きな影響があった。なお、KUCA学生実験では、原子炉を使用しない範囲で実施可能な実験として、未臨界体系での実習に内容を見直した実習を実施したが、その内容は、文科省事業「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」における「未臨界度測定実習」として、現在も実施されている。

3- 運転再開後の現状

2017年度にKUR及びKUCAが利用運転を開始したことから、同年度の共同利用・共同研究の課題数は259件となり、受け入れた研究者数は1,009名（うち、学内68名）となった（課題数、研究者数は、KUR及びKUCA以外の施設を利用した研究も含む）。KURは2月中旬まで、KUCAは3月中旬まで運転を継続し、その後定期検査を開始している。同年度中の利用運転実績は、KURが13週、KUCAは36週となった。また、KURでのBNCT治療研究（医療照射）は37件実施された。KUCAでの実習教育も再開され、全国の大学から162名の学生が参加し、年度末時点での参加学生の累計は4,164名に達している。

なお、KURでは、運転再開直後の9月20日に重水の漏えい事象が発生し、その対応のために、5週間の運転休止となった。また、1月23日には、KUR運転中に安全保護回路のリレー誤作動により、自動停止（スクラム）となり、復旧のため約1週間運転を停止した。運転再開に当たっては、長期間停止していたことも踏まえ、十分な点検等を実施していたが、これらのトラブルにより、多くの利用者に迷惑をかけることとなってしまった。これらのトラブルは、原因は異なるが、原子炉の高経年化が要因の一つであると考えられることから、保全計画の見直しを実施している。

上述のとおり、KUCAは本年2月中旬から定期検査を開始し、7月4日に全ての検査を終了し、7月6日より利用運転を開始している。現在（7月下旬）は、学生実験が実施中である。一方、KURについては、3月中旬から定期検査を行っており、8月下旬より運転再開の予定である。なお、両原子炉ともに、定期検査期間中に工事等があり、定期検査期間が通常より長期化している。

4. 今後について*

新規制基準は、福島第一原発事故の教訓を反映し、多くの面で規制が強化され、また、バックフィット制度の導入により、既設の原子炉施設に対しても全面的な適合を要求している。その結果、運転を再開したKUCA、KURでは、従来よりも厳しい安全管理が必要となっている。また、昨年4月に公布となった原子炉等規制法等の改正法により、3年以内に改正炉規法が施行されることとなったが、この改正では、これまで規制当局が実施してきた各種の検査等を事業者が実施する制度など、事業者の自主的な対応が要求されている。その一方で、大学の予算と人員は毎年削減されており、大学において原子炉施設を維持管理していくことは、非常に厳しい状況になりつつある。特に、KURは運転開始後54年を経過しており、これまでも必要な設備の更新等は行っているが、今後の長期的な運転継続のためには、大規模の設備の更新が必要となる。このような状況を踏まえ、KURについては、将来の使用済燃料の取扱いが不明であることも考慮し、当面の間の運転は継続するが、長期的に運転を継続するのは困難であると考えている。

一方、KUCAについては、人材育成や研究利用を今後も継続し、長期の運転継続を行っていきたいと考えている。そのためには、2026年の核セキュリティサミットにおいて日米合意が得られたKUCA燃料の低濃縮化を進めて行く必要がある。その際には、KUCAの運転ができるだけ中断することのないような工程とする予定である。この燃料低濃縮化により、これまで実施できなかった実験が実施できる可能性もあり、低濃縮化後のKUCAの研究利用については、多くの関係者（特に炉物理関係者）の協力が必要と考えている。

（* 本節の内容は筆者の個人的見解である。）

---

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and Future of Research Reactors

（2）今後の炉物理実験研究と人材育成

(2) Future Experimental Reactor Physics and Nuclear Reactor Education

*橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所

1. はじめに

新規制基準適合確認のための３年間の利用停止を経て、2017 年度初頭から近畿大学 UTR-KINKI、京都大学 KUCA, KUR の大学炉が利用運転を再開した。これら試験研究炉を有する大学の教員は、設置変更許可、保安規定認可、品質保証システム再構築、設計工事認可、使用前検査及び施設定期検査等に係る膨大な業務に忙殺されてきた。しかしながら、我々大学教員は、このような厳しい許認可・施設管理業務を、自己目的化することなく、研究・教育の果実を得る手段として受け入れていた。大学炉が利用再開した今、今後の炉物理研究と教育に対して明確で力強い展望を描き実践して行くことが必要である。さもなくば、利用停止の３年間の出来事は空しいものとなってしまう。さあ、研究・教育の種を蒔き、その果実を収穫する時が来たのである。

本発表では、まず、炉物理実験研究の課題について議論する。この本質的な課題を炉物理研究者と広く共有し、打破する道を共に探りたい。また、原子炉分野を専門とする後進の育成と教育についても考えてみたい。私は、生まれながらにして理論や解析が大好きであり、時を得ると理論式の導出や計算コードにのめり込む質である。このような私は、幾度となく、年長の先生達により実験現場に引きずり戻された。KUCA や UTR で沢山の論文を書かせて頂いたが、いまでも理論や解析研究について未練がある。このような未熟な私が炉物理実験研究について論じる資格が有るかどうかは不安であるが、与えられた役回りを果たすこととする。

2. 原子炉物理実験研究の問題と課題

2-1. 炉物理実験研究の衰退と消滅の危機

まず、炉物理実験研究の低調さを具体的に示したい。図 1 は、原子力学会英文論文誌(J. Nucl. Sci. Technol.)に掲載された炉物理分野論文数の推移である。全炉物理分野の年間論文数(黒丸)は、20 本前後で推移しており、同英文論文誌全論文の 1 割強を占めている。国内から投稿された炉物理分野の年間論文数(赤丸)は、10 本強程度で推移している。この論文数が妥当か否かについては、炉物理部会での議論に預けることとする。2015 年については、PHYSOR2014 特別号の出版のため、海外からの投稿による掲載が急増しているが、2016 年以降も海外からの論文が炉物理分野論文の 4 割程度を占めている。同特別号の出版が英文論文誌の知名度向上に資した可能性がある。PHYSOR2014 関係者に感謝したい。

さて、問題の国内から投稿された炉物理実験研究に関する年間論文数(青丸)は、どうにか 2 本程度を死守している状況である。近い将来、英文論文誌上から炉物理実験研究論文が消え失せることも予想させる。英文論文誌創刊時から 2000 年頃までは、旧原研の TCA, FCA、京大の KUCA、東芝の NCA、旧動燃の DCA、及び国内の研究炉等に関する論文が「にぎやかに」掲載されていた。また、ANL の ZPPR のような海外の施設の実験論文も掲載されている。現在、TCA, FCA, NCA, DCA 等の臨界集合体は廃止措置段階にあり、我々が利用できる臨界集合体は KUCA しか残っていない。この貴重な KUCA をいかに有効に活用し、

*Kengo Hashimoto[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University

研究成果を論文として残していくかが最も重要な課題である。

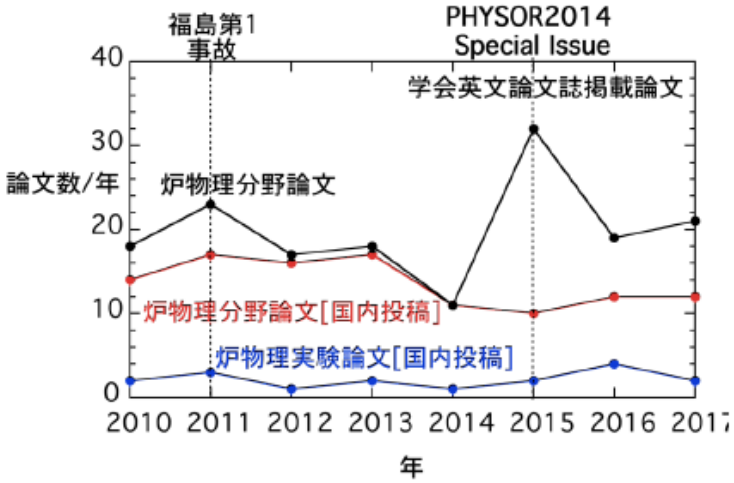


図 1 原子力学会英文論文誌掲載の炉物理分野論文数の推移

次に、炉物理研究者にとって最も重要な原子炉施設である KUCA の共同研究について現状を見つめてみたい。図 2 は、KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移を示したものである。ただし、採択数は実際に運転利用した件数であり、論文数はメジャー3 雑誌(J. Nucl. Sci. Technol., Nucl. Sci. Eng., Ann. Nucl. Energy)掲載論文の橋本による調査結果である。また、共同研究について理解を深める目的から、京大の所員が出版した論文は含めていない。近年の共同研究者による実験研究論文数(赤丸)は、1 本から 2 本を推移しており、依然として、共同研究の維持の観点からは危険水域にある。全国の炉物理研究者の方から、「これではイカン！」との声が聞こえる悲惨な状況である。「KUCA ヘビーユーザ」を自認にている橋本も、「恥ずかしくて孔に入りたい」心境である。このような現状をご存じなかった研究者も多いと予想する。この危機的状況を打破できない限り、実験炉物理、ひいては炉物理の明るい将来は無いと確信している。しかし、残念ながら、この難題を直ちに打開するための妙案は、橋本は持ち合わせてはいない。まずは、年間論文数を採択件数に近づけること、これを達成するためにはマシンタイム 1 週につき論文を 1 本は書くことから始めなければならい。次に、若い有能な共同研究者を誘い込み、共同研究者を増やすことも重要である。

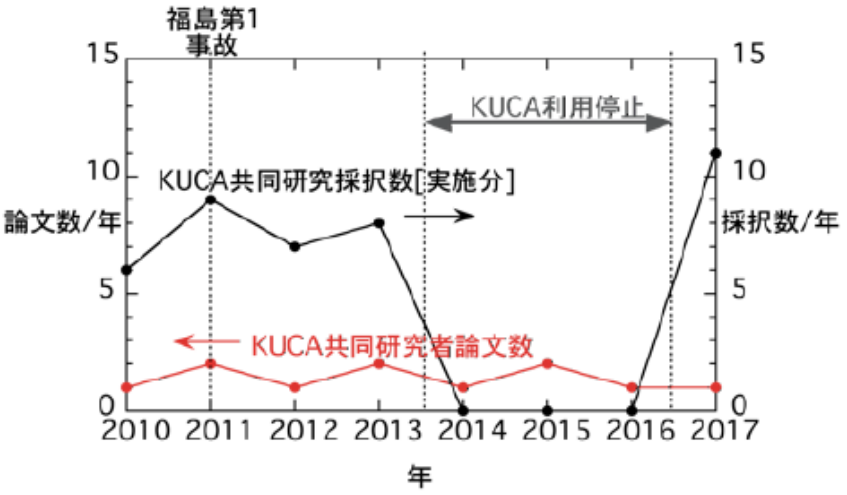


図 2 KUCA 共同研究採択数と共同研究者による KUCA 論文数の推移

2-2. KUCA 共同研究採択数の推移

図 3 に、共同研究開始当初からの KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移を示す。KUCA 共同

研究採択数(黒丸)は、1990 年代後半から減少の傾向が見られる。橋本もこの頃に共同研究から暫く遠ざかった記憶がある。数年後、代谷先生から「共同研究復帰命令」を頂戴し、卞先生の下で加速器駆動未臨界炉の基礎研究を始め、現在に至っている。卞先生の尽力もあって、現在の共同研究採択数は回復傾向にある。図 3 には院生実験参加者数(水色丸)の推移も示しているが、共同研究採択数との間に逆相関が見られるが、双方に因果関係が有るのか否かは不明である。兎に角、院生実験が占めるマシンタイムが将来に亘って減ることはあっても増えることは無いと期待するが、共同研究に割り振られるマシンタイムには制限がある。「共同研究申請は増えて欲しいが、マシンタイムは増やせない」、これは悩ましい問題である。

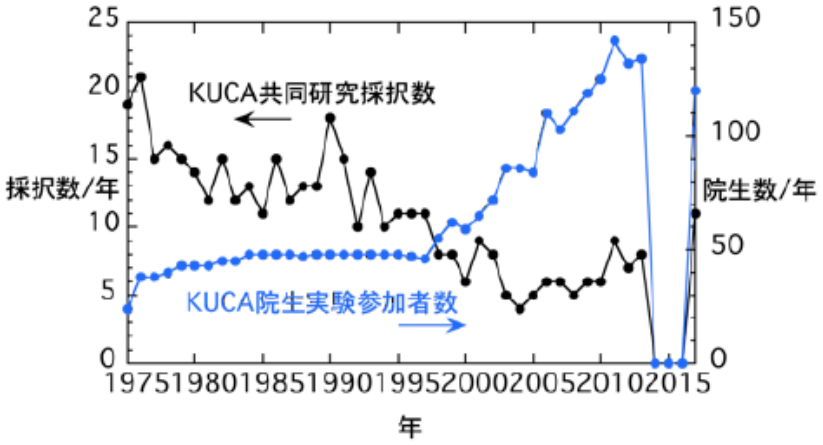


図 3 KUCA 共同研究採択数と院生実験参加者数の推移

3. 炉物理実験研究の明るい将来に向けて

3-1. 共同研究マシンタイムの有効活用

KUCA に限らず UTR においても、共同研究申請を躊躇する理由として、研究者から以下のような意見をしばしば頂戴する。

(1) マシンタイムの制限

KUCA の共同利用マシンタイムは、原則として、課題当たり 1 週間(施設利用は 4 日間)である。UTR の場合は 2 日間という場合もあり、KUCA は恵まれている方であるが。

(2) 法令からの制限

原子炉の利用は、原子炉等規制法等により規制され、施設利用については規制法令内で実施されなければならない。自由な発想を重んじる研究者からは、「あれもこれも法令により無理では研究はできない。」とのお叱りを頂くこともある。少なくとも、炉物理研究者からはこのようなお叱りは無いと思うが、「規制があるのが原子炉研究」であり、だからおもしろいと考えたいのだが。

(3) 使用機器の調達と整備の問題

共同研究においては、原子炉施設の設備・機器の整備については施設側の責任で実行されるが、データ収録システムや解析用機器のような研究資材の調達・整備は共同研究者の責任である。従って、「実験用機材が無いので共同研究はできない。」と言われても、施設側のスタッフとしては困惑するしかないのだが。

(4) 実験手法や原子炉利用の実経験の障壁

実際に原子炉施設を研究利用し種々な実験を適切に実施するには、豊富な実経験が必要である。これらすべてを施設側に期待するのは、共同研究とはいえず、「お任せ実験」と言わざるを得ない。ただし、誰でも最初は未経験者なのだけれど。

(5) 共同研究実験に要するマンパワーの問題

KUCA の共同研究利用では、最低 3〜4 名程度の共同研究協力者が必要である。さもなくば、所員に過大な負担を強いることになる。教員スタッフや大学院生が限られている研究室は、とても困るのだが。

以上のような問題を解決する 1 つの方法は、「相乗り利用」の申請である。例えば、A 大学と B 研究所がそれぞれ相乗りで申請をし､1 週間のマシンタイムを共有する場合も 2 週間のマシンタイムを共有する場合も有りである。この相乗り利用を活用して、橋本は 3,4 週間にわたり KUCA 実験を行ったこともある。相乗り利用は、資材・人材・経験を共有できるので、法規制以外の問題解決とマシンタイム有効活用につながるだけでなく、様々な議論や経験を通して新たな発見や将来の実験計画を生み出す原動力になると確信している。さらに、大学院生にとっては、種々な機材を実際にハンドリングし、他大学の教員や院生と「仕事」を共有し深く交流できるので、真の人材育成には「もってこい！」だと考えている。最後に「院生旅費」の問題だけは残るのだが。現在、共同利用 1 回当たり院生旅費は 1 名までとなっている。教員の旅費は無しにしても良いから、院生旅費を回復・拡充して欲しいと願うのは私だけではないと思うのだが。

3-2. 共同利用施設の多様化

KUCA は、炉物理の共同研究利用の中心となる原子炉施設であること言うまでもない。ただし、KUCA での実験は零出力炉の炉物理実験に制限される。出力炉の炉物理実験はやるべき課題が山積しており興味有る未開発分野であるように思える。隣の KUR を出力炉の炉物理実験研究対象に考えられないか。熱出力は 1MW 程度であるが、出力炉固有の FP の蓄積や熱水力フィードバックも存在する。また、JAEA の HTTR 等の試験研究炉における共同研究も議論すべきではないか。さらに、核分裂連鎖反応に関する基礎研究に限定されるが、近畿大炉 UTR の炉物理実験研究への活用も検討の余地がある。

4. まとめ

現状の問題点のみの列挙に終始してしまったが、当日、炉物理実験研究と院生の教育について会場で議論できることを楽しみにしている。炉物理実験研究の危機的状況を皆さんと共有できれば、この発表はまずは成功と考えている。ただし、炉物理実験研究の低迷を放置すれば、近い将来、炉物理実験を理解する研究者が消滅し、原子炉実験研究の論文は海外の雑誌に投稿せざるを得なくなる。悲しい現実である。

近畿大学原子力研究所のスタッフは、UTR のみならず、KUCA, KUR の共同研究をそれぞれ複数申請し、「やる気満々」である。ただし、橋本は、年齢を考えれば、そろそろ研究の後始末に取りかからねばならぬ時期に至っている。若手研究者の実験研究への挑戦と健闘を祈る次第です。

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(3) 研究炉に対する期待・希望

(3) Expectations and requests for research reactors

*北田 孝典
大阪大学大学院工学研究科

1. はじめに

研究炉に対する期待・希望は、研究炉が果たすべき役割の裏返しといえる。研究炉の役割やあり方については、近年幾つかの検討が行われ纏められており、近畿大学の橋本先生が参画された「日本学術会議」における「研究用原子炉のあり方検討小委員会」の審議を反映し取りまとめた提言である「**研究用原子炉のあり方について**」(平成 25 年 10 月 16 日(*1))や、京都大学の中島先生が参画された「日本原子力学会」における「研究炉等の役割検討・提言分科会」の中間報告書「**我が国における研究炉等の役割について**」(平成 28 年 3 月(*2))が公開されている。一方、「日本原子力学会炉物理部会」においては名古屋大学の山本先生が中心となり「**原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版**」(平成 29 年 10 月(*3))を 2012 年版から更新する形で取りまとめる過程において、将来の炉物理が目指す姿についての議論がなされており、この中で研究炉の果たす役割について、特に炉物理分野の観点から纏められている。

以上に述べた多くの検討で取り纏められている研究炉の役割において、現状では福島事故以降の研究炉の利用停止に伴い、研究炉でない施設で代替実施する動きもあるものの、研究炉でなければ実施できない事柄が多々あることを踏まえ、炉物理部会の一員として今後の研究炉に対する期待や希望を、施設の一利用者の観点から述べさせていただく。

2. 研究炉に対する期待・希望

2-1. 研究炉の役割

原子炉だけでなくホットラボや加速器などの施設とあわせて運営される研究炉は、多くの分野で学術、科学・技術の発展に必要不可欠な研究基盤施設(*1)である。上に挙げた提言・報告書で述べられているように、これまで日本における臨界実験装置を含む研究炉では、原子力に係る人材育成教育や学術研究だけでなく、がんの放射線治療や医療用同位体の生産などの医療利用、シリコン半導体生産などの産業利用、さらには施設見学利用による一般公衆への啓蒙活動などが行われてきている。つまり研究炉の役割の一つである産業利用や医療利用などの中性子利用は、今後さらに利用対象が拡がることが予想されるものの、ここでは炉物理部会の一員として研究炉に対する期待・希望について述べるにあたり、炉物理に近しい事柄に限定して研究炉の役割について述べることとする。

主として炉物理の観点から見た研究炉の役割としては、大きく「学術利用・エネルギー利用」と「人材育成教育」に分けられる。

①学術利用・エネルギー利用：核データ測定や実験データベース蓄積、計測法開発・制御材開発などの原子力基礎基盤の維持・充実や将来に向けた開発。また燃料材料試験などを通じた燃料高度化・高経年化対応による安全研究。

②人材育成教育：施設を利用した研修や実験教育。施設維持・運転を通じた人材育成。特に原子力新興国を対象とした国際貢献。

学術利用・エネルギー利用を行うことにより、人材育成も行える面があるため、両者は完全には分離できないものの、研究炉利用の主目的としては分けることが出来ると考えられる。

*Takanori Kitada, Osaka Univ. Graduate School of Engineering

2-2. 研究炉に対する期待

「人材育成教育」について、その必要性に異議を唱える人はいないであろう。特に炉物理の人材育成においては「炉物理実験を通じて炉物理を実際に肌で感じ、学習することは大変有意義(*3)」であり、virtual reactor で代用できるものではない。また「原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解(*3)」することが原子力の安全な利用につながるため、人材育成は連綿と進めていかなければならないものである。ただし、研究炉を用いて実施する人材育成において、基礎的な部分は変化しないものの、福島事故以降では廃炉にかかわる人材育成や原子力規制にかかわる人材育成がうたわれるなど、どのような人材が必要であるかは変化しうるものである。どのような変化が起こるか(起こらないか)はわからないため、研究炉には柔軟な対応(設備や運営)が可能であることが望まれる。

もう一方の「学術利用・エネルギー利用」は、現状或いは将来の原子力を見据えた研究開発であり、原子力利用における様々な課題に対する、多様なアプローチによる課題解決を図るものである。原子力に係る研究開発の大枠としての方針は、福島事故以前であれば内閣府原子力委員会が策定していた「原子力政策大綱」(最新は平成 17 年 10 月(*4))に示されていたが、策定されない現状では「エネルギー基本計画」(最新は第 5 次エネルギー基本計画で平成 30 年 7 月(*5))における原子力に関する記述がその役割を担っていると考えられる。最新の第 5 次エネルギー基本計画では原子力の利用を安定的に進めていくための原子力事業の課題として「再稼働や使用済み燃料対策、核燃料サイクル、最終処分、廃炉等」が挙げられており、さらに技術開発の推進においては、「軽水炉技術の向上（過酷事故対策を含めた安全性・信頼性・効率性の向上)」や「放射性廃棄物の減容化・有害度低減」に加えて、「高温ガス炉」だけでなく「小型モジュール炉」や「溶融塩炉」も視野に入れることで戦略的柔軟性を高めるとしている。また炉物理ロードマップ 2017(*3)においては、将来を見据えた「核変換」、「固有安全炉」、「Th サイクル」、「高速炉サイクル」などの研究開発、「核データ」や ICSBEP や IRPhE などの「実験データベース」への貢献、「未臨界」や「核セキュリティ」などに関する実験技術開発が挙げられている。しかしながら、これらで挙げられている研究開発項目は、現時点で考えられているものであり、将来にわたり変化しないはずがない。将来にわたり変化する研究開発ニーズに対応できるよう、研究炉には多様な実験が可能であることが望まれる。

「人材育成教育」で育成すべき人材、「学術利用・エネルギー利用」での利用・実験内容は将来にわたって変化しないとは考えられないため、研究炉には柔軟な対応および多様な実験が可能であること（ありつづけること）が望まれる。さらにこれらの人材育成や研究開発に研究炉を利用することができるよう機関外に広く開かれ、かつ継続的に利用が可能であることが望まれる（全国共同利用や共用促進法(1994 年)による運営が必須と考える)。

3. さいごに

上に述べた期待（願望）を達成するには、研究炉の施設あるは運営上の改造・改良（新設?）を進める必要があると思われる。施設の老朽化や使用済み燃料、運営管理など研究炉は様々な課題を抱えており、一利用者としての期待・希望の実現は容易ではない。しかしながら日本において研究炉が漸減している現状では次世代育成や技術継承にも支障が出てきているはずである。様々な課題があるものの、将来にわたり研究炉が担う役割を踏まえての研究炉に対する期待について、またその実現に向けた方策について、会場で意見交換できれば幸いである。

最後になりますが、各施設がそれぞれの機関で維持管理され、所外利用に供することに多大な貢献がなされていることに対して、あらためて感謝の意を示させていただきます。

(参考文献)
(*1) 日本学術会議、基礎医学委員会・総合工学委員会合同放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会　研究用原子炉のあり方検討小委員会。提言「研究用原子炉のあり方について」(平成 25 年 10 月 16 日)
http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-22-t178-1.pdf
(*2) 日本原子力学会　「原子力アゴラ」特別専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会。「我が国における研究炉等の役割について」中間報告書（平成 28 年 3 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2016/siryo14/siryo1-2.pdf
(3) 日本原子力学会炉物理部会　「炉物理ロードマップ調査・検討」ワーキンググループ。「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版（RM2017)」(2017 年 10 月)
https://bcp-rpg.jaea.go.jp/else/rpd/roadmap/rm/rpg_rm2017.pdf
(*4) 原子力委員会。「原子力政策大綱」（平成 17 年 10 月 11 日）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf
(*5) 「エネルギー基本計画」（平成 30 年 7 月）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryo1.pdf

2018年秋の大会

炉物理部会セッション

研究炉の運転再開と今後
Restart and future of research reactors

(4) 原子力機構の研究炉の運転再開に向けた取組状況

(4) Status of projects to restart of JAEA research reactors

*久語 輝彦[1]

[1]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の研究用原子炉の運転再開に向けた取組の現状として、原子力科学研究所に設置されている研究用原子炉（JRR-3）、原子炉安全性研究炉（NSRR）及び定常臨界実験装置（STACY）並びに大洗研究所に設置されている高温工学試験研究炉（HTTR）及び高速実験炉（「常陽」）について、平成30年6月末時点での状況を紹介する。

2. 各炉の現状

原子炉安全性研究炉（NSRR）：新規制基準に適合した原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。5月までに施設定期検査及び使用前検査を完了して、6月28日に運転再開を果たした。

定常臨界実験装置（STACY）：原子炉設置変更許可を平成30年1月31日付で取得した。従来装置の解体と改造工事を行い、平成31年度での運転再開を目指している。

高温工学試験研究炉（HTTR）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込み、許可取得後、平成31年度での運転再開を目指している。

研究用原子炉（JRR-3）：原子炉設置変更許可の取得を今夏に見込んでいる。許可取得後、耐震補強工事を行い、平成32年度での運転再開を目指している。

高速実験炉（「常陽」）：原子炉設置変更許可について、今秋での補正申請及び審査開始を目指している。

3. 新規制基準への対応

試験研究炉は、熱出力、冷却材の種類等の炉毎の特徴を踏まえて、新規制基準への対応を行っている。

原子炉安全性研究炉（NSRR）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定を要しない。水冷却低出力炉（熱出力換算500kW未満）であるため、多量の放射性物質等を放出する事故（BDBA）の対策を要しない。

定常臨界実験装置（STACY）：耐震Bクラスであり、基準地震動の想定とBDBA対策を要しない。

高温工学試験研究炉（HTTR）：耐震Sクラスであり、基準地震動を想定した安全対策を行う。過去に実施した安全性実証試験のデータを基に、重要度分類を見直し設計を合理化するなどして、耐震補強等の時間と費用を要する対策を不要としている。熱出力10MW以上のガス冷却炉であるため、BDBA対策を行う。

研究用原子炉（JRR-3）：HTTRと同様に耐震Sクラスとして基準地震動を想定した安全対策、水冷却高出力炉（熱出力10MW以上）であるためBDBA対策を行う。今後、設置変更許可を得て、基準地震動等の地震力に対する耐震補強工事を行う。

高速実験炉（「常陽」）：HTTRと同様の対応の他、50MWを上回る熱出力を有するナトリウム冷却炉であることから、原子炉停止系統等の安全機能の信頼性については、発電炉の設置許可基準を踏まえて、同程度の安全性を確保するための対策を講じる。

4. 最後に

福島第一原子力発電所の廃止措置、軽水炉・新型炉の研究、中性子科学研究、産業、医学・治療、人材育成等の多様な利用目的に応えるべく、運転再開に全力で取り組んでいく。

---

*Teruhiko Kugo

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[1M_PL] Restart and future of research reactors

Chair:Michitaka Ono(GNF-J)

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M (E11 -E Building)

[1M_PL05]Discussion

研究炉は原子力の研究・開発、人材育成に役立てられてきたが、福島第一原子力発電所事故後の厳しい新規制基準対応や、施設の高経年化などの課題があり、研究炉を取り巻く環境は近年厳しくなっている。昨年度、大学が所有する研究炉は新規制基準への対応を終え安全審査に合格し稼動を再開した。また、文部科学省では、原子力研究開発基盤として維持すべき施設の検討が開始されている。そこで本企画セッションでは、今後も研究炉を有効に活用するため、研究炉の現状とその将来像を共有し、今後の炉物理実験研究・教育の方向性について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Social and Environmental Division

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 - D Building

[1O_PL] Communication Activities of Nuclear Operators

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

[1O_PL01] JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*Sweet Potato etc.[1] (1. JAEA)

[1O_PL02] A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*Yutaka Akitsu[1] (1. Kyoto Univ.)

[1O_PL03] Back and forth between "public acceptance" and "risk communication"

*Sinetsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

原子力機構における地域住民及び次世代層とのコミュニケーション活動

JAEA's Activities about Communication with Local Residents and the Young Generation

*広報チーム あっぷる[1]，スイートポテト[1]，シュガーズ[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、福井県及び茨城県の研究開発拠点において、原子力及び放射線に関する科学的知見に基づいた正しい知識の啓発及び機構の事業紹介を目的として広報チームを発足し、住民目線の分かりやすい広報素材の作成、出張授業、説明会、施設見学対応、地元イベント出展等を通じて原子力機構の拠点各地の地域特色を生かしたコミュニケーション活動を20年以上にわたり実施している。近年は放射線影響や施設の安全性など国民からの厳しい視線の中で、蓄積された経験を活かし丁寧かつ分かりやすい双方向コミュニケーション活動を目指した活動を継続。地域住民の原子力・放射線に関するリテラシー向上と共に立地地域との良好な信頼関係構築に努めてきた。

2. 活動概要（各拠点の地域特色に合わせた取り組み）

(1)福井県敦賀地区あっぷるの活動

福井県敦賀地区の“あっぷる”は、1995年の高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」）のナトリウム漏えい事故後、事故の原因究明やその対応に取り組む現場職員の姿を見た女性職員が、「私たちも現場の仲間の役に立ちたい」、「自分たちに何かできることはないか」という思いから有志職員でチームを結成し活動を開始した。ナトリウム漏えい事故後は、信頼回復のため、福井県全域の方々を対象に出前形式の対話活動を展開し、事故の内容やその後の改善状況等について説明を行った。その後も「もんじゅ」の炉内中継装置落下、保守管理上の不備の対応状況の説明に加え、2011年5月以降は東京電力福島第一原子力発電所事故に関する地域の方々の疑問や不安にも答える形で説明を行ってきた（写真1）。

また最近は、原子力機構の事業内容に限定せず、原子力、エネルギー、放射線、放射性廃棄物等、参加者の要望や関心事、年齢層等に応じた資料を準備しての対話活動や、少人数のチームに分かれての意見交換会の時間を設けることで、参加者がより発言しやすい工夫を行っている。

これら活動では、メンバー自身が社内専門家の解説から学び、理解した内容を、自らの表現で伝える事を方針としており、専門的な内容は、イメージし易いようオリジナルのイラストを作成し、身近なものに例えて説明する等、興味関心を持ってもらえるような工夫を行っている。参加者からは、「難しい専門用語が無くて分かりやすい」、「イラスト中心で見やすく親しみやすい」等の声が寄せられている。

写真１：地域の方を対象とした対話活動の様子

さらに新しい試みとして、近隣の大学を訪問し原子力の次の世代を担う学生との対話活動にも力を入れている。

これら1996年から開始した対話活動は延べ380回、参加人数は累計12,181人（2018年6月現在）となった。

(2)茨城県東海地区スイートポテトの活動

核燃料サイクル工学研究所（茨城県東海村）の“スイートポテト”は1996年に設置。ＪＣＯ事故後の住

民の原子力に対する不信感や学校関係者の原子力防災への関心の高まりを踏まえ、地域住民や次世代層を対象とした出張授業やイベント出展活動を 2001 年より開始。さらに 2011 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故後は、国民の放射線影響に関する不安や懸念が増大したことから、出張授業の説明に事故による放射線影響等の情報を追加し、地域住民や次世代層の不安懸念に対応しつつ、双方向性を重視した工夫（相手のニーズに沿った内容と進行、質疑応答を多めにとり、積極的傾聴等）を行うことにより、住民自身が考え、適切な判断ができるよう支援を行った。

出張授業では、保育園児を対象とした場合はパペットを使った説明、小中学生を対象とした場合は放射線測定体験や遮へい実験、霧箱観察を行う等、年齢層やニーズに沿った演出と共に体験・体感に重きを置いた授業を展開してきた。

アンケート調査結果では、理解度及び不安解消度が 8 割以上という高評価を得ており、現時点では 4 校が年間行事として原子力学習会を計画する等、身近な放射線・原子力の専門家としての役割を担ってきている。

そして、2001 年に開始した出張授業は延べ 103 回、受講者数 20,014 人（2018 年 7 月現在）となった（写真 2）。今後も子供達や地域の方々との双方向コミュニケーションを重視した活動を展開していきたい。

写真 2：2018 年 6 月 19 日 東海村立照沼小学校での出張授業をもって受講者数延べ 2 万人を達成

(3) 茨城県大洗地区シュガーズの活動

大洗研究所（茨城県大洗町）の“シュガーズ”は 1994 年に設置。地域住民や小中学生を対象に施設見学対応及び原子力防災と放射線に関する出張授業を展開している。主たる活動である施設見学対応では、依頼のあった団体の居住地や年齢層に合わせた説明を行うことで、より理解しやすい説明となるよう心がけている。

特に地元の一つである大洗町では、小中学生を対象とした施設見学会を定期的に開催している（2017 年度は 5 日間で小学生 138 人、中学生 150 人）。この取組みにおいては大洗町教育委員会と連携しつつ、多くの関係者の協力を得ながら、原子力に対する理解促進や科学を楽しむ心を育てる環境づくりに務めてきた。また、地域の学校教育支援として原子力防災訓練教育を毎年実施しており（写真 3）、地域に根差した活動を展開している。

また、結成当初より地元大洗町、鉾田市をはじめ、隣接地域の産業祭にブース出展を行っており、子供から大人まで放射線や原子力に関して楽しく学べるイベントとして、パネルクイズや工作教室を実施している。

写真 3：2018 年 1 月 15 日 大洗町立南小学校での出張授業で測定体験を実施している様子

さらに 2018 年 6 月からは、周辺の原子力事業所と協力して、大洗町主催による小学校 5、6 年生を対象とした放課後科学教室「大洗サイエンスカレッジ」への協力も行っている。これは、大洗町の原子力関連施設に従事する研究者・技術者等の人的資源を活用し、子供達に科学に触れる機会を提供し、日頃体験することのできない楽しさや面白さを感じ取ってもらうとともに、子供達の好奇心と創造性、科学する心を育てることを目指した取り組みである。シュガーズはこれにメンバー全員が講師として授業の運営に携わっている。

また、シュガーズには機構内で初めて男性職員が加わっており、男女共同参画となるメンバーのフレッ

シュな考え・行動もシュガーズの特徴の一つである。今後も実践経験を積み重ねて原子力の理解促進に寄与するとともに、コミュニケーションスキルを有する人材の育成という観点からも、成果が出せるよう日々の活動を行っている。

3. おわりに

上記のように原子力機構が誇る三つのチームは、各拠点の事業内容及び地域性を生かした独自の活動を実施しつつ、分かりやすい説明素材とコミュニケーションに関わる実践的知見を蓄積・伝承し、3 チーム相互の情報共有化を図りながら効率的かつ効果的に展開している。

メンバーはいずれも原子力機構の研究系、技術系、事務系職員によって構成しており、本来業務に従事しつつ、世代交代しながらも 20 年以上活動を継続してきた。それにより、地域住民をはじめ自治体、関係機関等との連携を図りながら、地域住民とそれぞれの地域における原子力機構組織との信頼関係の醸成に努めている。

なお、原子力機構を含め原子力事業者における広報はともすれば、一方向的な情報提供を重視する傾向があった。一方、2000 年以降、欧米で盛んになってきているリスクコミュニケーション（RC）では双方向性やステークホルダーの参画の重要性が提唱されている。そのような流れを受け、原子力機構では住民の方々との双方向性をもつ対話活動にも力を入れるとともに、住民の方々との協働や住民の方々の参画を目指した取り組みについても模索的な取り組みを行ってきている。

これらの取り組みについては、大学や他機関等に対しても積極的に情報提供を行っており、関係者間との連携強化及び人材育成の面からも相乗効果を生んでいると認識している。今後も本活動が原子力事業所におけるロールモデルとして牽引できるよう努めていきたい。

---

*Sweet Potato etc.[1] , [1]JAEA

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

日本の中学生のエネルギーリテラシー研究：米国，タイとの比較調査から

A Study of Energy Literacy among Lower Secondary Students in Japan

*秋津　裕[1]

[1]京都大学大学院エネルギー科学研究科

1. はじめに

2016 年 11 月に発効された「パリ協定」には，途上国を含む全ての国が協調して温室効果ガス削減に取り組むために，国民の意識を高め地球温暖化解決への参加を促す教育の重要性も明記している．エネルギー・環境問題は，技術発展，政策，そして市民参加にかかっている．中でもエネルギー選択にはエネルギーリテラシーが必要となる．リテラシーとは単に知識をいうのではない．リテラシーは書字文化による共通教養であり，今日では教育によって育成される社会的自立の基礎となる公共的教養を意味する[1]．したがってエネルギーリテラシーは，エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力であり，必要な知識や情報を選択，判断し，課題が社会・経済発展のつながりの中で成り立っていることを理解し，関心を持ち，決断，行動へと結びつけていく能力といえる．そしてこの問題に関わるすべての人が備えるものとして，教育によって培われる公共的教養であると言える[2]．

本研究は，効果的なエネルギー教育プログラム開発のための基礎的知見を得るために，米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワークを援用し質問紙調査を通じて，日本の中学生のエネルギーリテラシーの現況並びにその概念構造を調べることを目的としている．次世代のエネルギーリテラシー，すなわちエネルギーや環境問題に関する知識，関心・態度，規範，行動等の様態を知ることは，エネルギーに関する将来社会の姿を知る手掛かりとなるからである．日本の中学生の様態の理解をより深めるために米国，タイの中学生との比較もおこなった．

2. 方法

米国で開発されたエネルギーリテラシーフレームワーク[3]をもとに作成した質問紙 1 編と，社会心理学行動モデルで調査されている質問項目に加えて科学リテラシー，環境問題への関心，批判的思考力の調査項目をもちいて開発した 2 編（内，1 編はタイ用）の質問紙をもちいて，日本は 2014 年 3 月[2]，2016 年 7 月[4]に，タイは 2017 年 3 月[5]にそれぞれ実施した．回収した調査票のうち欠損値なしの有効調査票である 1316, 1070, 635 を分析に使用した．質問項目の内的整合性を調べて妥当な項目選択をし，各項目の難易度，識別性分析をおこなった．集計は，知識関連尺度は 5 つ，あるいは 3 つの選択肢から正答を 1 つ選ぶものとし，正答に 1 点，誤答に 0 点を，またその他の尺度は 5 段階尺度評価とし，本調査が定めた最適とする回答から 5〜1 点を与えこれを数値化し，獲得スコアの割合で分析した．エネルギーリテラシー構造モデリングは，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を援用し，共分散構造分析をおこなった．平均値比較は，マン・ホイトニーの U 検定，クラスカル・ウォリス検定をもちい，相関分析はスピアマンの順位相関係数を求めた．有意差検定は両側検定をおこなっている．また外部要因による構造モデルへの調整効果を分析した（Conditional Process Analysis）．ソフトウェアは，IBM® SPSS® Ver. 24, Amos Ver. 24, PROCESS 2.13.2 for SPSS を使用した．

3. 結果と考察

本調査において日本の中学生のエネルギー関連知識は低く，女子が男子よりも知識，関心・態度，自己有効感において平均値が有意に高かった．さらに，学校教育によるエネルギーリテラシーへの影響の可能性が低い一方で，能動的学習による情報源（例えば書籍やエネルギーに関する展示見学）は，生徒のエネルギーリテラシーへ有意な効果を示した．また，エネルギー教育経験やエネルギー施設見

学経験，さらに家族の態度や行動が，生徒のエネルギーリテラシーに寄与していることが示唆された．日米比較では，日本の中学生の知識は米国よりも高い一方で，関心や自己有効感は米国の方が高く，関心・態度と行動との相関も米国の方が強いことから，日本の中学生の知識の高さは，エネルギーリテラシーにおける関心・態度，行動への寄与が低いことが明らかとなった．

日米比較に現れた知識尺度における相違は，国際的な学力テスト（PISA2012，TIMSS2011）で示される日米の総合的な学力差で説明が可能である．一方，関心・態度，行動尺度における差は，両国の社会規範の相違が表れていることが考えられる．一般に日本人は自己批判的で，受動的勤勉性が高く，米国人は自己高揚的で，自主的選好性が高い[6,7]といわれる．この傾向は母親が子育て期に望む子どもの早期発達の姿にもうかがえ，米国人が言語的自己主張を望むのに対し，日本人は行儀であった[6]．日本人は明治の動乱期から近代社会に至る過程で，与えられた役割を全うするためには努力やその過程にも価値を見い出しこれを重んじ，目標達成には持続性や受動的勤勉性が重要であるといった人間性の方向付けがなされたと考えられる[6,8]．社会が求める人間性は，教育の中でも時間をかけて助長されやがて社会規範となる．一方エネルギーや環境問題のように社会全体で取り組む長期に及ぶ課題は個人の寄与が見えづらく，知識と実際の行動とが結びつきにくいことも検証されている[9]．したがって我が国のエネルギーリテラシー向上には，①社会規範の特性に合ったやり方で，②明確な役割を付与し，役割遂行の努力を評価することで自己有効感を高めることを考慮し，③人びとが互いに影響しあうことで態度や行動に変化がもたらされる社会的介入の視点も取り入れながら，エネルギー問題に対処する新たな価値観を醸成するようなエネルギー教育を積み重ねていくことが肝要と考えられる[2]．

上記で得たデータをもとに，エネルギーリテラシーの知識，関心・態度，行動の 3 領域からなるエネルギーリテラシー概念モデルを共分散構造分析をもちいて解析し，6 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，環境問題に関する知識，危機感，責任感，エネルギー使用意識行動，省エネ行動）でこれを表わした．「エネルギー使用を意識した行動」を媒介とした「責任感」から「省エネ行動」への予測は負の効果となった一方で，「重要性認知（危機感）」からは正の効果であった．したがって，エネルギーや環境に関する知識が省エネ行動と結びつくには，「重要性認知（危機感）」が重要な役割を果たしていることが示唆された[10]．

次に，計画的行動理論（Theory of Planned Behavior, Ajzen, 1991）と価値信念規範理論（Value-Belief-Norm Theory, Stern et al. 1999）を統合して，規範や行動モデル要素を含んだ 9 つの構成要素（エネルギーの基礎的知識，重要性認知（危機感），責任感，個人的規範，行動に対する態度，主観的規範，行動統制可能性，行動意図，省エネ行動）からなるエネルギーリテラシー構造モデルを提案し，このモデル検証と併せて調整変数によるモデルへの効果を調べた．その結果エネルギーの基礎知識が省エネ行動に結びつくためには，このモデルにおいても「重要性認知（危機感）」が要であることが明らかとなった(Figure 1)．さらに，「エネルギーの基礎的知識」が「重要性認知（危機感）」へ寄与するためには，科学リテラシー，環境リテラシー，批判的思考力も必要であること，そして「重要性認知（危機感）」から「行動に対する態度」への効果には，環境リテラシーとエネルギーに関する家庭での会話が寄与していることが明らかとなった[11]．

提案されたエネルギーリテラシー構造モデルの適用可能性と，異なる属性におけるエネルギーリテラシー構造の相違を調べるために，タイと日本の中学生の比較をおこなった．日本はタイよりも「エネルギーの基礎的知識」は高いものの，「責任感」「個人的規範」「行動に対する態度」「主観的規範」「行動統制可能性」「行動意図」「省エネ行動」はタイが有意に高い結果となった．また日本は学年進行にしたがって，知識以外の概念構成要素が低下する認知的不協和の傾向が明らかとなった．日本とタイを統合したサンプルをエネルギーリテラシー構造モデルにあてはめたところ，モデル適用指数は許容できる値を示し，両国とも「エネルギーの基礎知識」と「省エネ行動」の関係は「重要性認知（危機感）」によって強く媒介されていた．タイは，日本よりも周囲の期待（プレッシャー）に応えようとする「主観的規範」の影響がみられた．これは，タイのアイデンティティが仏教に由来し，重要な価値観には，年配者を敬う，自己統制，対立を避ける態度などがあるといわれ，子どもは親や先生に対

して従順であることが良い子とされる[12]．このような規範がエネルギーリテラシー構造にも影響していることが考えられ，「主観的規範」が「危機感」「個人的規範」「行動に対する態度」に強く働きかけていることが示唆された．したがって，タイにおいて求められるエネルギー教育には，生徒が得たエネルギーや環境に関する基礎知識をもとに，これらの課題解決のために自らが考え実行を促すような学習が必要であると考える[13].

4. まとめ

過密な学校カリキュラムの中で，エネルギー教育に許された時間には限りがある．したがって，できるだけ効果的なエネルギー教育をおこなうために，生徒の様態を知り概念構造を理解することは重要である．エネルギーリテラシーを高めるためのエネルギー教育に求められるのは，教育が提供する知識が生涯を通じて省エネや環境配慮のための選択・行動に結びつくことである．そのためには，エネルギー選択が将来に及ぼす影響について生徒自らが認知できるような内容を提供する必要がある．さらに中等教育においても認知的不協和が表出していることから，できるだけ教育の早期段階から児童・生徒にエネルギーや環境に関する課題を提供し関心を持たせて，エネルギー関連施設見学を取り入れながら学習の過程で家庭の参加･協力を得て，ともに価値観を醸成していくことが肝要と考える．

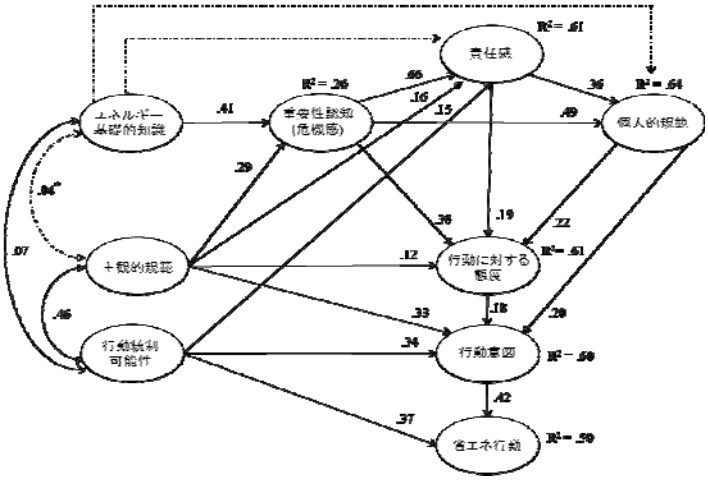


Figure 1. Energy literacy model with standardized coefficients. Non-significant estimates are indicated by the * symbol and dashed lines.
Model Fit Indices: Chi square = 116.670, df = 16, GFI = .978, AGFI = .937, SRMR = .053, NFI = .979, CFI = .982, RMSEA = .077

*Yutaka Akitsu[1]
[1] Department of Socio-Environmental Energy Science, Graduate School of Energy Science, Kyoto University

1 佐藤 学 (2003): リテラシーの概念とその再定義 ＜特集＞公教育とリテラシー, *教育學研究*, 70, pp. 292-301.
2 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之, 山末英嗣 (2016): 日本の中学生のエネルギーリテラシー調査 －知識、関心、行動の評価と日米比較, *エネルギー環境教育研究*, Vol.10 (2), 15-28.
3 DeWaters, J. E. (2011): Instrument Development Framework for Energy Literacy, Clarkson University (U.S.) Energy Literacy Assessment Project.
4 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017, 9 月). 日本の中学生のエネルギーリテラシー構造モデル, *BECC JAPAN 2017: 第4 回気候変動・省エネルギー行動会議*, 東京.
5 秋津裕, 石原慶一, 奥村英之 (2017,8 月). タイと日本の中学生のエネルギーリテラシー調査, *日本エネルギー環境教育学会 第12 回全国大会*.
6 東 洋 (1994): *日本人のしつけと教育－発達の日米比較にもとづいて－*, 東京大学出版会, (文京).
7 Kitayama, S., Markus, H. R., Matsumoto, H., Norasakkunkit, V. (1997): Individual and collective processes in the construction of the self: self-enhancement in the United States and self-criticism in Japan, *J. of Personality and Social Psychology*, 72 (6), pp. 1245-1267.
8 森岡清美 (1993): *決死の世代と遺書*, p.205, 吉川弘文館, (文京).
9 Chen, S. J. et al. (2015); .Craig, C. and Allen, W. (2015); DeWaters, E. and Powers, S. (2011); 早渕 (2008);Hu et al. (2013); Lee et al. (2015).
10 Akitsu, Y., Ishihara, K. N., Okumura, H. & Yamasu, E., (2017). Investigating energy literacy and its structural model for lower secondary students in Japan, *International Journal of Environmental & Science Education*, Volume 12 Issue 5 (2017) pp. 1067-1095, Article Number: ijese.2017.072.
11 Akitsu, Y. and Ishihara, K. N.: An Integrated Model Approach: Exploring the Energy Literacy and Values of Lower Secondary Students in Japan, *International Journal of Educational Methodology*, (Under review).
12 Yuenyong, C., Jones, A., & Yutakom, N. (2008). *International Journal of Science and Mathematics Education*, 6; Yuenyong, C. (2012). *Social and Behavioral Sciences*, 46.
13 秋津裕, 石原慶一(2018,8 月). エネルギーリテラシー構造モデルの評価 ―日本とタイの中学生の統合サンプルから―, *日本エネルギー環境教育学会 第13 回全国大会*.

2018年秋の大会

社会・環境部会セッション

原子力事業者のコミュニケーション活動を考える

Communication Activities of Nuclear Operators

「パブリック・アクセプタンス」と「リスコミ」の微妙な関係

Back and forth between “public acceptance” and “risk communication”

*菅原 慎悦[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

今回の受賞対象2件は、社会の「リテラシー」に係る研究及び実践を行っている方々である。両者とも、教育や啓発活動を通じて、より多くの人々が原子力やエネルギー全般に関する知識を獲得する機会を得、以て「リテラシー」の向上につなげたい、という方向性を共有されている。社会・環境部会常連参加者の諸賢には、上記のような方向性の活動に対する授賞に、疑問を持つ方がいるかもしれない。当部会ではこれまで、「リスク・コミュニケーション」は双方向であるべきで、単なる教育・啓蒙とは違うのだ、社会ではなく専門家の側こそコミュニケーションを通じて変わるべきだと主張してきたではないか、それがなぜ今さら「リテラシー」なのか、それでは従来型の「パブリック・アクセプタンス」と変わらないではないか、と。本発表では、こうした疑問から出発して、「パブリック・アクセプタンス（PA）」と「リスク・コミュニケーション（リスコミ）」の関係性を論じつつ、企画セッションにおける議論の土台としたい。

2. 「PA」と「リスコミ」の峻別？

「リスコミ」とは何か。古典的だが現在もしばしば引用される定義として、全米研究評議会の「健康・安全・環境問題に関する団体間の情報交換と相互作用のプロセス（interactive process）」[1]が挙げられる。また、我が国でいち早くリスコミを紹介した木下は、「対象のもつリスクに関連する情報を、リスクに関係する人々（ステークホルダー）に対して可能な限り開示し、たがいに共考することによって、解決に導く道筋を探す思想と技術」[2]と定義している。この他にも多くの研究者や実践者がそれぞれに「リスコミ」の定義を試みてきたが、その多くに共通しているのが、上記の2つの定義に見られる“相互作用”であり“共に考える”という点である。「相互に」「共に」という言葉で体現される「双方向性」こそが「リスコミ」の根幹であり、これを具えていない活動は「リスコミ」とは言えず、従来型の「PA」に過ぎないのだ、という批判がしばしば展開されてきた。

筆者も、「双方向性」を重視すべきという主張には賛同するし、この点が我が国の原子力に欠けてきたという指摘にも基本的に同意する。また、福島事故後の「リスコミ」に対する注目の高まりとともに、従来よりも「双方向性」を高めようとする工夫（例：「素人」にもわかりやすい説明を可能な限り心掛ける、質疑応答の時間を従来よりも長めにとる、など）が行われており、こうした努力の重要性も否定しない。

さりながら、外形的な「双方向性」のみを基準に、この活動は十分に双方向だから「リスコミ」で、あの活動は双方向性が足りないから「PA」だ、といった峻別を行うことには、それほど意義を見出せない。「リスコミ」の学問的定義は多分に内包的であり、具体的にどのような活動がリスコミであるかを判別する基準としては使い難く、またそうすべきでもないと筆者は考える。むしろ、こうした活動の実践者たちの中で、なぜ「双方向性」が必要なのかという問題認識の次元こそ、より重視されて然るべきと思料する。

複数の主体が“相互に作用し合う”“共に考える”という「リスコミ」概念の背景には、リスク問題に対する唯一解が存在しないからこそ、ステークホルダーがコミュニケーションをとりながら解決を模索していくのだ、という理念の存在がうかがえる。問題に対するアプローチや解が複数存在しており科学的・技術的に一意に定まらない、あるいは技術的な最適解は提示しうるものの倫理・公平性その他の価値と相剋が生じうるといった場合に、技術的にもそして社会的にも受容可能な解は何かを、ステークホルダーを巻き込みながら探していく。その際、技術専門家が重視していなかった価値が見出される、あるいは問題の

捉え方（フレーミング）自体が変わることで、当該問題をめぐる視点や知識がより豊かなものとなり、とるべき選択肢も変わっていく。こうした変容の可能性こそが、「共に考える」の本質的な意義と解せよう。

しかし、我が国の原子力業界におけるこの種の活動には、依然として、「技術的には既に答えは出ていて、あとは社会の側の理解の問題だ」という問題認識が透けて見える。こうした認識の下に行われる活動は、「双方向性」を掲げていても、その実、「正しい知識」を伝えることでリスク認知の「是正」を志向する、あるいは技術専門家の示す解決案への「ご理解」を目指すものとなり、「相互に作用する」「共に考える」という対称的な関係性が欠如しがちである。たしかに、説明会で質疑応答の時間を長くとることで従来よりも「双方向性」は高められているが、そうした説明や質疑応答を経て安全対策等の意思決定が（様々な意味において）より「良い」方向へと変化した例は、管見の限り見当たらない。もちろん現実には、技術的な解が一つしかないような種類の問題もあるだろうし、あらゆるリスク問題について常に人々のリスク認知や価値観を考慮し反映することが適切とも言い難い。しかし原子力分野では、多くのトレードオフを考慮した上で、専門的知識に加えてある種の価値選択に基づいて判断せざるをえないような種類のリスク問題も存在しており、そうした問題こそ「共に考える」アプローチが適用されるべきものと考える。仮に、原子力事業者等がここに記したような意味で「共に考える」ことを目指し、その議論を行う上で必要となる技術的知識や背景についての知識伝達の場面があったとして、それがたとえ一方向的で啓蒙的なものであっても、それは「リスコミ」の不可欠な一過程という見方も可能だろう。逆に、説明会などの場で外形的な「双方向性」をいくら高めようとも、それが意思決定への「相互作用」をもたらさないのであれば、「リスコミ」の本旨からは外れた活動と言わざるを得ないだろう。

3. 「リテラシー」の活用先を

秋津氏の調査では、エネルギーに関する知識は米国よりも日本の中学生が多く有しているが、関心や自己有効感が低く、知識が実際の選択や行動に結び付いていない点が指摘されている。ここまで論じてきたことと関係づけて考えるならば、原子力関係者が相当の資源を投じて「理解活動」に取り組み、地域住民や次世代層がある程度の知識を獲得したとしても、それを十分に活かす場が用意されていない、という可能性が示唆される。これは、我が国の原子力では事業者の安全対策や国の政策に対して公衆の関与しうる場が限定的であった、という社会科学からの批判とも符合する。

安は、社会の技術リテラシーの問題は、従来のいわゆる「啓蒙教育」的な考え方ではなく、技術ディバイドとでもいうべき社会の中の不公平な状況を認知し、それに対して知識の裾野を広げることによって複雑な技術社会的問題に対する議論に多くの国民が関われるようにするという公平性確保の問題ととらえるべき、と述べた[3]。これは、秋津氏の掲げる「リテラシー」の理念、すなわち「社会的自立の基礎となる公共的教養」であり、「エネルギーに関する課題を社会の中で広く議論するための能力」である、という捉え方とも重なる。こうした視角に立つとき、我が国の問題は公衆の「リテラシー」自体よりもむしろ、その「リテラシー」の活用先が不足していることにあると捉えられる。いわば、教育・啓蒙的な「理解活動」（≒「PA」）は、それによって獲得した「リテラシー」を人々が発揮しうる場や仕組み（≒「リスコミ」）と相俟って初めて、現代社会における公共的意義を果たし得るのだ、と考えられるのではないか。

参考文献

[1] National Research Council, Improving Risk Communication, National Academies Press, 1989.

[2] 木下冨雄、リスク・コミュニケーションの思想と技術：共考と信頼の技法、ナカニシヤ出版、2016.

[3] Joonhong Ahn, 公益と工学，GoNERI シンポジウム，2011 年 11 月 22 日，東京大学.

*Shin-etsu Sugawara[1], [1] CRIEPI.

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

Wed. Sep 5, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 5, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[1P_PL] Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

Chair:Katsunori Kawai(MHI NS ENG)

[1P_PL01] Issues regarding reliability data in PRA for Japanese nuclear plants

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1P_PL02] Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

*Woody Epstein[1] (1. Appendix R Solutions)

[1P_PL03] Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*Hiroyuki Takahashi[1] (1. CRIEPI)

[1P_PL04] KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*Hirohisa Tanaka[1] (1. KEPCO)

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（1）我が国の PRA 用信頼性データに関する課題

(1) Unresolved Issues on PRA Reliability Data for Japanese PRA Applications

山口　彰
東京大学

1. はじめに

我が国において原子力発電所固有の確率論的リスク評価（PRA）を実施し、そこで得られるリスク情報をさまざまな側面で活用していくことが大切である。そのときに、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いが投げかけられている。現在の PRA 技術は相応のレベルにあり、その問いかけに対して適切に答えることができるだけの経験と知見が蓄積されている。そこで、各国では現実に PRA が活用されているのである。それは我が国の PRA 技術でも同様である。本稿では、PRA により得られるリスク情報は、果たして信頼に足るものであるのかという問いかけに適切に答え、リスク情報の活用を推進するために、今後考えるべき課題について述べる。

2. PRA とデータ

確率論的リスク評価（PRA）によって得られるリスク情報を原子力規制や安全確保活動に活用し始めた時に、PRA の技術的妥当性に関する批判が指摘された。本質的な指摘は、原子力発電所のような大規模複雑システムのリスクモデルを構築できるのかという問題と、高度の安全を示すためのデータを我々は持っているのかという問題であった。それは、1970 年代のことであった。第一の問題に対しては多くの進展があった。Reactor Safety Study（1975）において、イベントツリー／フォールトツリー法を導入したことは、事故シナリオの進展という観点と、システム・機器の分解という観点で、複雑大規模なシステムを数学的に記述することを可能にした。その後 40 年を経て、計算機の進歩もあいまって、現在ではプラントシステムをリスクモデルとして構築することは本質的な困難ではなくなった。

第二の問題、データについては、Kaplan 等[1]が以下の指摘をした。

(1) Statistics, as a subject, is the study of frequency type information. That is, it is the science of handling data.
(2) Probability, as a subject, we might say is the science of handling the lack of data.

すなわち、PRA と統計学と違ってデータのない問題を理解するものであり、リスクとは不確かな影響であるとする IRGC（国際リスクガバナンス協議会）の定義とも合致するものであろう。

3. PRA 用信頼性データ

PRA で用いるデータは、故障統計とは異質のものである。原子力施設のリスクを理解するために必要なエビデンスの集約を信頼性データとみなすべきである。故障の定義はその機器・設備の機能が PRA でどのようにモデル化するかによって異なる。PRA では炉心損傷の如何を成功基準によって判断するので、それぞれのシナリオの成功基準を阻害するような事象が故障の定義となる。従って、運転や保全活動で収集される事象報告と必ずしも一致するわけではない。リスク情報を活用しようとすれば、その対象は PRA を実施する当該プラントである。ゆえに PRA 用信頼性データはプラント固有のものとしなければならない。信頼性データの分析者はプラントの機器・設備の最新の状況を熟知した専門家でなければならない。このように、信頼性データは PRA モデルと整合する考え方のもとに統一したルールで、必要な専門性を備えたチームによって収集され、リスクの不確かさと同様、データマネジメントが必要である。

[1] Stanley Kaplan and B. John Garrick, On The Quantitative Definition of Risk, *Risk Analysis*, Vol. 1, (1981)

*Akira Yamaguchi
University of Tokyo

2018年秋の大会

リスク部会セッション

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(2) Status of collecting reliability data and building of database for PRA in USA

Woody Epstein*[1,2]

[1]Appendix R Solutions, [2]Garrick Institute for the Risk Sciences at UCLA

1. Introduction

Using industry experienced based data is the foundation of PRA and risk informed activities. And the techniques for gathering such industry wide data and updating the data with site specific experience are the heart of non-conservatisms to make PRAs and risk informed activities realistic. Moreover, sharing the data for the benefit of all in the nuclear industry is absolutely necessary so that our knowledge of what can go wrong, how likely is it, and what are the consequences can help prevent nuclear accidents in the future.

The USA has been deeply involved in these activities since WASH-1400.

This presentation will give a brief overview of different programs in the USA and give advice as to what we must do in Japan.

2. USA Activities

2-1. Reliability and Availability Data System (RADS)

RADS is a database and analysis tool designed to estimate industry and plant-specific reliability and availability parameters for selected components in risk-important systems for use in risk-informed applications. RADS contains data and information based on actual operating experience from the Equipment Performance Information Exchange System (EPIX) maintained by INPO. The information covers 1997 through the present. It also contains initiating events from October 1987 through the present.

The reliability parameters estimated by RADS are as follows:

- Probability of failure on demand
- Failure rate during operation (used to calculate failure to run probability)
- Maintenance out-of-service unavailability (planned and unplanned)
- Initiating event frequencies

2-2. Common-Cause Failure (CCF) Database

CCFs have been identified as significant contributors to system failure probability and accident sequence core damage frequency in most probabilistic risk assessments (PRAs) since the Reactor Safety Study (WASH-1400). They are also important contributors in the individual plant examinations (IPEs).

An approach to performing plant-specific CCF analyses was developed jointly by NRC and the Electric Power Research Institute in the late 1980s. The approach is documented in NUREG/CR-4780, Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, Volumes 1 and 2. These documents gave relatively little guidance on the analysis of data. Furthermore, the data required for application of the approach were not generally available in a readily accessible form. Each application involved significant prescreening of a large amount of data by each analyst using the approach.

In response to these deficiencies related to CCF data, the NRC's Office for Analysis and Evaluation of Operational Data (AEOD) and the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory have developed a CCF database and analysis software package to aid in this aspect of system reliability analyses and related risk-informed applications. The CCF Database provides guidance on the screening and interpretation of data and contains relevant

event data to provide a more uniform and cost-effective way of performing CCF analyses.

2-3. NRC Reactor Operating Experience Data

Idaho National Laboratory (INL) has been providing technical assistance to the U.S. Nuclear Regulatory Commission Division of Risk Analysis in the Office of Nuclear Regulatory Research in the areas of data collection and reliability and risk calculation. INL collects, codes, assures the quality of, and maintains all reactor operating experience data necessary to support the Industry Trends Program and various risk-associated NRC studies requiring reactor operating experience data. The types of data collected under this effort include initiating event data, system reliability data, loss of offsite power data, common cause failure data, fire event data, and shutdown initiating event data. The data sources for this effort primarily consists of Licensee Event Reports (LERS), Event Notifications, and equipment failure reports provided by the Institute for Nuclear Power Operations (INPO). This data is analyzed, and results published annually on the NRC website. The data is primarily used to support the NRC's standardized plant analysis risk (SPAR) models but also provides generic industry average values for use by the industry in their individual PSA models. This presentation characterizes the types of data collected, the various uses of this data, and the methods of collection, storage and retrieval.

2-4. Data Analysis Methods

Data analysis methods the “PLG” way:

- Representation of Failure Parameters
- 1-stage and 2-stage Bayesian Update
- Operations of Distributions
- Using the Generic Database
- CCF Parameter Estimation
- Maintenance Unavailability

In the PLG way of doing data analysis, the analyst builds a library of parameter distributions for his model. These parameters are used in the quantification of the fault tree models constructed for each event tree top event, and for initiating event frequencies.

The parameters typically developed include total component failure rates (e.g., for failure to start, failure to operate), maintenance frequencies and mean times to repair, test frequencies and durations, and parameters needed for specific common cause models. Each parameter is assigned a name which is then can be referenced throughout the other modules.

While modeling parameters can be specified as simple numerical constants, developing an uncertainty distribution for each allows propagation of these uncertainties through system and event tree models to obtain the uncertainties in core damage frequency or other end state frequencies. To develop the model specific list of parameter distributions, the analyst may choose from analytical probability distributions, or by specifying in tabular form those distributions that do not conform, to the common analytical types. By using discrete probability distributions to represent each parameter, the analyst need not assume that the data is in the form of any analytic distribution.

2-5. Seismic Qualification Users’ Group (SQUG) Database

In the early 1980s the Electric Power Research Institute (EPRI) began sponsoring investigations of electric power facilities and industrial sites subjected to strong earthquake shaking. The purpose of the EPRI post-earthquake investigation program was to provide useful information for the nuclear power industry for the seismic qualification of critical equipment in power plants. The intent was to observe the tendency and typical causes of earthquake damage to equipment representative of nuclear plant safety systems.

In this way a focus could be made on equipment that appeared susceptible to earthquake damage, versus equipment that did not, and the threshold intensity of ground shaking resulting in equipment damage.

Some two dozen categories of standard mechanical, electrical and electronic equipment were defined that covered most components of safety systems in nuclear plants. These equipment categories are summarized below:

Mechanical Equipment					
Horizontal Pumps	Vertical Pumps	Air Compressors	Fans	Engine-Generators	Overhead Cranes
Air Handlers	Tanks	Motor-Operated Valves	Fluid-Operated Valves	Motor-Generators	
Electrical Equipment					
Transformers (<15 Kilovolt)	Medium Voltage Switchgear (<15 Kilovolt)	Low Voltage Switchgear (<500 Volt)			
Motor Control Centers	Panelboards	Battery Racks			
Electronic Equipment					
Control & Instrument Panels	Instrument Racks	Sensors	Rectifiers & Inverters		
Interconnections					
Piping & Tubing	Conduit & Cable Tray	Duct			

During post-earthquake investigations, it was discovered that these categories of equipment are found in power and industrial facilities throughout the world. Because there are a limited number of principal manufacturers, often the same models of equipment were found at multiple sites.

Equipment of course has evolved over the years, especially controls and instrumentation, in the gradual change from pneumatic to analog-electronic to digital-electronic systems. The database included investigations of facilities dating from the 1930s through the 1990s. Thus, the evolution of equipment over some six decades, and any corresponding changes in susceptibility to seismic damage, was well represented.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組
Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

（3）品質の高い国内 PRA 用信頼性データベース構築のための取組み

(3) Efforts for establishing high-quality domestic PRA reliability database

*高橋 宏行，山中 康慎，吉田 智朗，桐本 順広，友澤 孝司
電力中央研究所 原子力リスク研究センター

1. はじめに

我が国では従来､原子力プラントで個別に収集するPRA用信頼性データというものが存在しなかった。電力中央研究所 旧原子力情報センター (Nuclear Information Center, NIC) では、1982 年から PRA 用一般機器故障率データベースを構築してきたが、これは、当時 NIC が運用していた原子力発電情報システム (NICS)、その後の原子力施設情報公開ライブラリー (Nuclear Information Archives, NUCIA)(注 1) [1] に電力各社が登録したトラブル情報の中から、NIC の PRA データ分析部門が、PRA 関連系統・機器の機能喪失事象を機器故障モード別に整理してその件数を集計したデータベースである。しかし、NICS/NUCIA にはトラブル情報しか登録されておらず、そこから得られる故障件数データだけでは故障率は得られないため、それとは別に配管計装図や発電所運転情報を入手して、機器の母集団および運転時間情報 (成功情報) を別途調査し、それらを併せ用いて産業界一般の PRA 用機器故障率算出に用いるデータベースとなっていた(注 2)。これからわかるように、このデータベースは、故障事象と機器母集団とが必ずしも整合していない (抽出した故障事象が､定めた機器母集団の中で起こったものとは必ずしも言えない) という本質的な欠点を持っていた。また、個別プラントのデータを提示することはできるものの、プラント個別で構築されたものではなかった。

(注 1) 2005 年から日本原子力技術協会(JANTI)へ､さらに 2012 年から原子力安全推進協会(JANSI)へ移管された。

(注 2) PRA 用機器故障率データベースは元来 NUCIA に付属するように開発されていたが､2016 年 7 月に NUCIA からは切り離され、JANSI の他の PRA 業務とともに、NRRC(2015 年 10 月設立)に移管された。

上記データベースから計算された一般機器故障率の値は、欧米の一般故障率と比較しておよそ一桁から二桁も低かったため、海外の専門家から (また一部国内の人間からも)、必要なデータが適切に収集されていないのではないか、とデータ収集方法の妥当性、データの信頼性を疑う声があがっていた。一方、国内では、我が国は予防保全が徹底しているから故障率が低いのだ、という主張が根強く繰り返されていた。しかし、こういった批判も擁護も所詮思弁的な言説にすぎず、この問題は、長い間、実証的に検討されることのないままとなっていた｡問題解決のためには､電力会社が自らPRAデータ収集を実施し、適切な品質保証体制の下でその妥当性を証明する以外方法はないと考えられる。

東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓から、電力事業は原子力プラントの運用に PRA を活用したリスクマネージメントを積極的に採り入れる方針を決定し、そのために NRRC を設立して我が国の PRA 技術を欧米並み以上に向上させる取り組みを続けている。その中で、NRRC による PRA 用のデータベース構築については、上で述べたように、データ収集の妥当性、データの信頼性の問題を解決するため、①発電所の要員がデータ収集を行い現場でデータベースを構築すること、②データ収集時の判断根拠はすべてデータベースに記録しておくこと、③ PRA に必要な機器母集団を適切に規定しその中での故障事例を収集すること、が必要と考え、これらの要件を満たすようなデータ収集の仕組み構築に着手した。その中で、本稿では、特に電気事業者向けに作成したデータ収集実施ガイドと、産業界共通での使用を目的として開発中の信頼性データシステムについて紹介する。

*Hiroyuki Takahaashi, Yasunori Yamanaka, Tomoaki Yoshida, Yukihiro Kirimoto, Takashi Tomozawa
Nuclear Risk Research Center, Central Research Institute of Electric Power Industry

2. 確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド

電力中央研究所 NRRC では、PRA 用データ収集の国内プラント間での技術的一貫性と、判断根拠等のトレーサビリティを確保するため、「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を事業者と協力して策定した。本ガイドは、電気事業者が原子力発電所で個別プラント PRA 用信頼性データベースを構築することができるように技術要件や定義を定めたものである。また、全国の個別プラントデータを NRRC で集約して産業界一般の信頼性データを整備できるように、可能な限り共通の技術要件・定義とすることを考慮したガイドとなっている。技術要件や定義の内容については、米国 ASME/ANS の PRA 活用標準[2] (2009) や、NUREG/CR-6823 PRA 用パラメータ推定ハンドブック[3]、NUREG/CR-6928 米国一般機器のパフォーマンス[4]、EPRI データ収集ガイド[5]などの米国の標準・ガイド類を調査して記載した。標準以下、本ガイドの主な特徴について簡単に述べる。

2-1. データの種類

表 1 に、PRA の中で扱う機器・系統に起こる事象とそれらに関わる機器故障率などのパラメータ、およびパラメータ算出に必要なデータ種類を示す。その中で、現在のガイドで扱っているものは、項目番号 2～4 と 6「緩和系統の継続運転失敗」のデータである。その他のデータについても随時追加をしていく予定である。

表 1　PRA に必要な、機器・系統に関連する信頼性パラメータ・データのまとめ

番号	事象		パラメータ	代表的な 事象発生の確率モデル	主なデータ
1	起因事象		起因事象発生頻度	ポアソン過程モデル	・ プラント供用時間 ・ 供用時間における 起因事象発生数
2	機器故障	起動失敗 又は 状態変更失敗	デマンド故障確率	二項過程モデル	・ 起動/変更デマンド数 ・ 起動/変更失敗回数
3			待機時間故障率	ポアソン過程モデル	・ 待機時間 ・ 待機時間における 起動/変更失敗回数
4		継続運転失敗 又は 状態維持失敗	機能維持失敗率	ポアソン過程モデル	・ 運転/供用時間 ・ 運転/供用時間における 機能喪失回数
5	緩和系統の 供用不能状態		アンアベイラビリティ =供用不能時間/ (供用不能時間＋供用時間)	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 系統の供用不能時間 ・ 系統の供用時間
6	復旧事象 緩和系機器の継続運転失敗		復旧時間/継続運転時間の 確率分布パラメータ	(時間の確率分布モデル) ワイブル分布モデル 対数正規分布モデル ガンマ分布モデル	・ 故障が発生して 復旧するまでの時間 あるいは ・ 緩和系機器が起動したあと使命を果たさず故障するまでの時間
7	共通原因故障		共通原因モデルパラメータ ・α ファクタ ・ Multiple Greek Letter	(α ファクタの確率分布) ディリクレ分布	・ インパクトベクトル (複数機同時故障の件数) ・ 共通原因分析モデル ・劣化ファクタ ・同時性ファクタ ・原因共有性ファクタ

2-2. データ収集方法

項目番号 2～4 については、起動デマンド故障確率と、機器故障の時間発生率 (機器故障率)を求めるために、前者では、待機機器の起動デマンド回数とそれに対する起動失敗件数データが必要であり、後者は、機器の供用/運転時間データとその時間内での機器故障件数データが必要である。ガイドでは、故障データと露出データ (起動デマンド回数、供用/運転時間) のそれぞれについて、収集対象の考え方と方法を定めている。また、故障判断の具体的事例やデータ収集記録のフォーマット等を掲載し、

実施担当者の便宜を図った。

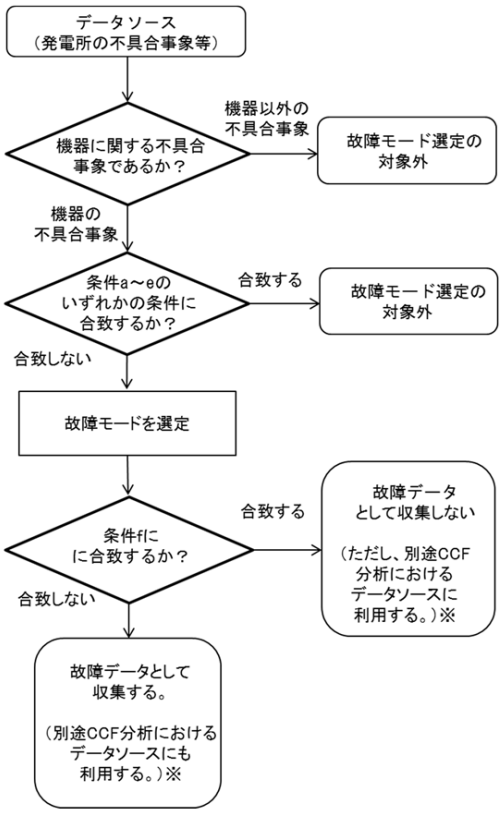
項目番号 6 は、主に、待機安全系機器が起動してから使命を果たさず故障してしまったときの継続運転時間を収集する。このデータは、従来の機器故障データベースでは、連続運転をしている常用系機器が故障した場合の継続運転失敗事象 (項目番号 4 のデータ) で代用してきたが、これでは実際には非安全側の信頼性データになってしまうため、本来すべきとおり、待機安全機器のデータを収集することにしたものである。

故障データについては、収集対象とする故障モード (起動失敗、継続運転失敗、など) の一覧と、機器バウンダリ図 (バウンダリ内で発生した故障事象を当該機器の故障データとする) を規定した。これらは、旧一般機器故障率データベース構築で使用してきたものが技術的にほぼ妥当なためこれを参考にしているが、海外での知見から一部改訂を加えている部分もある。例えば、電動ポンプや電動弁に付随する電気系・制御系は、従来は当該電動ポンプや弁のバウンダリ外としていたが、米国の慣習に倣ってバウンダリ内とすることにより、故障の判断が一分容易になった。

故障データ収集手順の基本的なコンセプトは、各プラントの保全データベースなどの情報源 (例えば不適合情報、是正措置など) から、PRA に関係しない情報を除いていき、PRA 関連機器の機能喪失事象を抽出するようになっている。ガイドではこれを効率的に実施するためのフローおよび仕分け条件を規定した(図 1)。また、その際の実務者の判断を助けるため、具体的な故障事例や、故障とは判定しない事例を付録にまとめている。

露出データについては、起動デマンド数、継続運転時間、露出時間などのデータをプラントコンピュータの機器の作動記録や運転日誌等から収集したり、運転手順書等から推定で求めたりする方法についての考え方を定めた。露出データの記録は、コンピュータシステムから容易に得られるプラントから、逆に書類から時間をかけて探し出さなければならないプラントもあるなど、保管状況に様々な違いがあったため、参考として炉型別 (PWR、BWR) にまとめた具体例の表を付録とした。

収集したデータの品質保証の観点から、事業者が保存しておくべきデータ収集記録のフォーマットを定めて、各種データの情報源、故障の判断根拠や露出データ算出に用いた条件や仮定の根拠などを適切に記録しておくように規定している。



故障判定にかかる条件（詳細は 3.2.4.1 故障データの仕分け条件参照）

「条件 a）データ収集対象機器のバウンダリ外の不具合」である。

「条件 b）運転員誤操作（保修員による代行操作含む）が原因の不具合」である。

「条件 c）評価対象期間外の不具合」である。

「条件 d）外的要因が原因の不具合」である。

「条件 e）附属書 A の故障モード以外の機能の喪失、劣化、予兆」である。

「条件 f）データ収集対象機器の完全な機能喪失でないもの（劣化、予兆、再現性のない一過性の不具合事象）」である。

※CCF 分析については別途定める CCF 判定ガイドに基づき評価する

図 1　機能故障の抽出フローと仕分け条件

3. 「原子力発電所信頼性データシステム」の構築

前章で述べた収集データは、NRRC が管理する「原子力発電所信頼性データシステム」を通じて全国の原子力プラントで共有使用することを考えている。同シ

ステムの前身は 1 章で触れた「PRA 用一般機器故障率データベース」で、これは現在更新を停止しているが、2 章のガイドに従って収集された国内プラント個別の故障データ、露出データ、継続運転時間データなどを本システムに集約して一般データとして利用するためのシステム構築を進めている。

現在は、まだ再稼働を果たしていないプラントが多いため、各社で 2004 年から 2010 年までの過去の個別プラントデータの収集を進めており、これらを集約した全国のデータを用いて国内一般機器故障率の推定を実施する予定である。各プラントが再稼働を果たすに伴い、今後の運転経験データを蓄積して、適切な時期に一般故障率の更新を行っていく。将来は、上記の機器故障データのみならず、表 1 で紹介したデータ項目を含む、全国共通で PRA に利用できるデータベースとなるようにシステム構築を進めていく予定である。すなわち、共通原因故障やアンアベイラビリティ、起因事象発生頻度、といった、電力業者の中で最新の信頼性パラメータのためのデータについても一元的に集約し、推定・分析するためのシステム構築を計画している。

4. おわりに

電力事業者が個別の PRA 用故障率データを収集できるようにするために、NRRC では事業者と協力して「確率論的リスク評価 (PRA) のためのデータ収集実施ガイド」を作成した。現在、事業者は、本ガイドを用いて各個別プラントにおける過去の PRA 用データ収集を実施しており、収集したデータは各社個別プラント故障率算出に使用するほか、NRRC が運営する「原子力発電所信頼性データシステム」に集約し、一般故障率の推定にも用いる見込みである。今後は機器故障率以外の PRA 用信頼性パラメータについてもデータ収集ガイドを作成し、原子力発電所信頼性データシステムで信頼性パラメータを一元管理できるようシステムを構築していく予定である。

参考文献

[1] http://www.nucia.jp/ ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリ
[2] ASME/ANS RA-Sa-2009, “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency PRA for NPP Applications”
[3] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 2003.
[4] NUREG/CR-6928, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants,” U.S.NRC, 2007.
[5] EPRI Tr-100381, “Nuclear Plant Reliability- Data Collection and Usage Guide,” EPRI, 1992.

2018年秋の大会

リスク部会セッション

PRA のためのプラント固有データ収集と信頼性データ構築への取組

Approach to collecting plant specific data and building of reliability data base for PRA

(4) 関西電力におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

(4) KEPCO's approach to collecting plant specific reliability data for PRA

*田中 裕久[1]，山川 希人[1]，富樫 貴紀[1]，竹次 秀一[1]

[1]関西電力株式会社

リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、機器故障率に関するプラント固有データを過去のプラントデータから算出するとともに、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

キーワード：確率論的リスク評価、PRA、信頼性データ、故障率、ベイズ更新

1. 緒言

これまで、PRA の入力パラメータである機器故障率は JANSI が提供する国内一般機器故障率を使用してきたが、リスク情報活用を目的とした PRA 構築に向け、プラント固有機器故障率を使用することが重視されている。当社では、プラント固有機器故障率の使用に向け、効率的な手法を構築した。

2. 当社におけるプラント固有の PRA 用信頼性データ整備への取組について

機器故障率算出のためには、機器の故障実績データ及び露出データ（例：起動デマンド、機器の運転時間）の収集が必要となる。故障実績データは不具合データベース[1]から抽出し、露出データは運転状態管理システム[2]から主に収集した。運転状態管理システムで管理されていない機器の露出データは運転手順書等から推定した。

故障実績の抽出に当たっては、電力中央研究所原子力リスク研究センターが策定中のガイドライン「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集ガイド」の検討内容に従い、故障の判定は設備保全の所管部署の協力のもと実施した。

上記の手法により、高浜 3/4 号機の過去 5 年間（2006-2011 年）のプラント固有機器故障率を算出し、国内一般機器故障率を事前分布としてベイズ更新した故障率を、高浜 3 号機の安全性向上評価（2018 年 1 月公表）の PRA 感度解析の入力データとした。高浜 3/4 号機のプラント固有機器故障率は、ほとんどの機器において国内一般機器故障率と比べて低く、全炉心損傷頻度が 3.6%低減する結果となった。なお、本取組みは当社の他の原子力プラントでも実施中である。

また、今後発生しうる機器故障実績の効率的な採取に向け、不具合データベースに登録されている機器に PRA 対象機器の関連付けを行い、発電所の設備保修課の不具合管理業務を通じて日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。

3. 結論

プラント固有の特徴を把握するため、プラントデータを収集しプラント固有機器故障率を算出する手法を構築し、高浜 3 号機の安全性向上評価に反映した。また、日常的に PRA に必要な機器故障実績データを採取する仕組みを構築した。プラント固有機器故障率を用いることにより、当社のリスク情報活用のさらなる推進を図る。

---

* Hirohisa Tanaka[1], Mareto Yamakawa[1], Takanori Togashi.[1] and Shuuichi Takeji.[1]

[1]The Kansai Electric Power CO., INC.

[1] 設備の保全全般を目的に構築した原子力保全総合システム内の不具合データベース

[2] プラント運転データからプラント状態のパラメータを監視する目的に構築した運転状態管理システム

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

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A_PL] Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC

[2A_PL01] Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident

Overview of insoluble Cesium particle

*Yukihiko Satou[1] (1. JAEA)

[2A_PL02] Monitering method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

[2A_PL03] Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

福島第一原発事故で放出した放射性粒子 —不溶性セシウム粒子の概要

Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident -Overview of insoluble Cesium particle-

*佐藤　志彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 福島第一原発事故と放射性粒子

福島第一原子力発電所事故では、大量の放射性物質が環境中に放出したが、チェルノブイリ原発事故のような炉心の大気開放は起きておらず、核燃料を主とした放射性粒子の放出はないものと考えていた。しかし2013年にAdachiらによって、大量のセシウム(Cs)を取込んだ放射性粒子が報告され、Cs-bearing particle、不溶性セシウム粒子などの名称でその存在が認知されるようになった。この想定になかった未知の放射性粒子に対し、様々なバックグラウンドを持つ研究者が、物性、微量元素、そして生成過程に至る解明を試みている。

2. 不溶性セシウム粒子の特徴

不溶性セシウム粒子の最大の特徴は主成分がケイ酸化合物であることで、これまでに２種類の不溶性セシウム粒子が見つかっている。Cs 同位体比($^{134}Cs/^{137}Cs$)および試料採取の行われた場所の特徴から、1 号機と 2 号機由来であることが特定されており、発見された順番に 2 号機由来を Type A、1 号機由来を Type B と呼称している。Type A は含有する Cs 濃度が高く、Cs が 10wt%に達する粒子も存在するため、電子顕微鏡に付帯するエネルギー分散型 X 線分析(EDS)で Cs を含む粒子として検出するとこが可能である。また球状の粒子も多く見られることからセシウムボールと呼ばれることもある。これまでに見つかった Type A は採取した場所にも依存するが、数マイクロメートルの粒子が多い。これは水蒸気の環境放出のような比較的穏やかな現象で放出したためと推定される。一方、Type B は水素爆発に伴って放出したため、粒子の大きさも数百マイクロメートルに達する物が多く、肉眼で確認できることから GM サーベイメーターを使用して、環境試料から分離することが可能である。また Type B は粒径が大きいが、単位体積あたりの放射能(比放射能)は Type A に比べ小さく、EDS で Cs を検出することが困難なため、EDS に比べ検出限界の低いシンクロトロン放射光を使用した蛍光 X 線分析により粒子内の Cs を確認している。粒子の内部構造にも大きな違いが認められ、Type A は一部例外があるものの、基本的に大多数の元素が密に詰まり、均一な分布を示していることから、一度、全ての元素が溶融し凝縮する過程があったと推定される。一方、Type B は内部に無数の気泡が存在し、さらに構成元素が不均一に分布しており、2 種類の粒子の生成過程が異なることを示唆している。

3. 不溶性セシウム粒子の原料供給源

複数の Type B 粒子の表面に数十ミクロンほどの太さの繊維状のケイ酸化合物が付着していることが確認された。繊維は粒子の表面に溶け込むように付着し、元素組成も粒子とほぼ一致していた。繊維の太さなどの情報から これらは 1 号機原子炉建屋周辺で使用されていた断熱材の可能性が高く、炉心から何らかの放出経路を経て Cs が断熱材に吸着し、水素爆発の熱と爆風により微粒子化して飛散したものと考えられる。一方、2 号機から放出した Type A については諸説あるものの、生成過程やケイ酸の供給源を裏付ける決定的な証拠は得られておらず今後の解明が待たれる。

---

*Yukihiko Satou[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.,

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

福島第一原子力発電所事故に伴う海底のモニタリング手法

Monitoring method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*大西 世紀[1]，浅見 光史[1]，鎌田 創[1]

[1]海上技術安全研究所

1. 背景

2011 年 3 月東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、環境中に多量の放射性セシウムが放出された。その後、海水中の放射性セシウム濃度は原子力発電所前面における大半の海域で検出限界以下になったが、海底土中の放射性セシウムが残存したため、海底土のモニタリングを実施することとなった。本講演ではこれらのモニタリング手法についての解説を行う。

2. 測定装置と手法

海底土中放射性セシウムに関して、モニタリングの目的に応じて以下の3つの手法による測定を行った。

2-1. マルチコアサンプラーによる採泥サンプル測定

マルチコアサンプラーを用いて複数地点において柱状採泥を行い、層ごとの放射性セシウム濃度測定を行った。これは定点観測というだけではなく、後述の曳航式スペクトロメータによる測定結果の定量化のためにも用いられる。

2-2. 曳航式スペクトロメータによる広域分布測定

2-1 における採泥調査は限られた地点の計測となる。広域分布を把握するために、曳航式スペクトロメータを導入し、東北沿岸海域での測定を行った。曳航式スペクトロメータでは毎秒 1 回波高分布が内蔵ロガーに記憶され、揚収後の解析で光電ピーク計数率を取得し、採泥サンプルの測定結果を考慮して計数率(cps)から放射性セシウム濃度(Bq/kg)へと換算している。

2-2. ROV による高位置分解能測定

曳航式スペクトロメータでは操船の限界上 2 ノット未満での曳航が難しく、曳航速度の下限が位置分解能の限界となる。さらに高い分解能が要求される異常分布の詳細調査のため、操船速度の下限が存在しない ROV にスペクトロメータを装着し、位置分解能の高い測定を行った。このとき粒子状放射性物質の存在が予想されるため、ROV には吸引式採泥器を導入し、狭いスポットでの放射性物質分布測定と粒子状放射性物質の取得を同時に試みた。

3. 結果

測定の結果、地形によっては放射性セシウム濃度が周囲より高くなる分布(アノマリ)の存在が明らかになった。また原子力発電所近傍では放射性セシウム粒子の存在が確認された。複数年の結果を比較した場合、大半の海域では放射性物質濃度は漸減傾向にあることがわかった。

謝辞

本研究の一部は、平成 25 年から平成 27 年度に実施された原子力規制庁受託研究「海域における放射性物質の分布状況の把握に関する調査研究」の成果である。

*Seiki Ohnishi[1], Mitsufumi Asami[1] and So Kamada[1]

[1]National Maritime Research Institute

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

事故 7 年後の福島の放射線分布状況及び環境モニタリング技術の最前線

Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*眞田幸尚 [1]

[1]原子力機構，福島環境安全センター

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から 7 年が経過し、現在でも周辺環境では様々なモニタリングが実施されている。主な環境中でのモニタリングは原子力規制庁の受託事業として実施されており、有人のヘリコプターを用いた航空機モニタリング、無人ヘリを用いた発電所周辺のモニタリング、車両を用いたモニタリング及びサーベイメータを用いた定点測定等である。これらの測定結果は、除染範囲の決定や避難指示区域の解除等の政策の意思決定に利用される重要な情報を提供しているが、実際に帰還する住民のニーズとしては自宅の敷地内における放射性セシウムの存在状況や、微小なホットスポットの位置情報などより詳細な情報が求められている。本発表では、大規模におこなわれている放射線モニタリングの情報を整理するとともに事故直後からの線量率の変化傾向の考察および住民のニーズに応えるための地形や構造物を考慮した無人機を用いた放射線計測技術の新技術について紹介する。

2. 大規模モニタリングと環境半減期の評価

上記で示した政府の行う大規模なモニタリング結果は、事故 7 年の間蓄積され、それらの測定結果を比較することによって変化傾向に関する情報を得ることができる。また、測定手法毎に対象物が異なるので、相互に比較することも効果的である。例えば、車両サーベイは道路上の測定結果であることから他のモニタリング結果と比較すると空間線量率は低くなる。一方、有人ヘリの測定結果は森林も含めて測定できない場所はないが、地上を平面モデルとして換算していることから、地上での測定と比較すると高めに評価されやすい。事故後からの変化傾向の評価は、複数の指数関数での近似が用いられる。実際には、近似曲線の傾きを環境半減期と定義し、早い成分と遅い成分に分けて評価される。一例として、発電所から 80 km 圏内の航空機モニタリングの結果から環境半減期を求めると、早い成分が 0.61 年、遅い成分が 57 年と評価されている。このような情報は、将来の線量率分布の変化や被ばく量の予測に有効である。

3. 放射線計測技術へのニーズと新技術

前述のように現在の放射線測定へのニーズはより精密な測定に変化してきており、ハード面やソフト面で様々な開発・改善が行われている。ここでは、測定された放射線結果を補正する際の計算シミュレーション等を駆使した手法について紹介する。有人ヘリや無人機を用いた空からのモニタリング情報は、動きながら計測することから 1 地点における測定情報の不確かさは大きいが多方向からの放射線計測情報を得ることができる。このような複数方向からの放射線情報を元に強度分布（画像）を構築する方法は、PET などに代表される医療放射線計測技術を通ずる。ここでは、医療放射線計測技術の画像再構成技術として使われている ML-EM（Maximum Likelihood - Expectation Maximization）法を空からの測定データの解析に適用した例とその課題について報告する。この手法は、空からだけでなくすべての環境中での放射線計測手法に適用なのであること、技術革新の著しい写真測量やレーザ測量による 3 次元測量手法と相性がいいことから様々な応用が期待できる。

---

*Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Fukushima

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B_PL] Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

Chair:Noriyosu Hayashizaki, Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

[2B_PL01] New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*Yasuo Wakabayashi[1] (1. RIKEN)

[2B_PL02] Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

[2B_PL03] Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*Takahiro Tadokoro[1] (1. Hitachi)

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ

Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

（1）小型中性子源のための p-Be 中性子スペクトル関数及び応用利用から核データに対するニーズ例

(1) New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*若林 泰生[1]，竹谷 篤[1]，橋口 孝夫[1]，池田 義雅[1]，小林 知洋[1]，
王 盛[2]，严 明飞[2]，原田 正英[3]，池田 裕二郎[1,3]，大竹 淑恵[1]
[1]理研，[2]西安交通大学，[3]J-PARC センター

物作り現場における非破壊診断技術開発などのニーズに応えることを目的とした RANS[1]は、7MeV 陽子パルスを Be に入射し、p-Be 反応でパルス中性子を発生させる。中性子は減速されない連続高速中性子成分と、モデレーターで熱領域まで減速した熱中性子成分の混在スペクトルで測定系に引き出し、実験を行う。研究や技術開発を行う上で、p-Be による発生中性子(収量、角度分布、スペクトル)は基本情報として重要である。しかしながら、Be の低エネルギー陽子入射中性子発生核データは不十分、あるいは適切に計算コードに組み込まれていないため、放射線輸送シミュレーシ計算では大きな不確定性がある。そこで、RANS 中性子スペクトル評価精度向上へ向けて、独自の p-Be 中性子発生関数を作成することを提案した。

開発は、エネルギー損失が数 keV～数十 keV 程度の薄い Be 標的および 20 MeV 以下の低エネルギー陽子を用いた p-Be に関する報告済みの発生中性子(全断面積、角度分布、エネルギースペクトル)の実験データを EXFOR ライブラリーから収集し、それらのデータを入射陽子エネルギー(Ep)でフィッティングすることで、12 MeV 以下の Ep に関して、発生中性子を再現する独自関数を完成させた。独自関数の発生中性子源としての妥当性評価のため、標的中のエネルギー損失を SRIM コード[2]で求め、モンテカルロ計算で Ep および標的厚を引数とした独自関数による発生中性子を求めた。角度依存エネルギースペクトルに関する厚い Be 標的実験データ(Ep = 4 MeV, 12 MeV)および従来コードを用いた結果、並びに、RANS での In(n,n') 反応率実験と比較した。その結果、本独自関数は従来コードに比べ実験値をより正確に再現しており、p-Be を用いた小型中性子源における発生中性子評価に有用であることを示した[3]。

RANS では、中性子回折やイメージング実験技術を適用した鉄鋼集合組織の研究、鉄鋼材料錆の状態可視化などの研究とともに、現場のインフラコンクリート構造物の内部状態の直接および反射イメージング、非破壊元素分布分析など非破壊診断技術の開発を行い、それに適した可搬型小型中性子源システム開発も進めている。今回開発した中性子発生関数を用いて上記研究の再評価を行うともに RANS の標準とした。本発表では独自関数作成を軸に、RANS での研究開発、そこから見えた核データのニーズを紹介する。

参考文献

[1] Y. Otake, et al., J. Dis. Res. vol.12, No.3, pp.585-592 (2017).

[2] J.F. Ziegler et al, The stopping and Range of Ions in Solids, Pergamon Press, 1985

[3] Y. Wakabayashi et al., J. Nucl. Sci. Technol., vol.55, No.8, pp.859-867 (2018)

*Yasuo Wakabayashi[1], Atsushi Taketani[1], Yoshimasa Ikeda[1], Takao Hashiguchi[1], Tomohiro Kobayashi[1], Sheng Wang[2], Mingfei Yan[2], Masahide Harada[3], Yujiro Ikeda[1,3] and Yoshie Otake[1]

[1]RIKEN, [2]Xi'an Jiaotong Univ., [3]J-PARC Center

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ
Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

(2) アクティブ中性子非破壊測定装置開発における中性子源と核データのニーズ

(2) Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*藤 暢輔[1]，前田 亮[1]，土屋 晴文[1]，大図 章[1]，古高 和禎[1]，北谷 文人[1]，米田 政夫[1]
[1]原子力機構

1. 緒言

欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)と原子力機構との共同研究により、これまでの非破壊測定技術を適用できない高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発を実施している[1]。本研究開発では、小型中性子源を用いた 4 つのアクティブ中性子法（ダイアウェイ時間差分析法:DDA、 中性子共鳴透過分析法:NRTA、 即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA）を組み合わせ、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質に対応できる非破壊測定法の確立を目指している。

2. 中性子源と核データのニーズ

平成 30 年度から開始したフェーズ II では、上述の 4 つのアクティブ中性子法の高度化を行うとともに、原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設において、3 つの分析手法(DDA,PGA,NRTA)を組み合わせた総合非破壊測定装置(図 1)を開発する予定である。この 3 つの分析手法は中性子を用いるという点では共通しているが、DDA はパルス化された高速中性子、PGA は連続の熱中性子、NRTA はパルス化された白色中性子と、通常はそれぞれ異なる性質の中性子を用いている。市販されている小型中性子源は、3 つの分析手法からの要求を完全に満足しないため、測定装置全体の総合的な性能を勘案して DT 中性子源を採用している。装置性能をさらに向上させるためには、10^9neutrons/s 以上の中性子強度、1μs 以下のパルス幅を持つ小型中性子源の開発が望まれる。

本研究開発においては PHITS 等を用いたシミュレーションによる検討が不可欠であるが、一部の計算値において実験値との乖離が大きくなることが分かっている。例えば、DDA では問いかけ中性子として高速中性子を用い、試料自身やモデレータで高速中性子を減速させて熱化し、核物質に核分裂反応を起こさせる。そのため、シミュレーションに用いている核データのなかでも熱中性子散乱則 S(α,β)が乖離の主な原因であると考えている。また、NRTA では、実験で得られる中性子透過スペクトルに対し、共鳴パラメータから得られるデータを用いてフィッティングすることで分析値を得るが、一部の核種で、その共鳴パラメータに起因すると思われる測定精度の悪化が見られる。今後の中性子を用いた非破壊分析法開発や、その高精度化のための研究開発等においては、それらの核データの誤差の低減が望まれる。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1] M. Kureta 他、Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120,（2015）

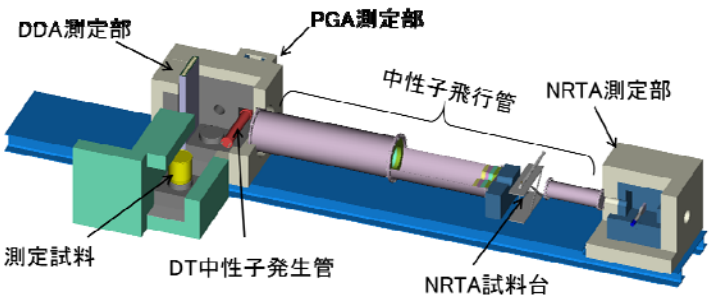


図 1 総合非破壊測定装置の概念図

*Yosuke Toh[1], Makoto Maeda[1], Harufumi Tsuchiya[1], Akira Ohzu[1], Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani[1], Masao Komeda[1]
[1]JAEA

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ
Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

(3) 医療応用を中心とした小型加速器の産業応用と核データ

(3) Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*田所 孝広
日立製作所　研究開発グループ

1. はじめに

加速器は、電子線あるいはイオンビームの発生を電源の ON/OFF により容易に制御できること、及び、各種小型加速器が開発されていることから、様々な産業分野で活用されている。日立では、これまで医療応用を中心とした小型加速器の産業応用に関する検討を進めており、本講演ではその内容を報告する。検討においては、実験とシミュレーションが必須であり、各種核データは重要である。

2. 小型電子線形加速器利用医療用核種製造システムの検討

診断用核種として広く使用されているテクネチウム 99m(Tc-99m)は、親核のモリブデン 99(Mo-99)からの分離精製により製造されているが、現在、Mo-99 の 9 割以上は、世界に 6 カ所ある研究用原子炉で製造されており、日本は、その 100%を輸入に依存している。また、海外研究炉のうち 3 カ所が建設から 50 年以上、2 カ所が 40 年以上経っており、近年、老朽化が問題となっている。上記状況を受け、各種小型加速器を用いた Mo-99 の製造システムが検討されている。

日立では、京都大学と協力して、小型で低製造コストが期待される電子線形加速器を用いた Mo-99/Tc-99m の製造システムについて検討を進めている。

図 1 に光子と原子核の反応を示す[1]。比較的低エネルギの光子において、巨大共鳴領域と呼ばれる反応断面積が大きい領域があり、核種製造反応として利用可能である。電子線形加速器を利用した Mo-99 の製造には、電子が重い元素に衝突した時に生成する制動放射線と Mo-100 との反応である Mo-100(γ,n)Mo-99 を用いる。図 2 に、Mo-99/Tc-99m 製造量の評価結果の一例を示す。加速エネルギ 35MeV、加速電流値 1mA のシステムにおいて、1340GBq の Mo-99 を製造でき、3 システムで国内需要を賄うことが可能である。原料である Mo-100 の部分を他の元素に交換することで、他の医療用核種の製造が可能となり、システムの付加価値が向上すると考えている。今までに、診断と治療を同時に可能な銅 67(Cu-67)、PET 診断用核種としてのゲルマニウム 68/ガリウム 68(Ge-68/Ga-68)等の医療用核種に関して、実験とシミュレーションを合わせた製造量評価を進めている[2]。

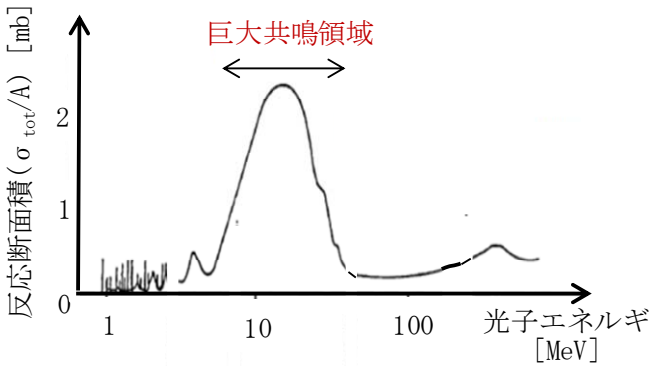


図1　光子と原子核との反応

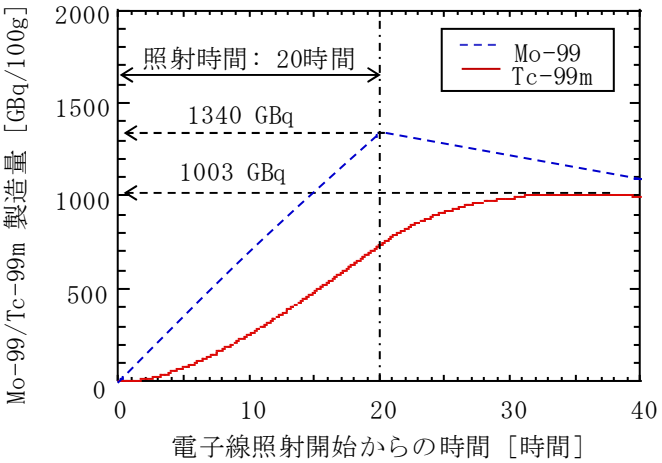


図2　Mo-99/Tc-99m製造量評価結果の一例

3. 小型陽子線形加速器のホウ素中性子捕捉療法(BNCT)への適用

小型加速器中性子源の有力な応用先に、ガン治療法である BNCT がある。BNCT は、悪性腫瘍に選択的に集積したホウ素化合物に中性子を照射し、ホウ素と中性子との核反応で生成するα線とリチウムによって細胞レベルで悪性腫瘍を死滅させる治療法である。従来原子炉中性子源が必要であったため一般的な治療法ではなかったが、病院に設置可能なサイクロトロンを利用した装置が開発されており、近年、治療適用の広がりを見せている。現在 BNCT においては、ホウ素薬剤であるパラボロノフェニールアラニン(BPA)に陽電子放出核種である F-18 を付加した薬剤(F-18-BPA)を用いて、PET によるホウ素薬剤濃度の患部への集積特性を事前に評価し、患者が BNCT に適しているかどうかを判定している。そこで、PET 用放射性核種製造と BNCT 用中性子発生との共用が可能なシステムであればメリットが大きいと考え、PET 用薬剤製造に適した比較的低エネルギである 11MeV の陽子線形加速器の BNCT への適用を検討した[3]。図 3 にシステムの一例を示す。中性子発生用ターゲットとしてベリリウム 9(Be-9)を用いることで、3mA の加速電流値において、原子炉中性子源と同等の治療が可能である。

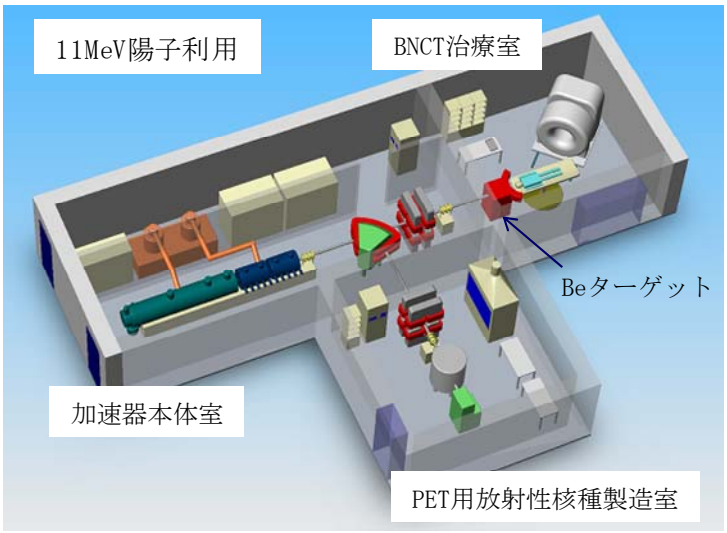


図3　小型陽子線形加速器を用いたシステムの一例

4. 中性子発生管の産業応用

中性子発生管は、トリチウム(T)と重陽子(D)、または、重陽子(D)と重陽子(D)との核融合反応によって中性子を発生させる装置であり、海外では、主に油田探査用として使用されている。小型で安価であることから、様々な産業応用が考えられ、日立では、今まで、化学プラントの外面腐食検査用水分計や、危険物検知装置への適用を検討している。

4-1. 中性子水分計

化学プラントの塔(反応塔、蒸留塔、抽出塔等)及び配管類は、省エネルギ対策のために保温材で断熱されている。屋外設備のため、保温材の表面は亜鉛メッキ鋼等でカバーされているが、一部隙間からの雨水侵入等により保温材下の等及び配管材の外表面腐食が進行する。そこで、直接外部から錆の状態を調べるため点検と補修作業を計画的に実施し、設備の安全確保に努めている。しかし、カバー及び保温材の撤去作業が必要であり、検査補修に関する費用が大きい。また、検査補修時間も長くなってしまうことから、プラント稼働状態での非破壊診断技術の開発が望まれている。外表面腐食は、塔及び配管材外表面とカバー間の保温材部分に水分が無いところでは起こっていないことから、プラント稼働

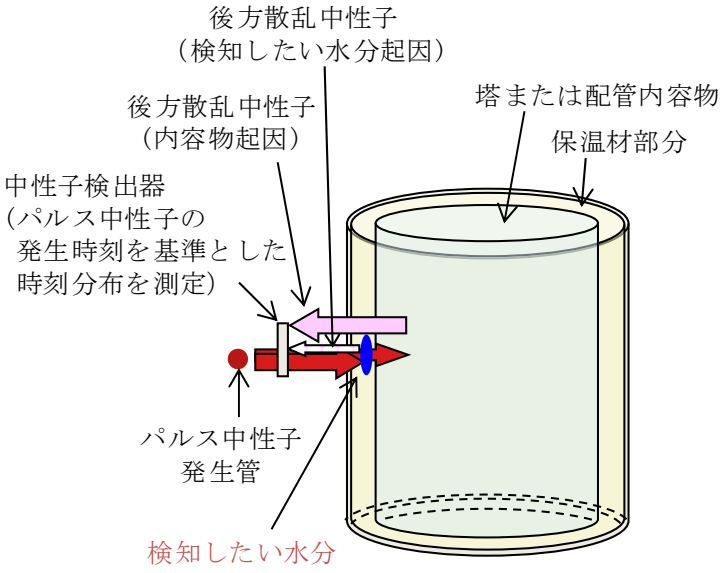


図4　パルス中性子発生管を用いた
水分検知の概要

状態でこれらの水分を非破壊で検知できれば、点検補修に関する費用を大幅に低減できる。しかし、プラント稼働中は、塔及び配管内容物からのバックグラウンドが大きいという課題があった。その解決法の一つとして、日立パワーソリューションズと協力して、パルス中性子発生管の適用を検討してきた。図 4 にパルス中性子発生管を用いた水分検知の概要を示す。パルス中性子発生時刻を基準とする後方散乱中性子の時刻分布を測定することで、検知したい水分起因の後方散乱中性子に対する内容物起因の中性子の割合を低減させることができ、水分検知性能を向上させることが可能である[4]。

4-2. 危険物検知

爆発物、薬物等の危険物は、荷物などに隠ぺいされて運搬されることが多いことから、その検知のための各種手法が開発されており、荷物を開けずに検査する手法として、X線透過及び CT 装置が空港及び税関等に導入されている。中性子は、透過能力が高い、元素分析が可能という性質をもっていることから、熱中性子放射化法、高速中性子放射化法等の様々な検知法が研究開発されている。日立では、元素の種類と位置を同定可能な随伴粒子イメージング(API)法を適用した爆発物の検知装置を開発してきた。

図 5 に試作 API 装置の概要を示す。DT 核融合反応において生成するα線と高速中性子が 180 度方向に飛行することを利用し、α線と同時に生成する中性子と元素との反応で発生した即発γ線を同時計測する方法である。試作装置を用いて性能評価した結果、爆発物検知に必要な炭素、酸素及び窒素計測の S/N が、γ線計測のみと比較して 40 倍以上となることを確認している。

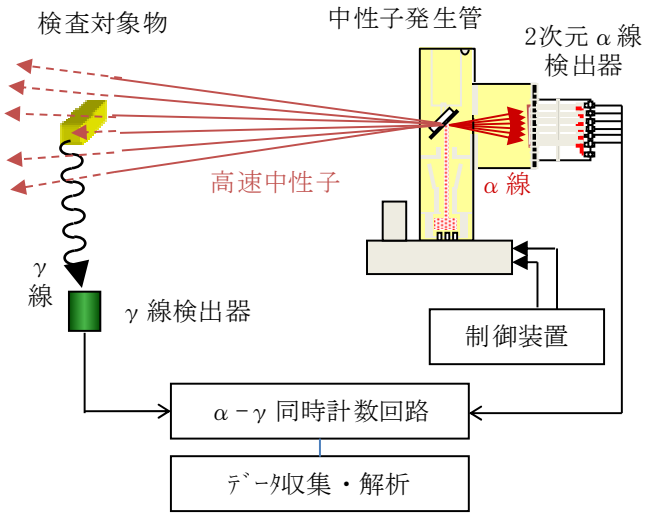


図5　試作API装置の概要

5. おわりに

本講演において、医療応用を中心とした小型加速器の産業応用に関する検討内容を紹介した。それぞれ実用化には課題が多いが、今後も、小型加速器の産業応用の検討を進めて行く予定である。

参考文献

[1] F. Jallu, et al. Photoneutron production in tungsten, praseodymium, copper and beryllium by using high energy electron linear accelerator. Nucl Instr Meth. 1999;B155:373-381.

[2] T. Tadokoro, et al. Examination of a Ge-68/Ga-68 production amount in a medical radionuclides production system using an electron linear accelerator. Atomic Energy Society of Japan, 2017 Fall meeting.

[3] T. Tadokoro, et al. Feasibility study on a common use accelerator system of neutron production for BNCT and radionuclide production for PET. Proc ICNCT-12. 2006;304-307.

[4] T. Tadokoro, et al. Development of a neutron moisture meter for moisture under heat insulation of tower and pipe (2) Basic study for a moisture meter using time measurement methods. Atomic Energy Society of Japan, 2009 Fall meeting.

*Takahiro Tadokoro
Hitachi, Ltd. Research & Development Group.

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D_PL] Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

Chair:Takayuki Terai(Univ. of Tokyo)

[2D_PL01] Progress in the World

*Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL02] Progress in Japan

*Michio Yamawaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL03] Progress in China

*Xu Hongjie[1], Xia Xiaobin[1] (1. SINAP)

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

（1）世界の状況

(1) Progress in the World

*有田　裕二
福井大学

1. 国際的な枠組みにおける取り組み

溶融塩炉は第４世代原子力システムとしてGIF(The Generation IV international Forum)の中で取り上げられており各国の開発状況等が報告されてきた。2014年に改訂されたロードマップにおいて、2025年までの開発目標として溶融塩高速炉の基本コンセプトを示すこと、溶融塩を利用する他システム（溶融塩冷却炉や熱輸送システムなど）との共同開発、溶融塩の物性把握や腐食に関する知見、塩処理に関することなどが示されている[1]。最近では、2017 年 1 月にワークショップが開催され、各国からの進捗状況や計画が示されている。

一方、国際原子力機関（IAEA）は、2016 年 10 月末に、トリウムを用いた溶融塩炉に関する国際会議「Technical Meeting on the Status of Molten Salt Reactor Technology」をウィーンの本部で開催し、研究開発の加速に向けた議論を始めた。IAEA は今までトリウム利用炉や小型炉の会合を開いたことはあるが、溶融塩炉に特化した国際会議の開催は初めてであった。欧州各国や米国などの先進国と、中国、インドなどのアジア諸国など、約 20 の国と国際機関から、溶融塩炉専門家約 40 名が参加した。IAEA は、今後、予算化を図り、溶融塩炉に関する国際プロジェクトを開始する」と宣言した。なお、これらの方針は、9 月の IAEA 総会で加盟各国に説明されたとのことである。

2. 各国における取り組み

地域的には大きく分けて 4 つの動きがある、(1)米国の政府とベンチャーと大学、(2)欧州共同体の研究計画を主軸とする活動、(3)中国の上海を中心とする動き、(4)中国を除くアジアの動き（インドネシア、日本など）である。

米国の特徴は、ベンチャー企業が参入していることである。プラントの最初の試験炉が立ち上がるまでの期間で、5年程度をターゲットにしたもの（2020～2025 年）、20～40年後（2050 年頃）をターゲットにしたものに大きく分類される。すなわち短期集中型と長期・基礎研究型である。前者ではすでにプラント設計に入っている。これらの特徴としては、1960 年台の MSRE(Molten Salt Reactor Experiments)試験炉の設計を基礎としており、新材料の開発は最小限にする方針となっている。これら計画にはアメリカエネルギー省からも予算が割かれており官民協力して開発を推進しようとしている。また、これらの技術を元にしたプロトタイプ炉をインドネシアに導入しようとする計画も示されており新興国にも溶融塩炉導入の動きが進展している。欧州では HORIZON2020(The EU Framework Programme for Research and Innovation)の中で溶融塩高速炉の安全性評価プロジェクトを進めている。英国においてもベンチャー企業が溶融塩炉の導入計画を示しておりファンドからの支援も含め、国家とは別の道筋で導入が進展する可能性も大きくなってきている。

参考文献

[1] “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems” OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Jan. 2014)

*Yuji Arita
Univercity of Fukui

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

（2）国内の状況
(2) Domestic Progress

*山脇　道夫
福井大学・東京大学

1. 基盤研究から新型炉設計提案へ

「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会（主査：山脇道夫）が 2013~2017 年に活動した中で報告された溶融塩炉研究のハイライトとしては、先ず溶融塩炉の過酷事故を評価した研究があげられる。福井大―東大―電中研（有田、寺井、山脇ほか）により、事故時放射能放出について、何がどれだけ放出されるのかを模擬体系の蒸気圧測定により推定し、放射能放出量は軽水炉の場合に比べ桁違いに低くおさえられることを示した。炉心構造材料 Ni 基超合金と溶融塩との両立性についても評価され、良好な性能が示された。次いで、高レベル放射性廃棄物の減容への溶融塩炉による核変換の効果の評価が報告された。三田地によれば､溶融塩高速炉の４０年運転２段構成方式で､TRU 消滅率 90%以上が達成できることを導き、本手法の性能の高さを確認している。廣瀬は、溶融塩の相安定性を維持するため、TRU 専焼炉などでは緩衝材の適用が有用であることを指摘した。

溶融塩炉の新型設計としては、先ず福井大から静置型溶融塩炉が提唱された。この概念では、燃料は炉心のタンク内に保持されるため、炉心外部の熱交換器へ燃料を運ぶ配管が不要となり、過酷事故を想定する必要がなくなる利点がある。次いで、溶融塩炉心と乾式再処理施設を直接配管で結びつけ、溶融塩の連続再処理を可能にする統合型溶融塩炉の新しい方式 IMSFR が山脇・小山（福井大・電中研）により提唱された。乾式再処理を液体金属抽出法によって行えば、燃料溶融塩は液体状態のまま炉心と燃料処理系の間を循環させることが可能になり、極めて単純な構造のシステムとなりうる。高速炉の特性を向上させるため、フッ化物に換えて塩化物溶融塩を燃料として採用することが提案された。トリウム・テック・ソリューション社の木下らは、燃料ピン型溶融塩炉を提唱しているが、英国の Moltex Energy 社の提案と共通の特徴を有している。都市大の高木は、Moltex Energy 社のピン型溶融塩炉について、燃焼・増殖性能の評価を行っている。また塩化物溶融塩を用いる場合、塩素の同位体 ^{35}Cl、^{37}Cl のうち、^{37}Cl を濃縮した場合の中性子エネルギースペクトルへの効果などを評価している。

2. 溶融塩炉を支える技術環境

わが国には溶融塩炉開発を直に支えていける技術環境が備わっている。「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会の委員の中で例を挙げれば、上述以外では電中研が乾式再処理の技術開発を長年続けてきていること、核融合科学研究所がフッ化物溶融塩ループを建設・運転していることがある。同志社大では溶融塩技術研究に長年の蓄積がある。日立、東芝、三菱の原子炉メーカとしての経験、JAEA の原子力研究の蓄積、荏原製作所のポンプ、バルブ等の製作経験、東洋炭素の黒鉛の製造経験等、枚挙にいとまがない。このような我が国の総力を挙げて取り組めば、近い将来の日本型溶融塩炉の実現も夢ではないであろう。

---

*Michio Yamawaki
Univ. of Fukui and Univ. of Tokyo

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

(3) Progress in China

*Hongjie Xu[1], Xiaobin Xia[1]
[1]TMSR Center, Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP), Chinese Academy of Sciences, China

Abstruct

TMSR (Thorium Molten Salt Reactor Energy System) is a research program of Chinese Academy Sciences, financial supported directly by Chinese Government. Research activities of TMSR include MSR (with FHR), Th-U fuel cycle and non-electric application, and to realize industrial application finally. TMSR started from 2011 has made much progress, which include the research team of about 500 staff has been founded, researching facility system on TMSR has established, and most technologies on TMSR have been mastered by the team. Several test reactor design have finished and TMSR-LF1 is under construction. Looking for future, MSR will play key role in Gen-IV R&D, not only on the performance of reactor, but also on the requirement. Accordance with the progress of TMSR program, a proposal about based on the small modular TMSR to realized TMSR industrial application by 2030 has been proposed.

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

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_PL] Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-prolifaration, Safeguards and Security

Chair:Kazunori Suda(JAEA)

[2F_PL01] Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safegurads, and security Purpose

*Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

2018年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・保障措置・核セキュリティに関する研究開発の動向と今後
Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Security

（1）核不拡散・保障措置・セキュリティのためのアクティブ中性子非破壊測定技術開発 – 遅発ガンマ線分析技術の開発 –

(1) Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safeguards, and security Purposes – Development of Delayed Gamma-ray Analysis Method –

*小泉 光生[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

非破壊分析（NDA）技術は、核壊変や核分裂などに伴い放出されるガンマ線や中性子などを測定する技術で、その精度は化学処理を伴う分析（破壊分析（DA）技術）には及ばないが、試料をそのままの状態で、その場で、短時間に測定できることに特徴がある。また、非均質な測定対象を容器全体で測定しサンプリング誤差を低減させるために利用されている。そのため、保障措置や計量管理においては、DA と併用して核物質の測定・定量に用いられている。また、核セキュリティでは、核物質が隠蔽されて持ち込まれないように調べる（核検知）技術として用いられている。

その一方で、使用済燃料や再処理施設の溶解液の試料など放射能の高いものは、その高いバックグラウンドにより、新燃料核物質に対して通常行われている、核物質核種の壊変に伴い試料自身が発生する放射線を計測するパッシブ法 NDA による分析を行うことはできない。また、遮蔽物中に隠蔽された核物質や、爆薬、毒物などは、単なる放射能測定では検知できない。

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、外部から働きかけ、核反応などを誘発しそれを測定するアクティブ NDA 技術による検知・測定技術開発を進めている。本発表では、原子力機構が進めている 2 つのアクティブ NDA 技術開発のプロジェクトの概略と、その中の技術開発テーマから遅発ガンマ線分析（DGA）技術開発について簡単に紹介する。

2. アクティブ非破壊分析技術プロジェクト

2.1 核共鳴蛍光非破壊分析技術の開発

核共鳴蛍光（NRF）NDA 技術は準単色ガンマ線ビームを利用した核検知・測定技術である[1]。ガンマ線ビームは、加速された電子ビームにレーザー光を照射することによって得られる。その際、レーザーの光子は、電子とのコンプトン散乱でエネルギーを付与される（laser Compton scattering, LCS）。これをコリメーターで角度を制限して取り出すと、エネルギー幅が制限された高エネルギー光子ビームが得られる。こうして得られる準単色ガンマ線を核の励起エネルギーと一致するように調整すると、核が励起され、それに続く脱励起によりガンマ線が散乱される。この技術は、ガンマ線を利用するので貫通力が高いこと、核共鳴が関与するため特定の核種を狙って検知することが出来ること、そのため化学的な状態によらずに検知できること、ガンマ線照射なので放射化が起きないこと、といった特徴がある。

現在、兵庫県立大学のニュースバル施設において、隠蔽された核物質を模擬して、その検知が可能なことを示す実証実験を行うための準備を進めている。

2.2 アクティブ中性子非破壊分析技術の開発

アクティブ中性子法は、外部中性子源により核反応を誘起し、それによって発生する中性子、ガンマ線を測定する技術である[2]。原子力機構は、高線量の核物質の測定技術として、また、不審物の性状確認技術として適用できると考え、アクティブ中性子分析法のうち、ダイアウェイ時間差分析法（DDA : Differential Die-away Analysis）[3]、中性子共鳴透過分析法（NRTA：Neutron Resonance Transmission Analysis）[4-6]、即

発ガンマ線分析法（PGA：Prompt Gamma-ray Analysis)、遅発ガンマ線分析法（DGA：Delayed Gamma-ray Analysis）[7]の 4 種類の基礎技術開発を進めている。これらの測定技術の開発を同時に進め、最終的には、各々の分析で得られる情報を総合し、相補的な分析を行う技術を確立することを目的としている。

各技術のうち、DDA は核分裂性物質を定量する技術である。測定では、試料の測定領域を壁で囲い、そこにパルス状に中性子を照射すると、核分裂性核物質の量により中性子の減衰様式が変化することを利用する。NRTA は、パルス状に発生した中性子を飛行管に通し、試料を透過させ、検出器に到達した中性子を飛行時間（TOF）法により測定する。TOF 測定で得られる中性子エネルギーに対する透過率パターンから試料中の核種ごとに面密度を決定する。PGA は、中性子を試料に照射し、中性子捕獲反応に伴うガンマ線を測定し、試料中に含まれる核種（元素）を同定する技術で、不審物中の爆発物や、毒物、遮蔽物などの検知に有用である。

3 遅発ガンマ線分析技術開発

アクティブ中性子 NDA 技術のうち DGA は、中性子照射により核分裂を起こし、生成した核分裂生成物から放出されるガンマ線を分光分析する技術である。核分裂生成物の構成は、各核分裂性核種で異なるため、得られるガンマ線スペクトルのパターンより、核分裂性物質の構成比を求めることができる。

DGA 技術開発は、EC-JRC との共同研究のもと、EC-JRC ISPRA の PUNITA（Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly）と呼ばれる装置を利用して進めてきた。PUNITA は、DT 中性子源を有し、50×50×80 ㎝の内部に均質な熱中性子場を作り出すことのできる 1 辺約 2 m のカーボンとポリエチレンで構成される箱状の装置である。原子力機構は、EC-JRC の協力のもと、PUNITA 内部で熱化した中性子束を効率よく試料に照射するための中性子減速材を追加で設置した。EC-JRC は、PUNITA を改造し、核物質試料を移動するための直線シャトルシステムを導入した。核物質は、PUNITA 内部で中性子照射され、その後、PUNITA の外の遮蔽体中に設置した Ge 検出器前まで輸送される。実験では、照射と測定を繰り返し行った。使用済み燃料など高線量試料の測定においては、寿命の長い核分裂生成物からのガンマ線がバックグラウンドとなることが想定される。そこで、当技術開発では、そのバックグラウンドの干渉がより少ない比較的半減期の短い核分裂生成物から放出される高エネルギーガンマ線に注目した測定を進めた。密閉された標準核物質試料を用い、U-235 と Pu-239 の比率を変えて試験を行い、それに伴いガンマ線のピーク強度が変化にする様子が観測できた。

今後、上記基礎技術開発を進めるとともに、放射能を含有する試料測定に適用するための技術開発を進める予定である。また、DD 中性子源を導入すると、より小型な DGA 装置の開発が可能と考えられるため、シミュレーション研究など、その基礎開発研究を進めているところである。

４．まとめ

原子力機構では、保障措置・セキュリティ技術開発において、核検知技術、高線量核物質測定技術、また、不審物の性状確認技術を確立するため、アクティブ NDA 技術開発を進めている。NRF 非破壊検知技術の開発では、核検知技術の実証試験に向けて準備を進めているところである。アクティブ中性子 NDA 技術開発では、低線量核物質を使った基礎的な技術確認を終え、高線量核物質の測定のための技術開発に取りかかっているところである。DGA 技術開発では、実用化をめざして、より装置を小型化するための基礎開発研究を進めている。NRTA における測定では、中性子パルスを短パルス化するとより高精度とすることが期待できる[5]。そこで、短パルス中性子源の 1 つの候補として、レーザー駆動中性子源の基礎技術開発を開始したところである。

謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業」の一部で、原子力機構の基礎工学研究センターおよび核不拡散・核セキュリティ総合支援センターと、EC-JRC、京大、阪大、兵庫県立大学、量子科学技術研究開発機構との共同研究のもとで進められている。

参考文献

[1] R. Hajima, T. Hayakawa, T. Shizuma, C.T. Angell, R. Nagai, N. Nishimori, M. Sawamura, S. Matsuba, A. Kosuge, M. Mori and M. Seya, Eur. Phys. J. Special Topics, 223, 1229–1236 (2014).

[2] “Development of Active Neutron NDA Techniques for Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security”, Y. Toh, A. Ohzu, H. Tsuchiya, K. Furutaka, F. Kitatani, M. Komeda, M. Maeda, M. Kureta, M. Koizumi, M. Seya, J. Heyse, C. Paradela, W. Mondelaers, P. Schillebeeckx, T. Bogucarska, J.-M. Crochemore, G. Varasano, K. Abbas, and B. Pederson, the Proceedings of ESARDA 39th Annual Meeting (2017) 684.
[3] “Design study on differential die-away technique in an integrated active neutron NDA system for non-nuclear proliferation”, A. Ohzu, M. Maeda, M. Komeda, H. Tobita, M. Kureta, M. Koizumi, and M. Seya, the proceedings of Nuclear Science Symposium in IEEE conference 2016.
[4] C. Paradela, J. Heyse, S. Kopecky, P. Schillebeeckx, H. Harada, F. Kitatani, M. Koizumi, and H. Tsuchiya, EPJ Web of Conferences 146, 09002 (2017).
[5] H. Tsuchiya, F. Kitatani, M. Maeda, Y. Toh, and M. Kureta, Plasma and Fusion Research 13 (2018) 2406004.
[6] F. Kitatani, H. Tsuchiya, M. Koizumi, J. Takamine, J. Hori, and T. Sano, EPJ Web of Conferences 146 (2017) 09032.
[7] M. Koizumi, F. Rossi, D. C. Rodriguez, J. Takamine, M. Seya, T. Bogucarska, J.-M. Crochemore, G. Varasano, K. Abbas, B. Pederson, M. Kureta, J. Heyse, C. Paradela, W. Mondelaers, and P. Schillebeeckx, EPJ Web of Conferences 146, 09018 (2017).

---

*Mitsuo Koizumi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・保障措置・核セキュリティに関する研究開発の動向と今後

Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Security

(2) 原子力施設のサイバーセキュリティターゲット同定手法の開発

(2) Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*出町 和之[1]

[1]東京大学

原子力施設のサイバーセキュリティに資するため，放射性物質の過大放出(HRC)を発生させるシーケンスを対象にIAEA の Technical Guidance の No.16 を用いてターゲットセット(TS)を求め，サイバー攻撃の対象となる各システムの制御内容とサイバー攻撃の手段で分類することで，対象となるコンピュータを抽出した。

キーワード：サイバーセキュリティ，核セキュリティ，ターゲットセット

1. 緒言

原子力発電所の核セキュリティ事象は，悪意を持つ人間・集団による妨害破壊行為が起因となるため，その発生確率を求めて PRA に似たリスク評価を行うことは困難である。そのため，同時に機能喪失することで安全機能が失われて重大事故に至るような重要機器・設備の組み合わせ（TS:ターゲットセット）を導出し，これらを防護するための対策を講じることが必要となる。IAEA の Technical Guide（TG）である IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"では，TS への攻撃を防ぐために必ず防護せねばならない区域（PS：Protect Set）を導出するための VAI(Vital Area Identification)が解説されている。ただし，通常の VAI 手法では悪意を持つ人間・集団がその区域に物理的に侵入する場合を想定した枢要区域を導出できるが，サイバーセキュリティに対してはコンピュータネットワーク空間上の枢要区域の導出が求められる。そこで本研究では，VAI 手法をコンピュータネットワーク空間に適用し，サイバーセキュリティ上の TS を導出することを目的とした[1]。

2. 手法

VAI 手法をコンピュータネットワーク空間に適用するにあたり，サイバー攻撃の対象範囲を以下とした。

- 逆走防止効果のあるダイオード設置が考えられるため，外部からのサイバー攻撃は想定しない。
- 内部脅威者が中央制御室の端末や各所のローカルネットワークボードから攻撃を行うことを想定する。

また，サイバー攻撃により重大事故に至る機能喪失を発生させ得る手段として，次の３つを想定した。

- 安全系設備の起動信号に対する妨害
- 安全系設備の制御プログラムの改竄
- 安全対策の人為的ミスの誘発を目的とした，中央制御室モニター誤表示のためのプログラム改竄

これらの対象範囲，サイバー攻撃手段を対象に，新規制基準に示されている放射性物質の過大放出(HRC)を発生させるシーケンスを用い，BWR と PWR について TS を求めた。

3. 結論

サイバー攻撃の対象となる各システムの制御内容を各システムの運転制御を考慮して整理し，それをサイバー攻撃の手段で分類した。これにより攻撃対象となるコンピュータを抽出する手法を示すことができた。

参考文献

[1] 出町和之，「枢要区域特定手法による原子力施設のサイバーセキュリティに関する核セキュリティ研究」平成 29 年度 JAEA 委託研究報告書

---

*Kazuyuki Demachi[1], [1]The University of Tokyo

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (2) International trends on clearance and relevant studies for recycle

Chair:Itsumasa Urabe(Fukuyama Univ.)

[2G_PL01] Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[2G_PL02] Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*Taro Shimada[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*Tomoyuki Takahashi[1] (1. Kyoto Univ.)

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)

- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（1）IAEA 安全指針 RS-G-1.7 改訂の動向と主な論点

(1) Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*服部 隆利[1]

[1]電中研

1. はじめに

IAEA（国際原子力機関）の CSS（安全基準委員会）は、2017 年 11 月、日本のクリアランスレベルの引用元である安全指針 RS-G-1.7「除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」[1]の改訂を開始するための 2 つの DPP(文書準備計画書)を承認した。これらの DPP では、IAEA GSR Part3（BSS:国際基本安全基準、2014）[2]に新しい概念として取込まれた「緊急時、現存、計画の 3 つの被ばく状況別の放射線防護」に対応して RS-G-1.7 を改訂することが計画され、規制免除については DS499、クリアランスについては DS500 として、それぞれ IAEA の RASSC（放射線安全基準委員会）及び WASSC（廃棄物安全基準委員会）の主管の下で、検討を進めることが規定された。また、DS500 については、従来の放射能濃度（Bq/g）の値に変更を加えず、新たに表面汚染（Bq/cm^2）の値を与えること、既存の無条件クリアランスレベル（再利用の方法、範囲等に制限を設けないクリアランスレベル）に加え、条件付クリアランスレベル（クリアランス後の再利用等に一定の制限条件を課したクリアランスレベル）を与えること、並びに気体や液体のクリアランスを扱うこと、が定められた。

このような背景のもと、IAEA は、DS500 については、2018 年 2 月中旬及び 6 月初旬の 2 回にわたって改訂ドラフト作成のための専門家会合を開催し、そのドラフトの準備を開始した。本発表では、専門家会合の概要と改訂にあたって議論となった論点について紹介する。

2. 安全指針 RS-G-1.7 のポイント

RS-G-1.7 は、天然起源及び人工起源の放射性核種の両方に対して、大量の物質を規制除外、規制免除またはクリアランスする際の「放射能濃度値（Bq/g）」を示すことを目的に 2004 年に策定され、2014 年に出版された IAEA GSR Part3（BSS: 国際基本安全基準）にも取り入れられた。それらの放射能濃度値は、人工起源の放射性核種の場合、全ての固体状物質を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取（直接及び間接）を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオの線量評価に基づき、算出された。なお、基準線量が 10 μ Sv/y の場合は現実的なパラメータ値が、基準線量が 1mSv/y の場合は低確率なパラメータ値が用いられた。また、皮膚被ばくの等価線量に対する基準線量については 50mSv/y が用いられた。

人工起源の放射性核種に対して算出された放射能濃度値については、クリアランスレベルに適用可能とされ、2005 年、我が国はクリアランスレベルとしてこの値を引用するに至っている。なお、RS-G-1.7 では、段階的なアプローチを採用し、その放射能濃度値を数倍（例えば 10 倍まで）超える場合であっても、IAEA 加盟国の国内の規制の枠組みによっては、規制機関は規制要件を適用しないことを決定できるとしている。

3. 改訂のための主な論点

DS500 のドラフト作成のための専門家会合は、IAEA 本部において、2018 年 2 月 19～23 日と 6 月 4～8 日に開催された。改訂にあたっての主な論点は下記のとおり。

・現存被ばく状況下でクリアランスをどのように位置づけるか？

　計画被ばく状況におけるクリアランスの線量基準：10 μ Sv/y（現実的な被ばくシナリオの時）

現存被ばく状況における参考レベル（1～20mSv/y の下方から選定）

・表面汚染に対する新しいクリアランスレベル（Bq/cm^2）はどのように規定するか？

クリアランスレベル（無条件） のように統一した値を提示するのか？

表面とは？（土壌やコンクリートがら等の扱い）

重量濃度と表面密度の 2 つの基準の適用方法は？

物品持ち出し基準との関係は？

・新しい条件付クリアランスレベル（Bq/g）はどのように規定するか？

クリアランスレベル（無条件） のように統一した値を提示するのか？

・どのように過剰に保守的な評価を避けるか？

TECDOC 1000[3] における平均化の 10 倍ルール

平均してクリアランスレベルを満足していれば、部分的に平均値より 10 倍高くても許容できる

クリアランス判断における測定と核種組成比の不確実性の取扱い

日本原子力学会標準「クリアランスの判断方法: 2005」の考え方

IAEA Safety Report No. 67、ICRP Pub.104 の考え方

4. おわりに

次回の DS500 ドラフト作成に係る専門家会合は、2018 年 10 月以降に、DS499 に係る専門家会合と同時に開催する方向で調整されており、その後、専門家会合のほか IAEA 技術会合や WASSC 会合等での審議を経て、2022 年 8 月の発行を目指して作業が進められる見込みである。

参考文献

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, IAEA Safety Standards Series, No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004).

[2] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clearance of Materials Resulting from the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research, IAEA-TECDOC-1000, IAEA, Vienna (1998).

*Takatoshi Hattori[1]

[1]CRIEPI

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)
- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（2）福島第一原子力発電所における低線量がれきの限定的な再利用の考え方

(2) Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*島田 太郎[1], 三輪 一爾[1], 武田 聖司[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）敷地内に保管されている汚染がれきのうち、表面線量率 5μSv/h 以下の屋外集積がれきを資源化物として敷地内である特定の用途に限定して再利用することが検討されている(1)。本研究では、安全を確保し適切な規制の下で再利用可能なめやす濃度設定とその妥当性確認の考え方を提案する。そして 1F 敷地内での道路及びコンクリート構造物基礎への再利用を想定し、再利用可能な資源化物中の放射性セシウム濃度のめやす値を用途別に試算するとともに、そのめやす濃度の妥当性を確認した。

2. 限定再利用の考え方

1F 敷地内は平成 23 年 12 月 15 日に緊急時被ばく状況から現存被ばく状況に移行して、その状況が継続されている。また、1F 敷地全体が管理対象区域に設定されており、敷地に立ち入る人員はすべて被ばく線量が管理されている。上記のような現存被ばく状況下において、限定的に再利用される資源化物のめやす濃度を設定した例は国際的にもない。こうした場合、限定再利用を実施することによって廃止措置に向けた作業に影響を与えないこと、及び、周辺公衆への影響を抑制することを考えるべきである。そこで、本研究では現存被ばく状況である現状の 1F 敷地内の空間線量率分布に着目し、汚染がれきから取り出された放射能を含む資源化物を、汚染されていない資材の代わりに使用することによって上昇する空間線量率が、敷地サーベイでの線量率の低いほうとすることを必要条件とした。具体的には平成 30 年 1 月の測定では、1F 敷地内の空間線量率は原子炉建屋周辺を除き多くの測定点で 1μSv/h 程度であることから追加の線量率を 1μSv/h と設定した。また、評価されためやす濃度での再利用によって 1F 敷地内で運用されている目標などに影響を与えないことを確認する必要がある。そこで、図 1 に示すように、めやす濃度で各用途へ適用する際に①資源化物を再利用する放射線業務従事者の追加的な被ばく線量②1F 敷地境界の空間線量率への影響③地下水への核種漏洩の影響を評価し、それぞれ①20mSv/y（5 年で 100mSv、50mSv/y より）に対して影響が小さいと判断される 10%以下であること②限定再利用からの寄与を合算しても評価上の目標値 1mSv/y を超えないこと③排水の運用目標値を超えないことを確認することにより、試算されためやす濃度の妥当性を確認することとした。建屋外で採取されたがれきの分析結果では Cs-137, Cs-134, Sr-90, Co-60, H-3 が検出されているが、Co-60 濃度は Cs-137 に対して 0.01%以下、H-3 濃度はクリアランスレベルより 2 桁程度低いことから除外した。めやす濃度対象核種はガンマ線放出核種である放射性セシウムとし、Sr-90 濃度は Cs-137 濃度に対して 1%とした。

3. 放射性セシウムめやす濃度の試算

汚染コンクリートがれきから取り出した資源化物を、道路及びコンクリート構造物基礎部に適用する場合について評価した。道路の場合、道路幅 9m、長さ 100m を想定し、舗装材あるいは路盤材として利用した場合の道路中央高さ 1m の位置における線量率が 1μSv/h となるように資源化物中の放射性セシウムのめやす濃度を試算した。評価条件および試算結果を表 1 に示す。めやす濃度はコンクリート道路の路盤材では 10 万 Bq/kg、コンクリート構造物基礎部では 16 万 Bq/kg となった。

4. 試算しためやす濃度の妥当性確認

図 1 に示した①～③の妥当性確認の評価方法を以下に示す。①は 1F 敷地内の廃止措置作業の中で再利用物に最も接近する可能性のある作業者を想定し、道路上作業者および基礎直上に位置する地下 2 階での作業者を評価対象とした。外部被ばく評価では、作業空間における作業者位置における線量率を計算し、1F 敷地内での作業条件（時間、遮蔽等）を基に被ばく線量を求めた。道路表面の舗装材に再利用した際は、舗装面の摩耗により発生する粉塵の吸入による内部被ばく線量も評価した。②では 1F 敷地内で再利用された資源化物（道路、建造物）からの距離ごとの空間線量率を計算し、目標値 1mSv/y を満たすために必要な敷地境界からの離隔距離を評価した。③では再利用物に降雨または地下水が浸透することにより核種を含んだ浸透水が帯水層へ流入し、核種が帯水層中を海洋側へ移行することを想定した。海洋出口における地下水中核種濃度が、東京電力が定める排水運用目標値 Cs-134: 1Bq/L, Cs-137: 1Bq/L, Sr-90: 5Bq/L 以下となることが必要となる。評価は 1F 敷地内に設置した再利用物（道路、建造物）からの距離ごとの地下水中核種濃度を評価し、運用目標値を満たすために必要な敷地境界（海洋出口）からの離隔距離を評価した。核種の流出および帯水層中の移行は分配平衡を仮定しており、帯水層中の核種移行は JAEA が開発したクリアランスレベル評価コード PASCLR2 を用いて評価した。

その結果、①では両用途の被ばく線量はともに 1.3mSv/y となり条件（20mSv/y の 10%以下）を満足した。②は道路へ再利用した場合、図 2 に示すように、敷地境界まで 25m 以上の離隔をとれば従来の評価上の敷地境界線量率（0.6mSv/y）を考慮しても目標値 1mSv/y 以下となった。また、構造物基礎へ再利用した場合では敷地境界まで 1m の地点で目標値以下となった。③は構造物基礎に再利用した場合は、図 3 に示すように、Sr-90 濃度は離隔なしに運用目標 5Bq/L 以下となるが、Cs-137 については 5m 以上の離隔により運用目標値以下となった。以上のように①～③の評価から 1F 敷地内で試算しためやす濃度で安全な再利用を行うための離隔距離を提示することにより、めやす濃度の妥当性を確認した。

参考文献(1) 原子力規制委員会第 5 回特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会 資料 1

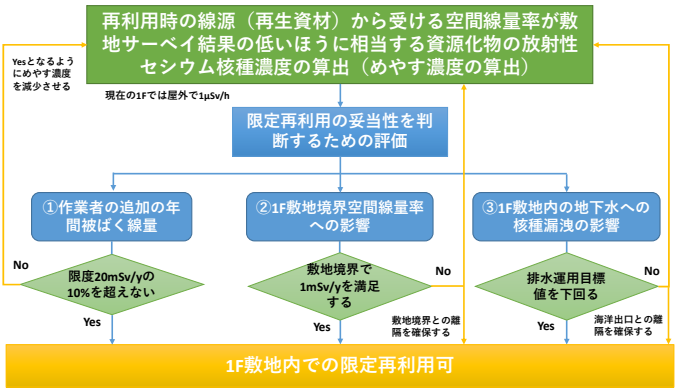


図 1 めやす濃度設定と妥当性確認の考え方

表 1 用途別資源化物の放射性セシウムめやす濃度

再利用先	用途	舗装厚さ	路盤厚さ	放射性セシウムめやす濃度
アスファルト道路	路盤材	5 cm	80 cm	13,000 Bq/kg
	舗装材	20 cm	-	7,400 Bq/kg
コンクリート道路	路盤材	15 cm	80 cm	100,000 Bq/kg
	舗装材	30 cm	-	8,100 Bq/kg
コンクリート構造物	基礎部	20 cm 床スラブ厚	200 cm 基礎部厚	160,000 Bq/kg

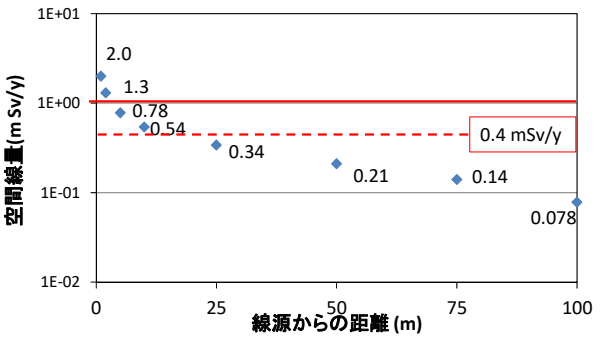


図 2 道路に再利用した際の敷地境界への空間線量率寄与

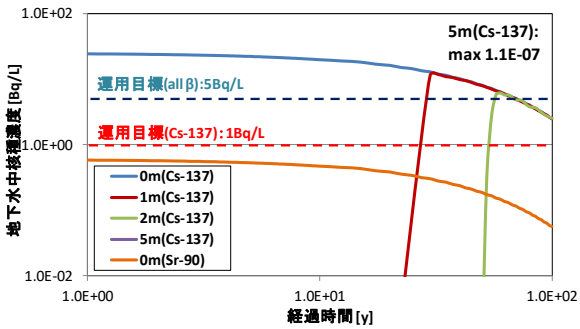


図 3 構造物基礎に再利用した際の地下水中濃度

*Taro Shimada[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 29 年度廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである。

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)
- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（3）使用済核燃料から回収した有用元素の再利用とクリアランスの考え方

(3) Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*高橋知之[1]，高橋千太郎[1]
[1]京都大学

1. 概要

高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物の分離・変換は、環境への負荷低減の観点から、各国で研究開発が進んでいる。我が国では、革新的研究開発推進プログラム ImPACT（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）の「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化（藤田玲子プログラムマネージャー)」において、研究開発が進められている。このテーマは、高レベル放射性廃棄物（HLW）から回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を、加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用することを目的としている。

このプログラムは、以下の５つのプロジェクトから構成されている。

・PJ1：HLW から LLFP の回収技術
・PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験
・PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション
・PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発
・PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

回収した有用元素のクリアランスの考え方は、PJ5 において検討されている。すなわち、再利用される有用元素には、回収・資源化の過程において微量ながら放射性核種が含まれることになり、この放射性核種による被ばくが懸念される。このため、再利用される元素に含まれる放射性核種による被ばく線量を評価し、この評価結果から、基準となる被ばく線量に相当する放射性核種濃度を算出してクリアランスレベルを提示することにより、最終的にこのプログラムを実現するプラントの概念設計に寄与することとしている。

2. 本評価の特徴

原子炉施設から発生する廃棄物のクリアランスは法制化され、既にいくつかの原子炉施設に対して適用がなされているが、使用済核燃料から回収した有用元素の再利用におけるクリアランスの考え方は、このような廃棄物のクリアランスレベルの評価と比べた場合、以下のような特徴が挙げられる。

・原子炉施設から発生する廃棄物はコンクリートや金属であり、その廃棄物中に混入している放射性核種濃度をクリアランスレベルとして設定しているのに対し、有用元素の再使用においては、当該元素単位重量あたりの放射性核種濃度として設定される。
・コンクリートや金属は廃棄物として埋設処分されるかあるいは再利用され、再利用における用途は比較的明確であるのに対し、使用済核燃料から回収される有用元素の再利用は、希少金属を対象としているため、元素毎に用途が大きく異なり、かつ多種多様である。よって、利用経路の詳細な把握及びシナリオの設定に関する十分な検討が必要である。
・耐熱ジルコニウム質レンガのように、使用後に廃棄物として処分される経路については、再利用された後に埋設処分されることによる被ばく線量も把握する必要がある。
・これまで被ばく線量評価上重要とみなされていなかった放射性核種を対象とするため、環境移行パラメータに関する知見が少ない。

3. 評価手法

使用済核燃料から回収される有用元素としてジルコニウム（Zr）とパラジウム（Pd）を対象として、その中に含まれる Zr-93 及び Pd-107 に起因する被ばく線量評価を進めている。なお、評価手法は、主な原子炉施設におけるクリアランスレベルの設定手法[1]に準拠した。

まず、わが国における Zr および Pd の利用形態やその量、年度ごとの変動等については（独）石油天然ガス金属鉱物資源機構のマテリアルフローを、一般公衆における摂取量等については国際保健機関の調査報告書を中心に調査した。また、線量評価の観点から必要な情報を個別の学術論文等から取得した。これらの情報に基づき、Zr および Pd が資源化されて一般環境において再利用された際に、公衆に被ばくを与えると考えられる経路を列挙した。列挙したシナリオのうち、評価すべき重要シナリオを確定し、簡易なモデルによって被ばく線量評価を実施した。なお、評価に用いられるパラメータの一部は実験的に取得することにより、線量評価の妥当性の向上を図った。この被ばく線量の評価結果に基づき、年間 10 マイクロシーベルトに相当する放射性核種濃度を算出し、これらの核種のクリアランスレベルについて検討した。

4. 結論

高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物の分離・変換し、再利用するという原子力の新しい領域において、クリアランスレベルを策定することは必要不可欠である。今後、線量評価に関する技術的な研究を更に進めるとともに、社会科学的な観点を含めた多方面からの研究もあわせて進めることにより、社会的受容性の観点も含めた検討を進める必要がある。

（付記）本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999).

---

*Tomoyuki Takahashi[1] and Sentaro Takahashi[1]

[1]Kyoto Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*Naoto Kasahara[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2H_PL02] Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*Yukihide Mori[1] (1. MFBR)

[2H_PL03] Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2H_PL04] Discussion

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(1) 高速炉戦略ロードマップ検討会の検討範囲

(1) Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*笠原　直人[1]
[1]東京大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化により、高速炉開発戦略を練り直す必要性が出てきている。また、国が設置した高速炉開発会議の下、今後10年程度の高速炉開発戦略ロードマップ構築の検討が実施されている[1]。

このような状況から、原子力学会の新型炉部会は「高速炉戦略ロードマップ検討会」を設置し、高速炉サイクル開発の長期目標や人と社会との係りを含む技術戦略を中心に、今後検討されるロードマップを補完する見解を示すこととした。ここでは、検討の基本方針、検討範囲及び技術戦略の視点について述べる。

2. 検討の基本方針

原子力学会新型炉部会は、公衆の安全をすべてに優先させて、原子力の平和利用に関する学術および技術の進歩を図る立場から、高速炉の研究開発に係る大学、研究機関、メーカ、電力の職員、OBが多く参加している。このため、高速炉開発に強い関心を持つ研究者、技術者、経験者が自由に討議し、多様な議論の中から本質的な部分を抽出・展開していくことが期待されている。併せて、高速炉開発の意義と開発の方向性について、それぞれの立場で高速炉開発に関与した経験を踏まえ、国民が理解し易い形で示していくことも期待できよう。

ここで、大規模な技術開発を長期に亘り継続するには国民の理解が必要であることから、提示する技術戦略は、世の中がそれをどのように理解するかを考え、国民に支持が得られる論理（Logic）とそれを支える事実認識(Fact Finding)が必要である。

このため、検討の範囲を技術から人や社会まで広げ、以下の（１）から（６）の範囲の検討に基づき、技術戦略に関する提言を行うこととした。

（１）高速炉サイクル開発の意義
（２）高速炉サイクル開発の特徴
（３）我が国の高速炉開発の歴史と現状
（４）海外の高速炉開発の状況
（５）長期開発における不確実性とその対応策
（６）失敗や事故の経験を活かすマネジメント

3. 検討の範囲

上記方針に基づく検討範囲の中で、特徴的な（２）（５）（６）について以下に説明する。

3-1. 高速炉サイクル開発の特徴

高速炉サイクルの開発を含めどんな技術でも、新しい技術の開発には失敗を繰り返しながらの試行錯誤の過程がある。新型原子炉を開発していく場合、万一大きな事故が起きた場合は、放射性物質の放散に至

* Naoto Kasahara
[1]The University of Tokyo

る可能性があることから、炉心溶融などの大失敗は許容されない。このため特に慎重に開発を進めていく必要があり、燃料材料等の基礎基盤的な研究開発から原子炉の原理を確認する「実験炉」、発電システムまで含めた工学実証を目指す「原型炉」、経済的に建設・運転管理できることを確認する「実証炉」、発電炉として事業性の見込める「商用炉」と、段階を踏んだ開発が行われてきた。このため、新型炉の実用化には、技術者の現役寿命を超える数十年以上の研究開発期間と、それぞれの段階の原子炉の設計及び建設費が必要となり、開発の段階が実用化に接近していくとともに、その開発総額はかなり大規模になる[2]。

特に高速炉サイクルの実用化には、高速炉用の燃料製造や再処理技術も必要になる。軽水炉と共存する高速炉の導入初期は、軽水炉の使用済燃料を再処理して、燃料製造をする施設の建設が必要となるほか、軽水炉でのプルサーマル利用との共用等、効率的な開発が重要である。

高速炉として最も多くの国で開発が進められてきたナトリウム冷却高速炉は、原型炉級の開発から実証炉あるいは商用炉の段階に到達しており、その開発に必要な資金規模は大きくなっている。その一方で、未だ開発段階にあるため、安全審査から建設、安定運転に対するリスクが軽水炉と比較して大きく、その投資を回収できる事業見通しが立てられる状況ではない。このため、高速炉の実用化を目指す、フランス、ロシア、中国、インドは、国策として国が主導的に、建設までに必要となる研究開発に投資し、実用化に向けた着実な研究開発が進められている。

3-2. 長期開発における不確実性とその対応策

高速炉サイクル技術の開発の最大の特徴は、技術の利用時期も含め、開発スパンが非常に長期に及ぶところである。このため、リソース（人的、予算的を含む）を如何に計画的に配分し効果的に開発を進めていくかが課題となる。

一般に、長期間にわたる開発は、それが実用化する時には、当初のニーズが陳腐化して役に立たなくなるリスク等が指摘されている。しかしながら高速炉サイクル技術は我が国のエネルギー安全を保障する最も有力な技術であるとの認識は、原子力技術開発の黎明期から現在に至る60年以上何ら変わっていない。我が国は世界で最も資源に恵まれない国の一つであり、かつ現在優れた工業技術を有している。また、リサイクルによって資源を無駄にせずに環境に負荷をかけない方針は、国柄にあっている。以上から、我が国の目的達成が、そのまま世界貢献につながる、意義深いテーマである。こうした意義が陳腐化することはないと考えられるが、人材を確保し技術を維持していくには、それを国民に理解してもらう継続努力が必要である。

現時点で高速炉サイクルの実用化に向けた開発を進めているフランス、ロシア、中国、インドのみならず、多様な新型炉の研究開発をしている米国や英国においても、ナトリウム冷却高速炉がもっとも実現性が高い技術体系と評価している専門家は多い。しかし、高速炉サイクルを実用化する方策については、長期的開発期間を考慮すると、現在の主流であるナトリウム冷却以外の可能性も否定できず、適切に国際的開発動向を踏まえた計画の定期的な見直しが必要となる。

以上より、高速炉サイクル技術の実現に向けては、50年以上に亘る長期の開発計画を具体化し、必要なリソースの確保および効果的な配分が重要となる。また、適当な期間毎に社会情勢の変化、国内外の開発動向等を考慮して、開発の進め方を見直すことができるホールドポイントを設けることが必要であると考えられる。

3-3. 失敗や事故の経験を活かすマネジメント

高速炉サイクル技術のような新技術開発は、どのような努力をしても開発中の失敗やトラブル、事故は避けられず、それらのリスクに対するマネジメント（リスクマネジメント）を徹底したしぶとさが必要である。例えば、ナトリウム漏えい事故の場合、日本では「もんじゅ」におけるナトリウム漏えいに対するマネジメントに失敗し、結果的に長期運転停止を招いた。一方、海外ではロシアBN-600では20回以上のナトリウム漏えいを経験しながらも、マネジメントをしっかり行いその経験を技術開発に生かした結果、高い稼働率で運転している。フランスも同様に20回以上のナトリウム漏えいを原型炉フェニックスで経験し、それらの教訓も含めて実証炉スーパー・フェニックスの建設運転を行った。

我が国において、失敗やトラブル、事故の経験を活かすマネジメントを実現するためには、適切でかつ丁寧な社会への情報発信や関係するステークホルダー（規制機関等）との議論や情報共有と、PDCA（Plan, Do, Check, Action）による継続的改善が必要である。

具体例の一つとして、安全神話などの誤解や、絶対安全か非安全かといった二項対立による不合理な判断がなされることが無いように注意が必要である。「もんじゅ」が放射線に無関係な２次系のナトリウム漏えい事故で長期間停止した要因の一つに、ナトリウム漏えいは起こり得ないとの誤解を与える説明をしたことと、事故後もそうした誤解を解く努力をしてこなかったことが挙げられる。その結果、ナトリウムに対する過度の恐れを招き、高速炉は軽水炉より危険な炉との印象が広がった感は否めない。

「もんじゅ」は、ナトリウム漏えいやSG伝熱管破損でのNa－水反応等が例え起こったとしても、炉心損傷事故には繋がらないシステム構成になっている。これからは、絶対安全のような安易な説明ではなく、どんなに努力してもトラブルや軽微な事故が起る可能性はゼロで無いことを伝えた上で、仮にナトリウム漏えいが起ったような場合でも、その影響が炉心燃料の健全性に影響を及ぼさない設計対策、漏えいを早期に検出し停止させる対策、漏洩の影響が建屋施設や設備の健全性に影響を与えない対策などを、多重に講じることで重大事故には至らないことを丁寧に説明していくべきである。また、このような設備の適切な保全により、信頼性や安全性を向上させる努力を継続していくことも説明すべきである。さらに、軽水炉と高速炉では、炉心損傷事故につながる要因と、事故時の影響緩和策が異なることから、それを考慮した対策や規制が合理的であることを、ねばり強く説明していくことが必要である。

「もんじゅ」の廃止措置はナトリウムの安全性や取扱いの技術に問題があったからではない。技術的には実用化一歩手前まで確立されていることを、高速炉開発の意義と共に、国民に説明し続けることも大切である。

4. 技術戦略の視点

上記の検討結果から、従来の実験炉から実証炉へステップアップする単調な計画では、3-2で述べた不確実性の大きい環境下での長期開発は困難が予想される。このため、今後50～100年程度の期間が必要であると見込まれる開発を継続するための意義を確認し、現在の情勢や目先の利益からは一定の距離を置いた普遍的な目標を定め、長期的視点でもって、本来あるべき姿からバックキャストで考えることとする。次に、長期的視点との整合性を前提とした上、短期的視点で、現在の情勢から出発してフォアキャストで検討することとする。このような長期と短期の２つの視点を設けることで、長期に亘る一貫性と不確実性に対する柔軟性の両者を確保する方針とする。

4.1 長期的視点(30年～100年)：本来あるべき姿からのバックキャストの検討

長期間一貫性のある研究開発を継続するため、高速炉を開発する意義を国民に分かり易く説明できる技術戦略とする。そのためには、エネルギー安全保障、世界情勢、世界貢献といった大きな視野に基づくものとする。特に我が国にとって死活的に重要なエネルギー安全保障については、予測の不確実性に対して安全側の立場から検討する。

また、局所的因子の影響を受けた見直しにより変動幅が大きくなる短期的な技術戦略と、柔軟に整合できるように、普遍的かつ間口の広い技術戦略とする。

理論的可能性のある理想的な技術（高速中性子を利用した閉じた燃料サイクル）の追求を最終目標として、そこに至るまでのステップを示す。特に、我が国において原子力エネルギーを持続的に利用していくために以下項目の考慮が重要である。

① 軽水炉利用の拡大に伴い顕在化するウラン資源の価格高騰リスクへの備え、
② 軽水炉サイクルでは廃棄物側に移行する超長半減期核種の減容と有害度低減

4.2 短期的視点(20年～30年)：現在の情勢からのフォアキャストの検討

東京電力福島第一原子力発電所事故後の現在の情勢と、「もんじゅ」廃止措置の教訓を踏まえ、長期の開

発目標である閉じた核燃料サイクルを実現していくための最初の一歩の技術戦略を提示する。

③　軽水炉によるプルサーマルで蓄積していくMOX使用済み燃料(高次化プルトニウムを含む)の低減

④「常陽」、「もんじゅ」、その後の実用化研究開発やASTRID協力等で蓄積された我が国の高速炉技術の維持発展と有効活用

⑤　我が国が主導的に開発してきた高速炉の安全性向上技術（受動安全性技術や炉心損傷時の影響緩和対策）を実証し、世界の高速炉安全性のデファクトスタンダード化

国内軽水炉やプルサーマル利用が進んでいる仏は、③②①の優先順位で開発を進めている。一方、軽水炉の導入拡大と並行して高速炉開発を加速している露印中は、①を中心に開発を進めている。我が国の開発方針を決めるにあたっては、我が国の原子力利用の状況に照らして、向こう20年から30年でどのようなことに取り組むべきかを検討していく必要がある。

参考文献

[1] 原子力関係閣僚会議,「高速炉開発の方針」(2016年12月決定)

[2] 原子力教科書「高速炉システム設計」オーム社(2014)

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(2) 長期的視点からの検討：高速炉開発の意義

(2) Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*森　行秀[1]，小野　清[2]，大滝　明[2]
[1]MFBR，[2]原子力機構

1. はじめに

世界は、脱炭素社会を目指すことで合意されている。我が国もCO_2を排出しないベースロード電源として原子力エネルギーを利用していく方針が閣議決定された第5次エネルギー基本計画に謳われている。原子力の利用に際して、高速炉サイクルは、安全性の確保を大前提に、ウラン資源の利用の大幅な拡大によって長期に亘りエネルギーを安定供給し、放射性廃棄物の減容と潜在的有害度の低減を達成できる技術であることから、その開発意義は今も変わることはないが、最終目標に至るには長期の開発が必要であり、その間には国際環境の変化、政策の変化など種々の不確実性が存在する。このため、今後50～100年程度の期間におけるエネルギー安全保障、世界情勢、世界貢献といった大きな視野に基づき、2100年がどのような状況なのかを、原子力発電量、ウラン資源量等から予測設定し、そこに至る道筋をケーススタディした。

2. 世界の原子力情勢の見通し

2015年12月に196か国が参加した気象変動に関するパリ協定では、地球の平均気温上昇を2℃以内に収める目標が合意され、各国政府は約束草案を提出して対策を取ることとなった。2017年にIAEAがまとめた2050年までの世界のエネルギー・電力・原子力発電予測[1]によると、30ヵ国で448基の原子力発電所が稼働、15ヵ国に61基が建設中であり、2016年末の原子力発電量は391GWeに達し、これまでに報告された最高レベルにある。多くの加盟国は、エネルギー供給の安全保障の向上と気候変動の緩和において原子力が低炭素技術として引き続き主導的な役割を持つと認識している。

2-1. 原子力成長見通し

世界の原子力成長の見通しは、国際原子力機関（IAEA）を始め国際エネルギー機関（IEA）が毎年取り纏め報告されている。IAEAは、将来の原子力成長の見通しを高位/低位で予測[1]しており、原子力発電設備容量に関する低位予測として、2016年の391GWeから2030年には345GWe、2050年には382GWeに回復すると予測する一方、高位予測では、現在の経済需要及び電力需要の伸び率が引き続き継続し、特に極東で高い成長が続くと想定し、2030年に554GWe、2040年には717GWe、2050年には874GWeに達するとしている。IAEA／NEAのUranium2016[2]では、2015年に382(低)～392(高)GWe、2030には418(低)～612(高)GWeと報告されている。また、OECD／IEAの原子力成長見通し[3]では、IEA2℃シナリオ（IEA-ETP2015-2DS）において全発電量に占める原子力の割合が11%（2012年）から17%（2050年）へ増大するとともに、原子力発電設備容量を2014年の396GWeから2050年に930GWeまで増大する予測を提示している。特に中国、インドにおける原子力利用の拡大は顕著であり、近年の当該国情報[4],[5]によると、2050年時点で中国は現在計画240GWeをはるかに超える400GWe超へ拡大との報告があるほか、インドでは275GWeを目指す目標が表明されている。これらの情報を基に、長期的視点として2100年断面の世界の原子力発電設備容量を外挿すると、低位予測として420～630GWe、高位予測として1,500～1,600GWeに達することを想定する必要がある。

---

* *Yukihide Mori[1], Kiyoshi Ono[2] and Akira Ohtaki[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

2-2. 天然ウラン資源の見通し

天然ウラン資源は、金属資源として濃集したもの（鉱床）でなければ回収には多大なコストとエネルギーを要するため、実用に供することは難しい。Uranium 2016によると、コスト区分USD260/kgU未満のウラン資源量が記載されている。そこでは既知資源として764万tU、これは、鉱床の規模･品位･形状が明らかな確認資源439万tUと、鉱床の規模･特性に関するデータが不十分な推定資源326万tUの合計として示されている。これに加え、未発見の資源として、既存鉱床の地質的延長にウラン資源の存在が間接的事実をもとに推定される予測資源と、特定の地質鉱床地帯の中に期待される期待資源を合計した742万tUも推定されており、既知資源と未発見資源を合わせた在来型ウラン資源の総計は1506万tUとされている。一方、同報告では、前述の原子力発電設備容量の予測とともにウラン需要量予測も併記されている。パリ協定合意前の2014年における世界の原子力発電設備容量（377GWe）が必要とする年間の天然ウラン使用量（約5.6万tU/年）で使い続けた場合、既知資源764万tUは135年間賄える量となるが、確認資源量439万tUで評価すると約1/2の78年が消費限界年数となる。同機関の過去の報告（Uranium2005以降）を資源コスト区分ごとにみると、USD40/kgU未満やUSD80/kgU未満のウラン資源は、確認資源、続いて推定資源と確実に資源量が減少し、2009年以降、USD80/kgU以上USD260/kgU未満の資源量が平衡状態にあることがわかる。これらのウラン資源量と左記に外挿した2100年の原子力発電容量（低位予測：420GWe、高位予測：1600GWe）に対応する年間消費量（低位予測：7.2万tU、高位予測：22.3万tU）から2100年までの残存資源量を評価すると、2014年に764万tUとされる既知資源は、低位予測で176万tUまで減少すると評価され、高位予測では2070年過ぎに残存量がゼロ（枯渇）になる。同様に確認資源439万tUで評価すると、それぞれ、低位予測で2080年、高位予測で2055年には残存資源量がなくなることになる。パリ協定後、脱炭素化指向によりロシア、中国、インドを始めとして、原子力発電の導入を加速する動きを踏まえると、決して考えられないことではないことがわかる。現実的には、低位予測と高位予測の間で推移することが考えられるが、いずれも、確認資源が消費限界に到達する前には、資源流出抑制が働き、流通量の規制やこれを引き金とする価格の高騰が十分懸念されるため、21世紀半ばまでにはウラン資源の確実な確保に加え、ウラン資源の輸入に頼らない準国産エネルギーシステムの構築、即ち、高速炉を実用化できる技術基盤を整備しておくことが必要である。

3. 国内原子力の見通し

2018年6月現在、新規制基準への適合性審査にかけられた原子力発電所は26基であり、2015年7月に策定された「長期エネルギー需給見通し」[6]における2030年断面の原子力比率（20～22%）確保に必要な原子力発電設備容量は、設備利用率を75%（既設軽水炉発電所のこれまでの平均）とした場合、32～36GWeとなるが、既に20年の延長申請が認可された発電所を含め全ての発電所を再稼働しても40年運転制限の下では需給見通しは達成できず、既設軽水炉を全て再稼働し、なおかつ60年運転とすることでようやくクリアできる。しかし、2030年のエネルギー需給を満足したとしても、2030年代半ばまでには60年を過ぎた発電所の廃止措置が始まり、急速に発電量は減少していく。原子力の発電設備容量を維持するには、2040年頃には従来から計画されていた新規発電所を投入していくことで、2050年頃までの発電量需給見通し維持は何とか達成が可能である。2050年断面における原子力発電比率が維持できたとして、その後も発電比率を維持するには、2050年以降導入すべき次世代の発電所をどのような炉型とするかをそれ以前には決定しなければならない。そこで、21～22世紀に向けた日本の原子力政策におけるあらゆる方面からの選択肢を検討し、今後の世界の原子力環境の中で、我が国が選択すべき方向性を評価した。

3-1. 国内原子力政策の選択肢の組合せ（導入シナリオ）の特徴

我が国の核燃料サイクル政策は、第5次エネルギー基本計画にも示されるように、高レベル放射性廃棄物の減容化・潜在的有害度低減や資源の有効利用等に資することを基本方針として、再処理やプルサーマル等の推進を指向している。そこで、原子力発電の長期継続に至る過程を分解し、①再稼働する原子力発電所をいつまで継続するか（順次停止・発電の継続）、②そこで発生する使用済燃料はどう処置するか（直接処分･再処理）、③使用済燃料から分離回収したPuをどう処置するか（現計画のプルサーマル計画まで使用・プルサーマルの長期継続）、④その使用済燃料（プルサーマル）はどう処置するか（直接処分・再処理）、

⑤使用済プルサーマル燃料から分離回収したPuはどう処置するか（プルサーマルでマルチリサイクル・高速炉で燃焼）、⑥その使用済燃料はどう処置するか（第二再処理以降で適宜再処理・さらに将来再処理）の問いに沿い、表1に示す長期に亘る選択肢の組合せ（シナリオ）について諸量を評価した。評価に際しては、以下の指標を設けシナリオの比較を実施した。

指標①･･･使用済燃料の中間貯蔵量は、現在計画する中間貯蔵対策量(約3万tHM)を超えないこと。

指標②-1･利用目的のないPu(余剰Pu)を保持しないため、再処理で回収したPuの貯蔵量はできるだけ少なくする。

指標②-2･核燃料サイクル系内の炉外Puインベントリが過剰に増加しないこと。

指標③･･･天然ウラン使用量が現在の購入契約量を超過する時期の明確化

指標④-1･放射性廃棄物発生量の減容効果として、処分場面積が増加しないこと。

指標④-2･処分後の放射能の潜在的有害度の低減

表1　原子力政策で考えられる選択肢の組合せ（シナリオ）一覧

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">シナリオ</th><th colspan="4">軽水炉</th><th colspan="2">高速炉(FR)</th></tr>
<tr><th>発電(UOX)</th><th>使用済UOX燃料</th><th>発電(MOX)</th><th>使用済MOX燃料</th><th>発電(MOX)</th><th>使用済FR燃料</th></tr>
<tr><td>原子力
早期停止</td><td>A1</td><td>2030年までに
全ﾌﾟﾗﾝﾄ停止</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td>発生分は
直接処分</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="2">原子力
順次停止</td><td>B1</td><td rowspan="2">再稼働し所定の
年数稼働後、停止
新増設なし</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td rowspan="4">中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>B2</td><td>RRPで再処理
以降は直接処分</td><td>現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="4">2030年発電
割合を維持

高速炉導入
なし</td><td>C1</td><td rowspan="3">発電量維持のた
めUOX新増設導
入</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>D1</td><td>RRPで再処理
以降は直接処分</td><td>現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>E1</td><td rowspan="3">全量再処理

六ヶ所再処理
第2再処理
第3再処理</td><td rowspan="2">Puﾊﾞﾗﾝｽ範囲内
で継続発電
(全発電量の1/3)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>E2</td><td rowspan="2">第2再処理～</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="5">2030年発電
割合を維持

高速炉導入
あり</td><td>F1</td><td rowspan="5">高速炉移行完了
までは新増設</td><td rowspan="4">現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>2050年頃導入
(最大導入量:ﾌﾟﾙｻｰﾏﾙ規模)</td><td>第2再処理～</td></tr>
<tr><td>F2</td><td>第3再処理～</td><td>第3再処理～</td></tr>
<tr><td>G1</td><td>第2再処理～</td><td rowspan="2">2050年頃導入
2100年以降、全
発電量規模まで
移行</td><td>第2再処理～</td></tr>
<tr><td>G2</td><td>第3再処理～</td><td>第3再処理～</td></tr>
<tr><td>G3</td><td>第3再処理～
再処理/MA分離</td><td>向上
MA2wt%含有</td><td>第3再処理～
再処理/MA分離</td></tr>
</table>

3-2. シナリオ諸量の比較

(1)　使用済燃料の中間貯蔵管理量の逼迫

直接処分を選択した場合、使用済燃料の中間貯蔵量は、2030年過ぎに貯蔵限界量(約3万tHM)を超えるため、約1万tHM程度の追加の貯蔵施設が必要となる。一方、全量再処理を選択した場合には、使用済燃料の中間貯蔵量は1.5万tHM程度に留まる。2050年～2120年にかけて全発電量の1/3程度(約12GWe)まで高速炉を導入した場合、2150年時点の中間貯蔵量は1万tHM以下に留まる。さらに2090年頃から高速炉に本格移行するシナリオでは、貯蔵量は0.3万tHM程度までに減少する。

(2)　プルトニウム管理

再処理によって回収されるPuの貯蔵量は、多くのシナリオにおいて最大50tPu以下(平均的には30tPu以下)に抑制することが可能である。また、使用済燃料、ガラス固化体、貯蔵中の製品Puなどの炉外のPuインベントリに関して、直接処分を選択した場合、使用済燃料の形態で単調増加し2150年には約1,000tPuを超える。一方、高速炉の本格導入を行い完全移行する選択肢では、高速炉の本格導入開始時期(2090年

頃)から炉外Puインベントリは減少し、完全移行到達の2120年以降、使用済燃料集合体(冷却中･再処理待機)の形態で約300tPu程度になる。

(3) エネルギー安全保障

ウラン燃料を利用する軽水炉体系を長期に継続する場合、天然ウランの使用量は単調増加し、2070年には我が国のウラン購入契約量35万tUを超え、2150年には80万tUに達する。また、プルサーマルの長期継続や高速炉との併存によってウラン資源の使用量を抑制する場合、使用量は約8%～18.5%削減されるが、2150年時点で68万tUに達する。一方、2090年頃から高速炉の本格導入・完全移行を行うと、完全移行が完了する2120年時点でウランの使用量は50万tUとなり、その後の増加は抑制されるが、約10万tUの追加契約が必要となる。このウランの使用量は、高速炉の導入量に比例するため、将来的に現契約量に留めるには、高速炉の実用化を2050年頃より始める必要があることを示唆している。

(4) 放射性廃棄物の減容・潜在的有害度の低減

直接処分を選択した場合、安定処分に必要な廃棄体の離間距離がガラス固化体の離間距離に比べて、より距離を取る必要があることから、より多くの処分場面積が必要となる。ワンススルーで軽水炉を継続使用した場合、処分場面積は約32km^2(山手線内側の面積の約1/2)が必要となるが、再処理を行いガラス固化体として処分すると高速炉の導入如何に関わらず処分場の面積は約7km^2(羽田空港の約1/2)となる。さらに高速炉サイクルとしてMAを廃棄物から分離することにより、ガラス固化体の処分面積は約5km^{2}に縮小が可能となる。直接処分体の放射能の潜在的有害度は、埋設後から天然ウランレベルに低下するまでに、約19万年を必要とする。一方、現計画のプルサーマルと高速炉の併存を行い、その後再処理からガラス固化体として埋設する場合、天然ウランレベルに低下するには、約1～2万年を要する。高速炉の本格導入･移行を行い、さらに再処理時の高レベル廃液からMAを99%の収率で分離回収し（ただし、超長寿命核分裂生成物：LLFPの分離は除く）高速炉に一定量装荷して燃焼させると、放射能の潜在的有害度は、約0.2万年まで短縮が可能となる。

4. 結論

2015年12月の気象変動に関するパリ協定合意を受け、世界の原子力発電の規模は増加傾向に向かい、2050年時点の予測は、400GWeから930GWeへと拡大する傾向にあり、これに伴って天然ウランの需要増加が予想される。現在評価されている天然ウラン資源量は既知資源量で764万tUであり、パリ協定以前の世界の年間ウラン使用量が一定と仮定した消費限界年数は約135年と評価されるが、エネルギー政策として議論する際には、原子力発電規模の拡大の不確実性も考慮した検討が必要である。この視点から見ると、天然ウラン資源は、21世紀半ば(2050～2060年)には確認資源を消費し尽くし、推定資源に頼ることとなり、流通制限により価格高騰が懸念される。エネルギー自給率の低い日本として、このような状況に対応していくには、高速炉建設に必要となるリードタイムも考慮し、21世紀半ばには、ウラン資源への依存度を下げることができる高速炉技術の実用化見通しを獲得しておくべきである。

種々のシナリオにおける諸量評価の結果においても、高速炉の導入は、天然ウランの需要を抑え、我が国をウラン資源の流通規制や価格高騰のリスクから回避できる方策であるとともに、結果として我が国のエネルギーセキュリティ確保において有効であることを示した。さらには、ガラス固化体の発生量、処分場面積や潜在的有害度の低減効果も期待できる可能性を提示した。

これらの結果より、長期的視点からみた高速炉開発は、21世紀半ばまでに使用済MOX燃料を高速炉燃料として利用（U／Puの資源有効利用）することを可能にし、ウラン価格高騰の不確実性に備えるべきである。その次には、高速炉サイクルとしてMAのリサイクルを目指し、放射性廃棄物発生量を減容と潜在的有害度の低減に向けて段階的なシステムの技術拡張を図るべきである。

参考文献

[1] IAEA-RDS-1/37, “Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050, 2017 Edition”, Sep. 2017
[2] IAEA/NEA No.7301, “Uranium 2016 Resources, Production and Demand.”,2017
[3] IEA/NEA, “Technology Roadmap Nuclear Energy 2015 edition”, 2015
[4] 第4回戦略ワーキンググループ資料2, ”The Progress of the GEN-IV reactor in China”, 2017.9
[5] 第5回戦略ワーキンググループ資料2,「インドの高速炉サイクル開発戦略」,2017.10
[6] 経済産業省,「長期エネルギー需給見通し」, 平成27年7月

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(3) 短期的視点からの検討：技術継承と東電福島第一事故を踏まえた安全性向上

(3) Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*堺 公明[1]
[1]東海大学

1. はじめに

我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としている。その方針の下、「第5次エネルギー基本計画」（2018年7月閣議決定）[1]では、「『高速炉開発の方針』（2016年12月原子力関係閣僚会議決定）に基づき策定されるロードマップの下、米国や仏国等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発に取り組む」とされており、我が国は今後も技術開発を推進していくこととされている。新型炉部会は、長期的視点から検討した結果、「資源の有効利用」と「環境負荷低減」を両立できる高速炉を、必要性が高まる可能性のある21世紀半ばには高速炉を実用化できる技術基盤を整備すべきと考えている。一方、東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化を踏まえる必要がある。このため、短期的視点からの検討として、現在の情勢を考慮して向こう20年から30年間に取り組むべき事項の観点について検討する。

2. 社会的合意形成に向けた取組み

「高速炉開発の方針」[2]において、「今後の我が国の高速炉開発は、世界最高レベルの技術基盤の維持・発展を図りつつ、高い安全性と経済性を同時に達成する高速炉を開発し、将来的な実用化を図り、もって国際標準化に向けたリーダーシップを最大限に発揮することを目標に掲げる。」こととされているが、開発のステークホルダーをはじめ、規制機関を含む政府の関係省庁、都道府県、関係市町村、国民の各層において本決定が十分に浸透し、理解を得た状態で開発を推進することが重要である。特に、高速炉開発は、向こう50年から100年程度の長期的な取組みが必要となることから、エネルギー安全保障等の重要性、確保するべき安全性の目標、得られる便益及びコスト等の視点を長期間にわたって共有できるように、社会的な合意形成に取り組むとともに、その維持に努めることが重要である。

3. 安全性の向上（リスク低減）

東京電力福島第一原子力発電所事故により、我が国では安全性に対する考え方が見直され、新規制基準では、より過酷な自然災害への対策や様々なシビアアクシデント対策等を確実に行うことが要求されるようになった。一方、第4世代炉国際フォーラム（GIF）では、高速炉開発国の政府間協力として、ナトリウム冷却高速炉（SFR）に対する国際的な安全設計要件である安全設計クライテリア（SDC）と安全設計ガイドライン（SDG）の構築が進められている[3]。

そこでは、自然災害を起因とする事象を含めて炉心損傷を受動的に（物理現象を利用して）防止できる機構や、仮に大規模な炉心損傷に至った場合にも、その影響を原子炉容器内で終息させ、最終障壁である格納容器内に放射性物質を閉じ込め、周辺公衆の避難を不要とできるほど安全性を高めるための技術開発が重要となっている。これまでは、炉心損傷に至る事故を起こさないことに重点が置かれていたが、それだ

* Takaaki Sakai[1]
[1] Tokai Univ.

けではなく、今後は、炉心損傷が発生しても、敷地外への放射性物質の拡散を実質的に防ぐためのリスク低減努力を重視していく必要がある。そのためには、実用発電用原子炉（軽水炉）とは異なる高速炉の特徴を考慮したリスク低減を図る必要がある。また、こうした技術は、先行して開発された技術がデファクトスタンダード化することから、国際的な開発状況に遅延することなく、実用化を進めることが重要である。

4. 技術継承

我が国の高速炉開発は原型炉「もんじゅ」の設計・建設から30～40年経過している。このため「もんじゅ」経験者の引退により次期炉の設計にその経験を生かしていくことが困難な状況になってきており、世代間での技術伝承や人材育成は急務である。机上の設計研究と要素技術開発だけでは、高速炉の実用化に必要な機器の開発、プラント建設、運転保守等の能力は涵養されない。先行炉の経験知があるうちに、次世代を担う若手研究者・技術者と共に我が国の高速炉技術を維持・発展させるべきである。このためには、今後数十年かけて、安全性を向上させたプラント設計と技術開発、そして機器・構造物の製造・建設、運転という一連の経験を積む必要がある。

人材育成の観点からは、原子力エネルギーの役割、その安全な利用のための種々の対策等に関する丁寧な説明に継続的に取り組むとともに、原子力について正しく理解し、社会に対して伝えていくことのできる人材の育成が重要である[4]。特に、高速炉に関する正確な知識と情報に基づく教育がモティベイションを有した人材の育成につながることから、大学における原子力エネルギー利用に関する幅広い教育を強化するとともに、研究開発機関、規制機関等と大学間の高速炉サイクル技術に関する具体的な研究連携を推進し、研究開発人材に関するシームレスな育成を図ることが重要である。

5. 不確実性への備え

エネルギー安全保障と環境負荷低減のいずれがどの程度要求されるか不確実性が高いことから、両者に柔軟に対応できる計画とすることが重要である。また世界の技術開発の方向や市場の動向と整合できるように、炉型や燃料などに柔軟性を確保しておくことが望ましい。

現状の世界の高速炉開発に関する趨勢は、ナトリウム冷却と酸化物燃料あるいは金属燃料を組み合わせた高速炉サイクルである。我が国で蓄積されている技術は、酸化物燃料とナトリウム冷却炉の技術に厚みがあることから、ナトリウム冷却高速炉サイクルから優先的に開発していくのが合理的である。

一方、国際的には、萌芽的なものを含めて、様々な冷却材、燃料形態の革新的な高速炉概念の研究開発も行われている。これらの研究開発の動向については、常にアンテナを高くし、革新炉における研究開発から酸化物燃料ナトリウム冷却高速炉へ適用できる技術が開発される可能性に常に注意を払っていく必要がある。我が国はナトリウム冷却高速炉等の基幹技術の実用化に向けた技術開発とともに、革新炉技術の多様性確保の両者を達成できる研究開発環境を整備し、自由な発想ができる大学等が中心となって、幅広く多様な概念検討や基礎研究に取り組み、革新技術の創出と人材の育成を進めていくことが期待される。

6. 国内資産の活用

国際的にも貴重な施設である「もんじゅ」は廃止措置に移行するが、廃止措置期間中においても燃料取り出し時の燃料取り扱い技術知見蓄積や廃止措置過程における点検経験に基づく高速炉保守管理技術知見の蓄積や、解体過程において長期間ナトリウムを内包した機器の経年特性データ取得・設計検証を行うなど重要な技術成果を取得することができる。また、地震時のプラント安全性の評価構築に向けた「もんじゅ」の主要機器や構造物を活用した耐力限界の把握、次期炉設計に必要となる技術開発成果の集約、運転シミュレータ、ナトリウム取扱い訓練施設等を活用した高速炉技術者の人材育成にも活用できる。さらに、既存及び今後「もんじゅ」で得られる知見・経験とシミュレーション技術を組み合わせた新たな設計最適化手法を開発することにより、「もんじゅ」で期待された成果に匹敵した知見を得ることも期待できる。このため、廃止措置期間中においても国際的な視野で「もんじゅ」を最大限に活用した技術開発、知見・経験の蓄積を実施するべきである。

実験炉「常陽」は、現在、新規制基準への適合性審査に対応しているところである。「常陽」は世界最高レベルの高速中性子束を有しており、多様なニーズに対応可能なように工夫がなされている。また、高速炉研究や人材育成のみならず、核融合や非原子力分野からの基礎基盤研究や多目的利用が期待されている。さらに、照射後試験施設が近接しており、インフラが充実していることから、研究の発展性に期待できる。このような期待に応えるためにも、「常陽」は早期に再稼動して最大限活用していくべきである。

7. 国際協力

フランスとのASTRIDの共同開発や、ロシアの運転経験の習得など、海外と積極的に知識共有を図るべきであるが、国際協力にはギブアンドテークが要求される現実を考えると、国内技術の維持・向上が前提であることを忘れてはならない。また、ASTRID計画の規模縮小など資本主義国におけるプロジェクトはその時代の経済に大きく左右されることから、過度な海外依存は安定性を損なう可能性もある。

したがって、国内での開発と技術維持が基本であり、国際協力はそれを補うものであり、有効に活用しつつも、肩代わりするものではないと認識すべきである。

8. 結論

高速炉開発は、数十年オーダーの長期的な取組みが必要となることから、社会的合意形成に向けた取組みが必要である。また、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて安全性を高める技術開発を推進していくとともに、先行炉の経験知があるうちに、次世代を担う若手研究者・技術者と共に我が国の高速炉技術を維持・発展させるべきである。このためには、今後数十年かけて、安全性を向上させたプラント設計と技術開発、そして機器・構造物の製造・建設、運転という一連の経験を積む必要がある。将来の不確実性への備えとして、基幹技術のみならず多様な技術開発にも取り組み、革新技術の創出を推進して、柔軟性を確保しておくことが望ましい。また、次期炉に役立つ知見を蓄積するため、「もんじゅ」、「常陽」といった国内資産を有効に活用すべきである。国際協力は有効に活用しながら、国内での開発と技術維持を基本的に推進していくべきである。

参考文献

[1] 経済産業省、第５次エネルギー基本計画（案）(2018年7月閣議決定)
[2] 原子力関係閣僚会議,「高速炉開発の方針」（2016年12月決定）
[3] Gen-Ⅳ International Forum, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria
[4] 文部科学省原子力人材育成作業部会,「中間取りまとめ」(2016年8月)

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (B32 -B Building)

[2H_PL04]Discussion

東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化により、高速炉開発戦略を練り直す必要性が出てきている。また、国が設置した高速炉開発会議の下、今後10年程度の高速炉開発戦略ロードマップ構築の検討が実施されている。このような状況から、原子力学会の新型炉部会は「高速炉戦略ロードマップ検討会」を設置し、高速炉サイクル開発の長期目標や人と社会との係りを含む技術戦略を中心に、今後検討されるロードマップを補完する見解を示すこととした。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

[2K_PL01] Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*Toshiaki Hiyama[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current status and issues of security measures at university RI facilities

*Tsutomu Ohtsuki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2K_PL04] Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo)

[2K_PL05] Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (B41 -B Building)

[2K_PL01]Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

本セッションでは、IRRS規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃およびRI施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には原子力系大学関係者より、①大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について、② 大学等R施設のセキュリティ対策の現状と課題について報告していただく。
これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃およびRI研究施設のセキュリティ対策について今後の在り方、対応について意見交換を行い、まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方

Issues for security measures for univer

大学等核燃施設セキュリティ対策の現状と課題

Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*檜山　敏明

九州大学

1. 概要

平成 28 年に原子力規制庁が IAEA による IRSS（Integrated Regulatory Review Service）を受入れ、IAEA から日本国政府へ IRSS 報告書が提出された。これを受け平成 29 年 2 月に改正法令案提出、平成 29 年 4 月から一部施行され、平成 31 年度には完全施行の予定である。この中で RI 法において、初めて核セキュリティ対策が法令化された。

一方、核燃料施設では、従前からか原子炉等規制法に基づく「核物質防護」対策が進められており、核物質防護規定の認可、核物質防護管理者の選任、核物質防護検査等が義務付けられている。しかし、殆どの大学における核燃料施設では、プルトニウム、濃縮ウラン、ウラン 233 等の防護対象特定核燃料物質は取扱っていないため、核物質防護の対象施設とはなっていない。従って、大学の核燃料施設において、核セキュリティ対策について、現段階において問題になることはないと考えられるが、施設の老朽化、核燃料物質等の安全管理、保管管理等の問題が顕在化しつつあり、核セキュリティを広義に解釈すれば、課題を有していることが分かった。

「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、国立大学を中心に、核燃料使用施設（Ｊ施設）、国際規制物資使用施設（Ｋ施設）の現状を調査するとともに、それぞれの施設における課題について整理を進めてきた。この中で、大学における核燃料施設では、研究分野の縮小と施設の使用頻度の減少、施設の老朽化と安全管理能力の低下、担当教員の激減と管理業務の増加、核燃料物質の保管施設、施設の廃止、長期にわたる基礎・基盤研究への影響等が課題として挙げられた。

このような状況を背景に、大学では、核燃料研究施設の維持やそれに伴う実験教育の継続が難しく、原子力分野における基礎・基盤研究の展開への影響が懸念されている。また、原子力分野における教育および研究における環境整備と次世代への人材育成への対応が喫緊の課題となっている。

そこで本委員会では、

（1）　学内の K 施設、J 施設の集約化による管理安全、維持管理の合理化

（2）　核燃料施設の拠点化と統廃合による安全管理体制の確保

（3）　核燃料物質及び核燃料廃棄物の集約･保管による核セキュリティ対策

（4）　原子力人材育成に対する核燃料施設の重要性

等についての提言を纏めた。

---

*Toshiaki Hiyama, Kyushu Univ.,

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方
Issues for security measures for univer

大学等 RI 施設のセキュリティ対策の現状と課題

Current status and issues of security measures on RI facilities in universities

*大槻　勤
京都大学

1. 概要

平成 28 年に IAEA から日本政府に与えられた勧告 IRSS（Integrated Regulatory Review Service）に伴い、平成 29 年 4 月 14 日から新法令が一部施行され、平成 31 年度 9 月には完全施行される予定である。この新法令では従来からの従事者や公衆の安全に加えて、ラグビーワールドカップや東京オリンピックを見据えたテロ対策(特定放射性同位元素セキュリティ、いわゆる特定 RI セキュリティ)が求められている。

改正放射線障害防止法施行規則第 24 条の 2 の 2 に特定 RI セキュリティの区分訳として以下のような区分１から区分３に分類され、特定 RI の数量等を定める告示がなされた。ここでは非密封（固体状のもの、それ以外)、密封線源について基準数量が別表として与えてある。これらのデータは、基本的に IAEA Dangerous quantities of radioactive material (D-values)に基づいている。また、特定核燃料物質セキュリティとの違いは DBT(設計基礎脅威)がないことが挙げられる。

区分	ΣA/D の倍数*	主な実施内容
区分 1	1000 以上	防護区域の設定 カメラ等による常時監視 アクセス制限（鍵などで実施。2 種類以上。） 障壁の設置（2 層以上）
区分 2	10 以上 1000 未満	防護区域の設定 カメラ等による常時監視 アクセス制限（鍵などで実施。1 種類以上。） 障壁の設置（2 層以上）
区分 3	1 以上 10 未満	防護区域の設定 アクセス制限（鍵などで実施。1 種類以上。） 障壁の設置（1 層以上）

これらの RI セキュリティ区分の共通事項として１）特定 RI 防護管理者の選任・届出（選任にあたり教育が必要)、２）特定 RI 防護規程の制定・届出、３）特定 RI に係る報告、４）法定帳簿、５）防護従事者・常時立入者の選任・教育訓練、６）情報セキュリティ（管理用 PC)、７）特定 RI の所外運搬に関する事項等が義務化される。

京大複合原子力科学研究所（旧原子炉実験所）はいわゆる特定核セキュリティ施設と特定 RI セキュリティの二重規制施設となる。これらを踏まえて、当研究所の RI セキュリティの準備状況や具体的な方策について紹介する。

*Tsutomu Ohtsuki, [1]Kyoto Univ.,

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方
Issues for security measures for univer

パネルディスカッション
Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*檜山　敏明[1]，*大槻　勤[2]，*上坂　充[3]
[1]九州大学，[2]京都大学，[3]東京大学

1. 概要

福島第一原子力発電所事故以降に IAEA の勧告による IRRS 規制が法令改正を経て実施されつつある。これらの原子力規制に対しては、規制内容によっては大学等における RI 等研究施設の維持やそれに伴う実験教育の継続が難しく、原子力分野における基礎・基盤研究の展開への影響が懸念されるとともに、原子力分野における教育および研究における環境整備と次世代への人材育成への対応が喫緊の課題となっている。特に、セキュリティ対策が取り上げられ、実用炉等以外の原子力施設に対する内部脅威対策の強化が検討され始め、多くの大学等施設が対象となってくる状況にある。そこで、大学等核燃および RI 施設のセキュリティ対策の現状や課題について該当施設からの講演を受け、さらにセキュリティ対策の課題と展望についてパネルディスカッションにて検討することとした。多くの原子力学会員にとって、原子力分野の大学における RI 等研究施設利用に係る基礎・基盤研究の現状を理解し、今後の在り方を考えることは重要であり、非常に関心が高いテーマである。

本セッションでは、IRRS 規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃および RI 施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には

① 大学等核燃施設セキュリティ対策の現状と課題

原子力系大学関係者より、大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について大学から報告していただく。

② 大学等 R 施設のセキュリティ対策の現状と課題

原子力系大学関係者より、大学等 RI 施設のセキュリティ対策の現状と課題について大学から報告していただく。

これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設のセキュリティ対策について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto Univ., [3]The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (B41 -B Building)

[2K_PL05]Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

本セッションでは、IRRS規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃およびRI施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には原子力系大学関係者より、①大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について、② 大学等R施設のセキュリティ対策の現状と課題について報告していただく。
これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃およびRI研究施設のセキュリティ対策について今後の在り方、対応について意見交換を行い、まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[2L_PL01] The current status of disseminating information thourgh mass media and the future

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2L_PL02] The current state of the positional statement and the future

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*佐賀井美都[1]、*山本隆一[2]、布目礼子[3]
[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

学会には外部への公式な情報提供として、プレスリリース（以下 PR）とポジション・ステートメント（以下 PS）という二つの手段がある。このうち PR は学会主催イベントの開催案内や学会長の記者会見の他、特に緊急性を要する案件について活用してきている。また、PS については、時間をかけて議論をし、学会員パブコメを含めて学会内の多くの目でチェックアンドレビューをした上で、学会 HP 上で公開している。これら状況については、この 3 年ほど秋の大会にて現状紹介し、併せて学会員各位のご意見を伺ってきたところである。

PR は学会 HP において「社会への情報提供を行うため、本会の主要な動きについて、随時プレスリリースを行っています」としているが、適時性を優先するが故に公平性、厳密性、正確性、さらに分りやすさ、というような概念は明示されていない。これは PR の性格上、情報の受け取り手（市民の代表としてのマスコミ）との対話を通じてある程度の解説が可能との発想ではないかと考えられる。

一方、PS は「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信している、と学会 HP 上で明記していることから、その責任を果たすべく、公開までの手続きを重厚にしているのであるが、過去の企画セッションでも議論したように適時性については目をつぶらざるを得ない状況である。今回は、この二つの情報発信手段の有り方について、学会員各位に問題の所在を共有して頂くともに、それぞれのあるべき方向について意見交換したい。

2. PR の意義と課題

PR は冒頭記述したように適時性を身上としており、特に緊急時には「広報・情報伝達に関する規程」（社会への情報発信）第７条（緊急時や異常事象発生時の情報発信）に基づき PR を通じで情報発信することとされている。PR の実施対象となる案件は、発信元または依頼元となる部会等による正式な承認を経るなど、本会として公式に情報・コメントを発信できるものであることを前提とし、未承認、未発表の活動等に関わるものは原則として対象としていない。つまり、PR は実施手順にしたがって手続きされたものであれば、広報情報委員会が作成した原案（PR 定型）に合わせつつ、依頼元の各部会等の自律性を尊重して実施される。それ故に公平性、厳密性、正確性、分りやすさは、依頼元の部会等に委ねている。そのため、学会員の立場によっては、その表現や発出のタイミング等について疑義を生じ得る可能性を秘めている。

PR における広報情報委員会の役割は、依頼元部会等からの資料をもとに内容等を協議しながら PR 原案を作成し、広報情報委員長の権限により実施可否を決定・実施することである（但し、学会声明・提言・見解は広報情報委員会による審議を必要とする）。現行ルールでは、この過程において依頼元の部会等が意図する PR のための資料に対して広報情報委員会がその内容・表現等について是非を議論し審議する仕組みになっていない。

PR は部会等が適時に情報発信できる仕組みであり、部会等の専門性を生かす手段としてその機能を維持する意義は大きいと考えるものの、社会への直接的情報発信であることを念頭に置き、誤解を招きかねない表現やタイミングは本会としてのリスクを負うかもしれないことを意識し考慮していくこともまた大切である。そこで、各部会等の自律性を尊重・担保しつつリスクを低減する手段として、例えば、PR を作成する際のガイドライン作成し、部会等にこれを尊重してもらうといった工夫が必要ではないかと考えるが、学会員各位のご意見を賜りたい。

3． PS の意義と課題

PS は、学会及び学会員が市民に対して学問的成果あるいはそれを基にした見解等を示す仕組みであるため、専門性を基にしつつも、理解しやすい表現と構成の工夫で、学会が言わんとするところを理解して頂くことに留意している。そのために PS の作成に当たっては、それぞれの専門分野における知見を持つ研究者・技術者で構成する部会等が原案を作成した後、専門外の研究者や技術者が第三者的な立場で検討する組織（PSWG）がチェックした上で、倫理委員会のチェックも受け、更には一般学会員からの意見も求め、それらに応えつつ仕上げるという非常に手間のかかる仕組みとしている。また、作成公開した PS については 3 年ほど前から定期的な妥当性評価を行う仕組みを導入し、将来にわたって維持管理する仕組みを構築した。

PS は、公表までに時間を要し、適時性との両立は困難であるものの、一般学会員の意見も含めた多面的なチェックをした上で仕上げることができる故に、学会としての姿勢や考え方を市民に提示する仕組みとして有意義と考えている。つまり、適時性が必要なメッセージについては PR に仕組で対応すると考えれば、昨年度まで議論した PS の課題の内、特に即時性の確保については、これを必要以上に追い求めるべきではないのかもしれない、と考え始めている。

そこで例えば、適時性を優先したいメッセージについてはプレスリリースで対応することとして、それを発信した後、必要であればあらためて議論し、学会として有意義と判断したものについては PS の仕組みに組み込んで入念にブラッシュアップした上で、その置き場所を PS に移し、維持管理していく、といったプロセスを用意しておくことも考えられるのではなかろうか。即ち、PS としてリリースするメッセージは、前記のようなものの含めて、適時性は求めないものの、学会として明示すべきもの、と再定義してはどうだろうか。このカテゴリーに入るものとしては、比較的普遍性が高い専門用語の説明や解説なども当然含まれるものと考える。

いずれにしても、学会から発出するメッセージについてはその公平性、普遍性が有る程度のレベルで求められるはずであり、それを担保するための仕組みを構築していく必要が有るのではないかと考えている。学会員各位の御意見を賜りたい。

4． まとめ

PR については、発出までの余裕が取りにくいことを考慮しつつ、公平性や分りやすさを多少なりとも改善し、学会の信頼を回復すると共に学会員の信頼を維持するために、本セッションでの学会員各位のご意見を参照しつつ、広報情報委員会として議論を進め、より適切な仕組みの中で運用すべきと考えている。

一方、PS において残る課題として昨年度紹介した 3 点の内「和文版 HP で PS の存在に気付きにくい」との課題については、学会 HP の改定作業の中で PS へのアクセス性の改善に取り組んでもらっており、早晩解決するものと考えている。そこで、現時点では以下の 2 点が課題として残っている。

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性に課題有

このうち、①については昨年も紹介したように 2、3 の部会で「提言」を出す意欲が見られている他、2．で紹介したように提案組織の拡大に加え、テーマの公募も可能となることから、今後改善されていくことを期待したいところ。

最後に残る適時性については、3. で整理したように、プレスリリースとの棲み分けが適性化されれば、

そもそも課題ではなくなるようにも思う。

なお、新 PS「『燃料デブリ』について」において、分りやすさと適時性を両立させるべく取り組んだ便宜的手段（後日の用語解説集の作成）も本文のパブコメ対応に予想外の時間を要したこともあって、時間短縮効果は見られなかった。とはいえ、この過程で発案された「用語集」自体については、今後その対応範囲を拡大しPS全体の共通用語集としていくのが良いのではないかとの意見がPSWGの中で出ていることを紹介しておく。

以上

---

*Mito Sagai[1], *Ryuichi Yamamoto[2], Reiko Nunome[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]NUMO

2018年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*佐賀井美都[1]、*山本隆一[2]、布目礼子[3]
[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

学会には外部への公式な情報提供として、プレスリリース（以下 PR）とポジション・ステートメント（以下 PS）という二つの手段がある。このうち PR は学会主催イベントの開催案内や学会長の記者会見の他、特に緊急性を要する案件について活用してきている。また、PS については、時間をかけて議論をし、学会員パブコメを含めて学会内の多くの目でチェックアンドレビューをした上で、学会 HP 上で公開している。これら状況については、この 3 年ほど秋の大会にて現状紹介し、併せて学会員各位のご意見を伺ってきたところである。

PR は学会 HP において「社会への情報提供を行うため、本会の主要な動きについて、随時プレスリリースを行っています」としているが、適時性を優先するが故に公平性、厳密性、正確性、さらに分りやすさ、というような概念は明示されていない。これは PR の性格上、情報の受け取り手（市民の代表としてのマスコミ）との対話を通じてある程度の解説が可能との発想ではないかと考えられる。

一方、PS は「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信している、と学会 HP 上で明記していることから、その責任を果たすべく、公開までの手続きを重厚にしているのであるが、過去の企画セッションでも議論したように適時性については目をつぶらざるを得ない状況である。今回は、この二つの情報発信手段の有り方について、学会員各位に問題の所在を共有して頂くともに、それぞれのあるべき方向について意見交換したい。

2. PR の意義と課題

PR は冒頭記述したように適時性を身上としており、特に緊急時には「広報・情報伝達に関する規程」（社会への情報発信）第７条（緊急時や異常事象発生時の情報発信）に基づき PR を通じで情報発信することとされている。PR の実施対象となる案件は、発信元または依頼元となる部会等による正式な承認を経るなど、本会として公式に情報・コメントを発信できるものであることを前提とし、未承認、未発表の活動等に関わるものは原則として対象としていない。つまり、PR は実施手順にしたがって手続きされたものであれば、広報情報委員会が作成した原案（PR 定型）に合わせつつ、依頼元の各部会等の自律性を尊重して実施される。それ故に公平性、厳密性、正確性、分りやすさは、依頼元の部会等に委ねている。そのため、学会員の立場によっては、その表現や発出のタイミング等について疑義を生じ得る可能性を秘めている。

PR における広報情報委員会の役割は、依頼元部会等からの資料をもとに内容等を協議しながら PR 原案を作成し、広報情報委員長の権限により実施可否を決定・実施することである（但し、学会声明・提言・見解は広報情報委員会による審議を必要とする）。現行ルールでは、この過程において依頼元の部会等が意図する PR のための資料に対して広報情報委員会がその内容・表現等について是非を議論し審議する仕組みになっていない。

PR は部会等が適時に情報発信できる仕組みであり、部会等の専門性を生かす手段としてその機能を維持する意義は大きいと考えるものの、社会への直接的情報発信であることを念頭に置き、誤解を招きかねない表現やタイミングは本会としてのリスクを負うかもしれないことを意識し考慮していくこともまた大切である。そこで、各部会等の自律性を尊重・担保しつつリスクを低減する手段として、例えば、PR を作成する際のガイドライン作成し、部会等にこれを尊重してもらうといった工夫が必要ではないかと考えるが、学会員各位のご意見を賜りたい。

3． PS の意義と課題

PS は、学会及び学会員が市民に対して学問的成果あるいはそれを基にした見解等を示す仕組みであるため、専門性を基にしつつも、理解しやすい表現と構成の工夫で、学会が言わんとするところを理解して頂くことに留意している。そのために PS の作成に当たっては、それぞれの専門分野における知見を持つ研究者・技術者で構成する部会等が原案を作成した後、専門外の研究者や技術者が第三者的な立場で検討する組織（PSWG）がチェックした上で、倫理委員会のチェックも受け、更には一般学会員からの意見も求め、それらに応えつつ仕上げるという非常に手間のかかる仕組みとしている。また、作成公開した PS については 3 年ほど前から定期的な妥当性評価を行う仕組みを導入し、将来にわたって維持管理する仕組みを構築した。

PS は、公表までに時間を要し、適時性との両立は困難であるものの、一般学会員の意見も含めた多面的なチェックをした上で仕上げることができる故に、学会としての姿勢や考え方を市民に提示する仕組みとして有意義と考えている。つまり、適時性が必要なメッセージについては PR に仕組で対応すると考えれば、昨年度まで議論した PS の課題の内、特に即時性の確保については、これを必要以上に追い求めるべきではないのかもしれない、と考え始めている。

そこで例えば、適時性を優先したいメッセージについてはプレスリリースで対応することとして、それを発信した後、必要であればあらためて議論し、学会として有意義と判断したものについては PS の仕組みに組み込んで入念にブラッシュアップした上で、その置き場所を PS に移し、維持管理していく、といったプロセスを用意しておくことも考えられるのではなかろうか。即ち、PS としてリリースするメッセージは、前記のようなものの含めて、適時性は求めないものの、学会として明示すべきもの、と再定義してはどうだろうか。このカテゴリーに入るものとしては、比較的普遍性が高い専門用語の説明や解説なども当然含まれるものと考える。

いずれにしても、学会から発出するメッセージについてはその公平性、普遍性が有る程度のレベルで求められるはずであり、それを担保するための仕組みを構築していく必要が有るのではないかと考えている。学会員各位の御意見を賜りたい。

4． まとめ

PR については、発出までの余裕が取りにくいことを考慮しつつ、公平性や分りやすさを多少なりとも改善し、学会の信頼を回復すると共に学会員の信頼を維持するために、本セッションでの学会員各位のご意見を参照しつつ、広報情報委員会として議論を進め、より適切な仕組みの中で運用すべきと考えている。

一方、PS において残る課題として昨年度紹介した 3 点の内「和文版 HP で PS の存在に気付きにくい」との課題については、学会 HP の改定作業の中で PS へのアクセス性の改善に取り組んでもらっており、早晩解決するものと考えている。そこで、現時点では以下の 2 点が課題として残っている。

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性に課題有

このうち、①については昨年も紹介したように 2、3 の部会で「提言」を出す意欲が見られている他、2．で紹介したように提案組織の拡大に加え、テーマの公募も可能となることから、今後改善されていくことを期待したいところ。

最後に残る適時性については、3. で整理したように、プレスリリースとの棲み分けが適性化されれば、

そもそも課題ではなくなるようにも思う。

なお、新 PS「『燃料デブリ』について」において、分りやすさと適時性を両立させるべく取り組んだ便宜的手段（後日の用語解説集の作成）も本文のパブコメ対応に予想外の時間を要したこともあって、時間短縮効果は見られなかった。とはいえ、この過程で発案された「用語集」自体については、今後その対応範囲を拡大しPS全体の共通用語集としていくのが良いのではないかとの意見がPSWGの中で出ていることを紹介しておく。

以上

---

*Mito Sagai[1], *Ryuichi Yamamoto[2], Reiko Nunome[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]NUMO

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N_PL] Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

Chair:Satoshi Fukada(Kyushu Univ.)

[2N_PL01] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities

*Noriyasu Ono[1] (1. Nagoya Univ.)

[2N_PL02] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies

*Akira Ozaki[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

[2N_PL03] Present status of education and human resources in nuclear engineering

*Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

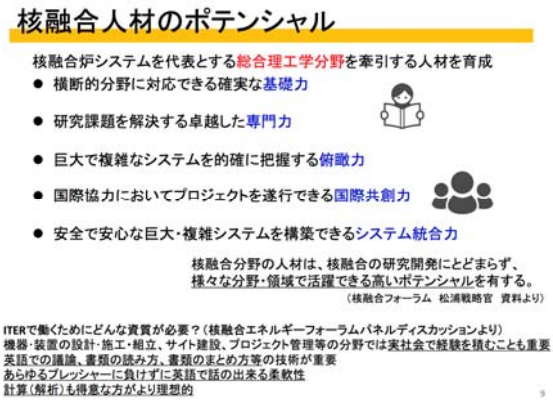
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

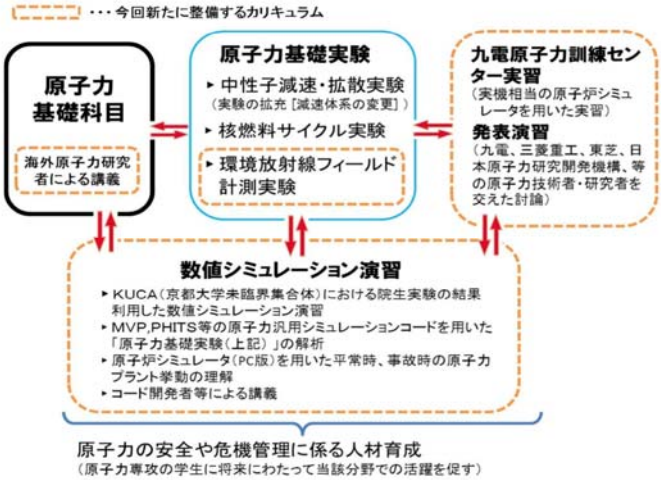
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

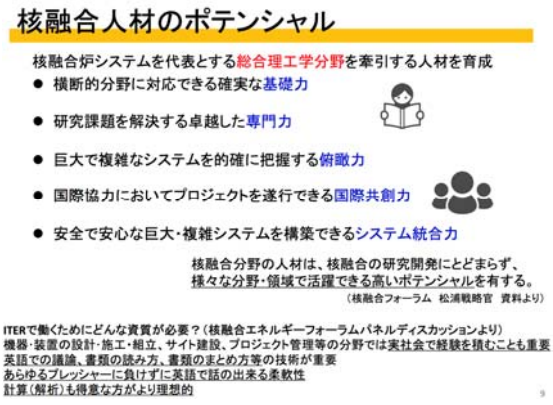
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

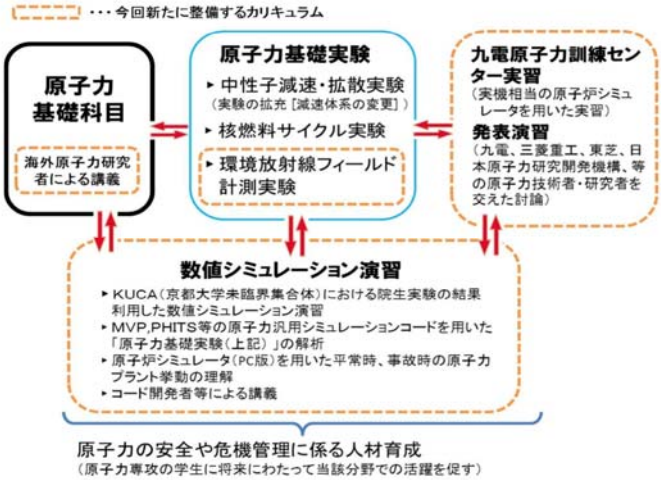
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

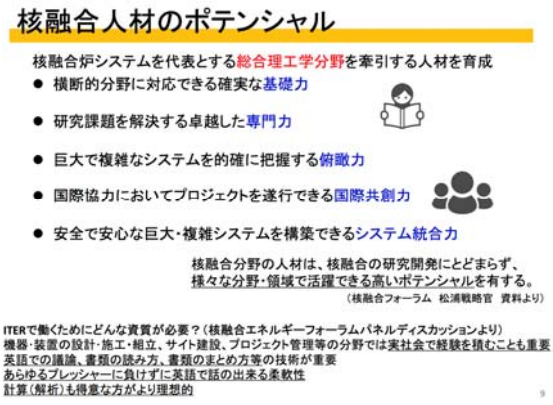
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

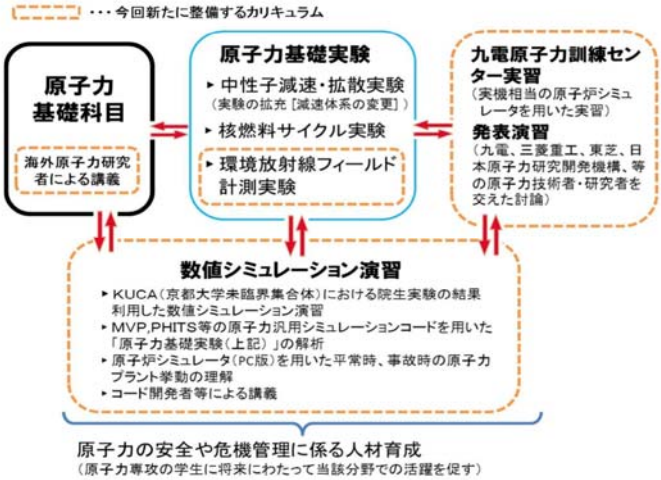
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

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

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O_PL] Nuclear Energy in Poland

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)

[2O_PL01] Nuclear Energy in Poland

*Kazuhiko Kunitomi[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

海外情報連絡会セッション

ポーランドにおける原子力の動向

Nuclear Energy in Poland

國富　一彦
（国研）日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ポーランドにおける 2018 年 1 月 29 日付報道によると、Tchorzewski エネルギー相が、2050 年を見据えたエネルギー需給の見通しについて、石炭火力の比率を現在の 8 割から 5 割に低減することに改めて言及しており、原子力発電所の新設が検討されている。また、ポーランド政府は、高温ガス炉の導入についても検討しており、研究炉と商用炉の建設が計画されている。

2. ポーランドにおける原子力の動向

2-1. ポーランドの概要

面積 : 31 万 2 千 km^2（EU28 か国内 6 番目、日本の約 4/5）、人口 : 約 3,842 万人（2017 年 : EU 内 6 番目）、GDP : 約 4,693 億米ドル（2016 年，IMF）（EU 内 8 番目、日本の約 1/10）。堅調な個人消費と EU 資金により、安定した経済成長を達成している。

2-2. ポーランドのエネルギー事情

１次エネルギー供給の 5 割以上、電力供給の 8 割以上を石炭に依存しており、石炭火力の老朽化、地球温暖化ガス排出の問題等から、石炭依存度を下げることが喫緊の課題となっている。CO_2 ガスの放出量に応じて課税される炭素税に関しては、EU 内で炭素税の大幅増加の議論がなされており、これが決まると、発電のみならず、その他の産業にも大きな影響がある。石炭火力のリプレイスとしては原子力と再生可能エネルギーが候補である。

2-3. ポーランドにおける高温ガス炉開発

原子力としては、軽水炉（発電）、並びに、高温ガス炉（熱利用と発電のコジェネレーション）の導入を検討中である。ポーランドエネルギー省は、高温ガス炉の導入に向けた諮問委員会（HTR 委員会）を 2016 年 7 年に設置し、2018 年 1 月には HTR 委員会の報告書が公開されている。

同報告書に示されている、高温ガス炉導入の意義は、①天然ガス輸入依存から脱却、②石炭火力による CO_2 排出の削減、③競争可能なコストでの国内産業への熱供給、④高温ガス炉輸出の高い可能性、であり、熱出力 10MW の研究炉と熱出力 165MW の商用炉（熱利用炉）の建設が計画されている。それぞれ、2020 年代、2030 年代の完成を目指している。

2-4. 日本とポーランドの高温ガス炉開発協力

2017 年 5 月 18 日、日・ポーランドの外相会談において「2017 年から 2020 年までの日本国政府とポーランド共和国政府との間の戦略的パートナーシップの実施のための行動計画」に署名。経済・科学・技術協力において、日本原子力研究開発機構（JAEA）とポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間における高温ガス冷却炉技術の研究開発に向けた協力を奨励することが明記されている。

2-5. 原子力機構におけるポーランドとの高温ガス炉開発協力

ポーランドにおける高温ガス炉（研究炉、商用炉）開発を支援するとともに、高温ガス炉に関する燃料・材料のシミュレーション技術等を共同開発することを目的として、JAEA と NCBJ は、2017 年 5 月 18 日に、研究協力覚書を締結した。また、具体的な研究協力を開始するため、実施取決めを締結予定である。

Kazuhiko Kunitomi
Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P_PL] Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2P_PL01] Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[2P_PL02] Classification of Resolved/Unresolved Issues andImplications for Nuclear Safety Research

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[2P_PL03] Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*Yasunori Yamanaka[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

（1）重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故

(1) Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*梶本光廣[1], 星　陽崇[1]
[1]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」）。事故後に、国会事故調、政府事故調、民間事故調、事業者、規制機関及び研究機関によって事故の分析が進められ、種々の報告書に事故原因の分析及び事故の教訓が取り纏められ公開された[1)]。また、その後、IAEA 及び OECD/NEA 等の国際機関、各国の規制機関及び研究機関からも事故関連の報告書が出された[2)]。

事故後の 2012 年 9 月 19 日に原子力規制委員会が発足し、同年の 10 月から公開の原子力規制委員会「検討チーム」会合において、原子力発電所の安全性に係る従来規制の強化及び重大事故対応の新たな規制を含む新規制基準の策定が進められた。そしてパブリックコメント及び原子力規制委員会を経た後に、2013 年 7 月に施行された。

この報告では、新規制基準の中の「重大事故」に係る事故シーケンスグループについて、事故進展及び放射性物質挙動に関する技術的背景を紹介する。また、これらの技術的背景と福島原子力発電所事故との関連をまとめる。

2. 重大事故に至る事故シーケンスグループ

2-1. 事故シーケンスグループ

シビアアクシデントに至る事故の種類と発生頻度を体系的に分析した WASH-1400（1975）において、確率論的リスク評価の手法が適用され、事故の発端となる起因事象とその後の事故緩和系の作動・不作動の組合せ（事故シーケンス）を樹形図（イベントツリ：ET）で表現する方法が導入された。その後、樹形図は詳細化され大規模で複雑化したが、基本的なアプローチは現在も変わっていない。このような状況の中、シビアアクシデント研究の進展に伴って、事故時の事故進展及び放射性物質挙動を解析する解析コードの開発が各国で進み、樹形図で分類する事故シーケンスの種類は拡大するのではなく、事故進展及び放射性物質挙動の特徴が類似した少数の事故シーケンスグループに分類できることが分ってきた。

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[3)]。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。

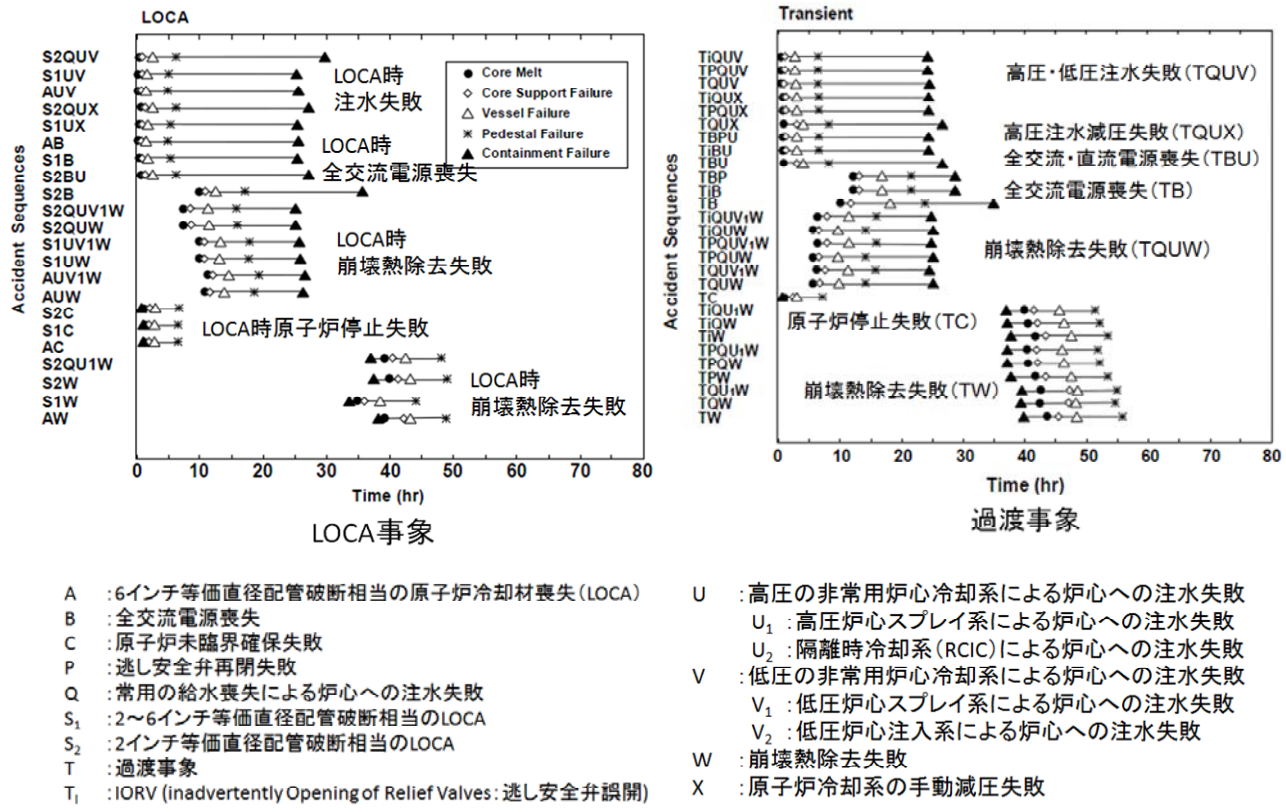
2-2. 重大事故の事故進展の特徴

BWR-5 Mark-II 原子炉施設の事故進展の解析結果を **Figure 1.**に示す。過渡事象発生後に、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（**Figure 1.**の TQUV）。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。また、全交流電源喪失（**Figure 1.**の TB）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。

---

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

また、炉心への注水に成功しても、崩壊熱除去機能が喪失すると **Figure 1.**の TW の事故シーケンスのように、格納容器が先行破損して、その後に炉心損傷に至る。



A :6インチ等価直径配管破断相当の原子炉冷却材喪失(LOCA)
B :全交流電源喪失
C :原子炉未臨界確保失敗
P :逃し安全弁再閉失敗
Q :常用の給水喪失による炉心への注水失敗
S_1 :2～6インチ等価直径配管破断相当のLOCA
S_2 :2インチ等価直径配管破断相当のLOCA
T :過渡事象
T_1 :IORV (inadvertently Opening of Relief Valves:逃し安全弁誤開)
U :高圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
U_1 :高圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
U_2 :隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水失敗
V :低圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
V_1 :低圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
V_2 :低圧炉心注入系による炉心への注水失敗
W :崩壊熱除去失敗
X :原子炉冷却系の手動減圧失敗

Figure 1. Accident Progressions of various Accident Sequences
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

Figure 1.に示したとおり、炉心損傷、原子炉圧力容器、格納容器機能喪失の発生時期が類似した事故シーケンスグループに分けることができる。

2-3. 放射性物質挙動の特徴

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に **Figure 2.**に示す[4]。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。

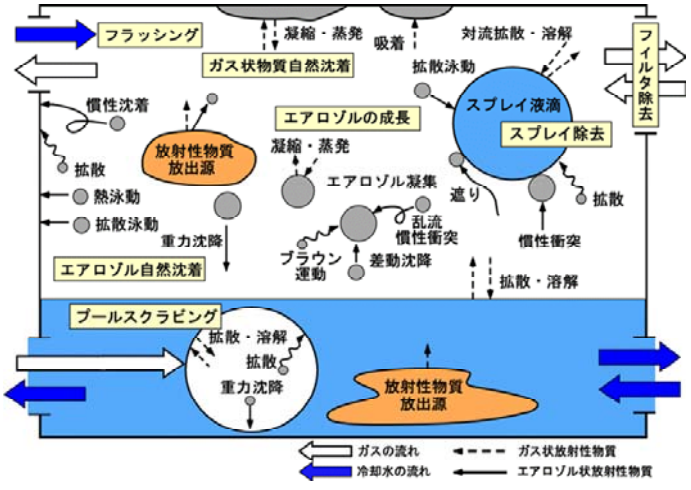


Figure 2. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions

これらの放射性物質挙動の特徴は、やはり事故進展の事故シーケンスグループで分類できる。**Figure 3.**に格納容器内の放射性物質の沈着割合及び圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数の解析結果を示す[3]。同図の横軸は、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表示している。従って、この軸の負の値は、炉心損傷前に格納容器が破損することを示す。放射性物質の種類によって沈着の程度に相違があるものの、**Figure 3.**のとおり、事故進展と同じ事故シーケンスグループで

分類できる。

格納容器（ドライウェル）の沈着割合の傾向を見ると、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの時間が長い事故シーケンスでは、沈着量が増加する傾向にある。これは、この期間に格納容器内での自然沈着が進むことによる。

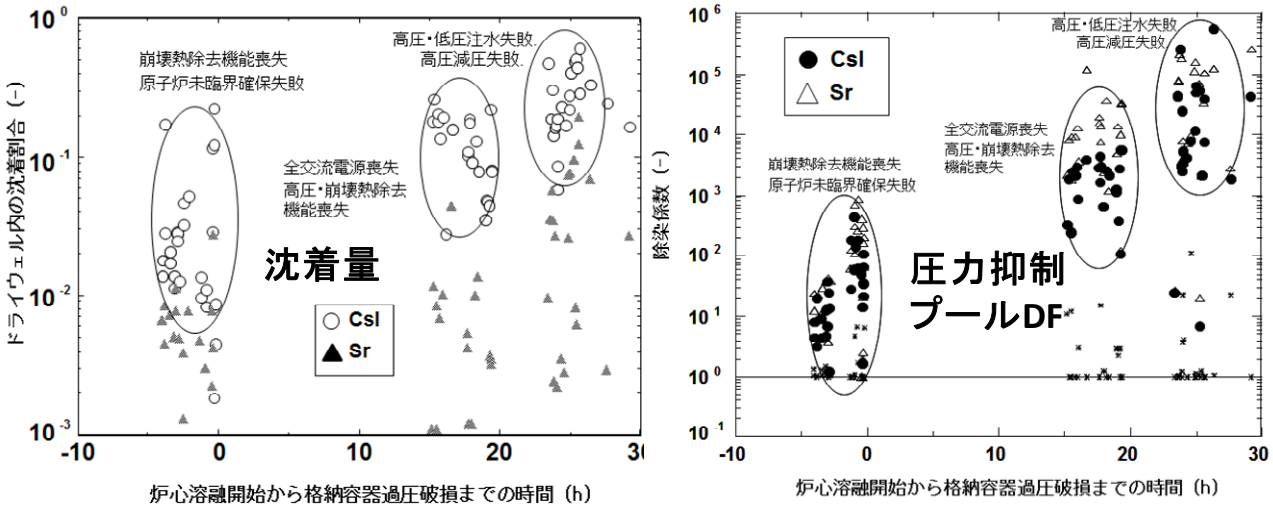


Figure 3. Natural Deposition in the Drywell & Decontamination Factor (DF) at Suppression Pool
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

また、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（TW のグループ）では、炉心から放出された放射性物質が圧力抑制プールに移行する頃には、圧力抑制プールが飽和状態に近いため、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。

2-4. ソースターム

エアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系及び格納容器系で様々な沈着・除去過程を経た後、一部が大気中に放出される。事故シーケンスグループによって、沈着・除去過程に特徴があり、ソースタームも事故シーケンスグループに応じた特徴を持つことになる。しかしながら、ソースタームは事故シーケンスグループの特徴だけでなく、格納容器の破損個所などの大気中への放出経路に強く依存する。例えば、圧力抑制プールの気相部から放出される場合は、圧力抑制プール内のスクラビングによる放射性物質の除去が期待できる。

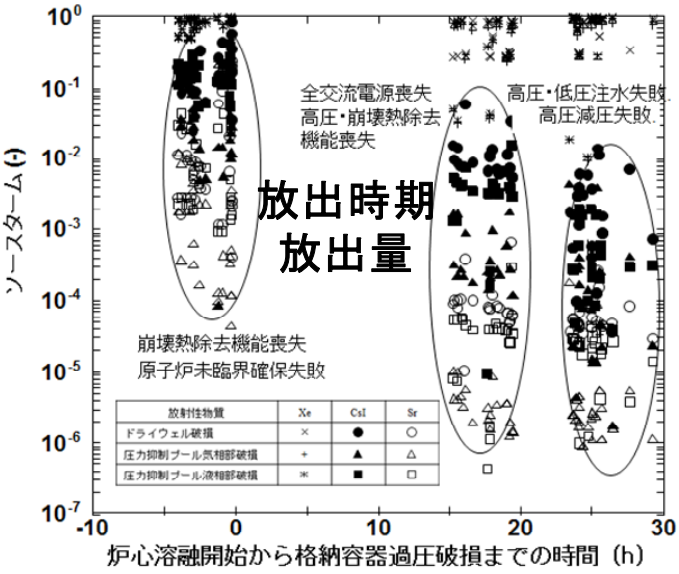


Figure 4. Source Terms
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

Figure 4.に大気中へのソースタームの解析例を示す[3]。同図には、格納容器過圧破損が、ドライウェル気相部、圧力抑制プール気相部及びウェットウェル液相部で破損する場合の結果をまとめて示している。

よう素類のソースタームを見ると、ウェットウェル気相が破損する場合は、前述の通り、放出経路途上の圧力抑制プールで放射性物質が除染されることから、他の破損部位の場合と比べてソースタームが小さ

い。ドライウェル気相の破損の場合は、雰囲気中の放射性物質の低減は、自然沈着によることになる。ドライウェル気相破損の場合、よう素のソースタームは、炉心内蔵量に対して数%弱である（格納容器先行破損に至る事故シーケンスを除く）。また、よう素類のソースタームと比べて、Sr-Ba 類のソースタームは十分に小さい。

このように、大気中へのソースタームを考える場合は、事故シーケンスグループに加えて、格納容器破損モード（放出経路含む）も考える必要がある。

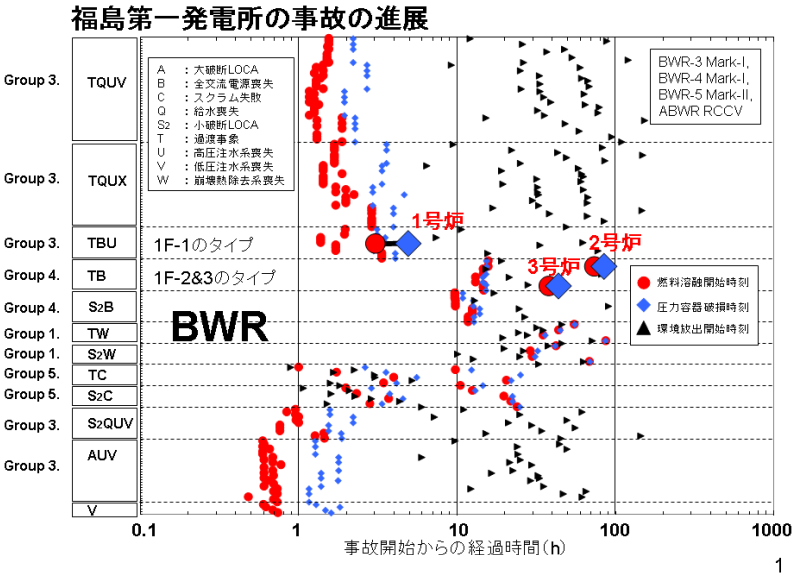


Figure 5. Fukushima Dai-ichi Accident

3. 福島原子力発電所事故

福島原子力発電所事故の炉心損傷等の事象発生時期は、事故後まもなく東京電力及び JNES によって試算された[1),5)]。**Figure 5.** は、MELCOR1.8.5 を適用して福島原子力発電所事故の事故進展を解析した結果を、それまでの JNES の解析結果と合わせて示している[5)]。

福島原子力発電所の 1 号炉は、全交流電源喪失に加えて津波によって直流電源も喪失し、**Figure 5.**の TBU の事故シーケンスと類似の事故進展であった。3 号炉は典型的な全交流電源喪失 TB に類似した事故進展であり、2 号炉は結果的に TB 亜流型の事故進展となった。詳細については、今後の知見を反映して一層の検討が必要である。しかしながら、これまでのシビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価の研究の成果が、事故シーケンスを俯瞰したシビアアクシデントの事故進展及び放射性物質挙動の知見を与えていることも確かである。

4. おわりに

福島原子力発電所の事故後、原子力規制員会が発足した 2012 年の 10 月から原子力規制委員会「検討チーム」会合において、重大事故対応の新たな規制を含む新規制基準の策定を進めた。策定のための議論において、福島原子力発電所の事故のタイプだけでなく、それまでのシビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価研究の技術的背景を踏まえて、重大事故に至る事故シーケンスグループを体系的に検討した。

福島第一原子力発電所の炉心内及び格納容器内の損傷状況の調査・分析は、現在でも進められている。今後、事故進展及び放射性物質挙動に関する新たな知見を系統的に分析すること、そして得られた知見を原子炉施設の継続的な安全性向上のための方策に着実に反映することが重要である。

1) 例えば、国会事故調報告書(2012), 政府事故調中間・最終報告書(2012), IAEA 日本国政府の報告書(2011).
2) 例えば、IAEA,"Fukushima Daiichi Accident," (2015).
3) 例えば、M.Kajimoto, et. Al., OECD/NEA, CSNI Report No.176 (1990).
4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.6, 409(2006).
5) 星　陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

(2) 解明／未解明事項の整理と原子力安全研究への教訓

(2) Classification of Resolved/Unresolved Issues and Implications for Nuclear Safety Research

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から 7 年半が経過し、事故進展に関して、多くの知見が得られてきた。日本原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会において、「事故進展に関する未解明事項フォローWG」(以下、未解明 WG)が設置され、これまでに得られた知見と、残された未解明事項の整理が行われた。その成果は、2018 年 1 月に報告書として公開されている[1]。

本稿では、この未解明事項の調査と評価において整理された知見や、残された未解明事項に基づき、原子力安全研究において今後取り組むべき課題を議論する。

2. 未解明事項の調査と評価の概要

2-1. 調査方法の概要

未解明 WG では、2014 年 3 月に日本原子力学会より出版された「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」の第 6 章付録に示された「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加え、52 編の国内外の報告書を精査し、事故進展解明に関する新たな知見や、残された未解明事項を調査している。調査の結果、73 項目の課題について、これまでに得られた知見と、未解明 WG としての評価が「対象号機」「日時」「分類」「対象物」「未解明事項」「内容」「調査資料」「調査結果」「評価結果」からなる整理表として取りまとめられている。

2-2. 評価結果の概要

整理表では、課題は A : 合理的な説明がなされていると判断されるもの、B : 既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの、C : 重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの、D:重要であり、今後も継続した検討が望まれるものに区分された。

73 項目の課題に対する評価結果は、以下の通りとなっている。

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%

福島第一事故発生時点において「未解明」とされた項目のうち、相当数について「合理的な説明が出来る」だけの知見がこれまでに得られていると判断されている。一方、今後も継続した検討が必要な項目もかなりの数に上る。特に、原子炉容器内、格納容器内の事故進展の詳細に関しては、これまでに実施された調査が限定的であることもあり、多くが継続した検討が必要、との区分になっている。

---

[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

3. 原子力安全研究への教訓

3-1. 評価結果から示唆される安全研究の課題

以下では、未解明事項に関する調査結果をまとめた整理表の評価結果に基づき、今後取り組むべきと考えられる安全研究の課題を示す。

(1)津波シミュレーション

建屋に対する津波侵入プロセスについては、高精度津波シミュレーションや廃炉作業において新たに得られる知見を活かして、より詳細な全体像を検討する余地がある。また、建屋や設備の被害状況の再現の観点から、継続して津波シミュレーション手法の高度化に取り組むことが重要である。

(2)海水冷却時の除熱効果

塩分を含む海水を代替注水したときの冷却効果(熱伝達)については、必ずしも知見が十分ではなく、継続して検討する余地がある。

(3)過酷事故時のγヒーティングの効果

炉心に冷却材がない状態では、γヒーティングによる発熱分布は、冠水状態に比べて変化すると考えられるが、定量的な評価はなされていない。この効果を定量化することにより、燃料の温度上昇など、事故進展への影響を評価することができると考えられる。

(4)酸化ジルコニウムの高温特性

酸化ジルコニウムの機械的特性の基礎的なデータは存在するが、高温時の特性も含め、必ずしも最新のデータではないことから、より信頼性の高いデータの取得が望まれる。

(5)DCH、シェルアタック、水蒸気爆発

廃炉作業に伴い、原子炉容器及び格納容器の破損形態、破損メカニズム、原子炉容器内・格納容器内の状況が明らかになると想定されることから、DCH、大規模なシェルアタックや水蒸気爆発が発生しなかったメカニズムを継続して検討することは過酷事故進展の理解の上で重要であると考えられる。

(6)溶融燃料の性状と移行経路

原子炉容器内の状態は、ミューオンによる調査以外の情報は得られておらず、今後、廃炉作業に伴い得られる知見を活かしつつ継続して検討を行う必要がある。また、燃料デブリの性状については、不確かな点が多く、今後継続して検討が必要である。また、得られる知見をシビアアクシデント解析の高度化につなげることが重要である。

(7)原子炉容器・格納容器の損傷、MCCI の状況

原子炉容器、格納容器の損傷状態、MCCI の状況については、詳細は明らかになっておらず、廃炉作業の進展に伴って得られる情報を取り入れつつ、事故進展再現の観点から継続した検討を行うことが必要である。

(8)水素爆発シミュレーション

廃炉作業に伴って得られる現場の情報を加味しつつ、水素爆発シミュレーションの高度化を行うことは、より精緻に現象を理解するために重要である。

(9)過酷事故時の計測機器の信頼性

廃炉作業における現場確認の知見などを活用して、計測機器の信頼性について検討を進めることが望まれる。

(10)RCIC の駆動メカニズムと停止メカニズム

2 号機における RCIC の動作については、二相流による RCIC タービン駆動により、合理的に説明できる。今後、試験などを行うことにより、二相流による RCIC のタービン駆動状況について確認をすることが可能になると考えられる。また、RCIC 停止のメカニズムが推定されているが、廃炉作業時に RCIC の状態を確認することにより、その妥当性を確認することができる。

(11)非凝縮性ガスが S/C の健全性に及ぼす影響

非圧縮性ガスが S/C の健全性に与える影響については、継続して検討が必要と考えられる。

(12)PLR ポンプメカニカルシールの健全性

交流電源喪失時における PLR ポンプメカニカルシールからの冷却材漏えい挙動を把握することは、特に事故対応が長期にわたる場合、重要になる可能性があり、継続して検討が望まれる。

(13)環境中に放出された放射性物質の量や化学形態など

環境中に放出された放射性物質の量については、様々な評価がなされているものの、不確かさが大きい状況である。廃炉作業時の知見などを取り入れることにより、不確かさを低減する検討が可能になると考えられる。また、シビアアクシデント時の放射性物質の移行については、放射性物質の化学形態が重要になるが、知見が十分でない場合があり、今後継続して検討していく必要がある。

(14)モニタリングで測定された放射線のピークと放出量

廃炉作業時に得られる格納容器損傷状態の情報、解析の高度化などを含めて継続して検討することが望まれる。

(15)ウエットベント時の DF

今後、さらに知見を拡充し、様々な条件における DF の不確かさを低減する取り組みが必要であると考えられる。

3-2.安全研究に対する教訓

3-1 でまとめた課題を概観すると、①シミュレーション手法の高度化、②過酷事故時の現象の理解の深化、③ ①・②を支える基礎データの取得に大別することができる。

シミュレーション手法の高度化は、過酷事故解析、津波シミュレーション、水素爆発シミュレーション、大気拡散シミュレーションなどであり、事故時の原子力発電所の振る舞いを正確に予測し、安全対策に活かすという観点から重要ある。

過酷事故時には多種多様の複雑な物理現象が発生する。これまで実機における詳細な観測例が存在しない MCCI や BWR に特有の原子炉容器下部の制御棒駆動機構の破損メカニズム、ウエットベントの性能など、さらに理解を深化させる必要がある課題が存在する。

また、シミュレーション手法の高度化や、現象の理解を深化させるためには、これらを支える基礎的なデータの拡充も必要である。福島第一の事故前は、このような基盤的な安全研究が十分に行われていたとはいえず、福島第一事故後に精力的に取り組まれているとはいえ、さらなる取り組みが必要である。

4. まとめ

本稿では、福島第一原子力発電所事故の事故進展に関し、残された未解明事項を元にして、取り組むべき安全研究の課題を概観した。今後、福島第一の廃炉作業が進展するにつれ、特に原子炉建屋内、格納容器内、原子炉容器内の状況が明らかになり、残された未解明点に関する知見が新たに得られていくものと考えられる。取り組むべき安全研究の課題は、新たに得られる知見を反映しつつ、今後も検討していく必要がある。

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

(3) シビアアクシデント対策とその実効性確保への教訓

(3) Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*山中　康慎[1]

[1]（一財）電力中央研究所

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波によって、福島第一原子力発電所１～３号機がシビアアクシデントに至るとともに、放射性物質を環境に放出した事故である。

国内の電気事業者は、1992 年 7 月の通商産業省（当時）からの要請に基づき、自主的な保安対策としてのシビアアクシデント対策を整備済みであったが、これらは建屋内への浸水によって交流電源に加え直流電源も喪失したことから、シビアアクシデント対策は十分にその効果を発揮することは出来なかった。

本稿では、国内の電気事業者が福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備・拡充したシビアアクシデント対策等を概観するとともに、実効性確保に向けた取組についても紹介する。また、それらを踏まえた今後の課題についても議論する。

2. 国内電気事業者が進めるシビアアクシデント対策

福島第一原子力発電所事故を踏まえて、国内電気事業者が福島第一原子力発電所の事故を踏まえて実施した対策には以下の３つに分類される。

①設備対応（新設、追設）

②人的対応（緊急時対応組織、手順書整備、訓練の充実）

③その他

設備対策については、福島第一原子力発電所事故を受けて新たに導入された新規制基準への対応という側面が強いが、特定重大事故対処設備や BWR に要求されたフィルターベント等、事故の教訓を反映しようとした対策となっている。また、福島第一原子力発電所事故では津波によって発生したガレキ等によって事故対応が阻害された経験もあることから、それらを取り除くためのホイールローダー等の整備も行っているところである。

さらに、これらを十分に機能させるための対策として、人的な対策も取られており、緊急時組織の拡充や、手順書の整備、訓練の充実等が行われている。

3. 今後の課題

既に述べたとおり、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映し、多くの設備が新設若しくは追設され、それらを有効に活用するための人的対応についても充実されてきている。

一方で、諸外国では福島第一原子力発電所事故分析の結果等について、さらなる検討が進められ対策の充実化を図ろうとする動きがある。

事故の当事国である我が国においても、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた実効的な対策となっているかについて振り返りが必要である。

---

*Yasunori Yamanaka[1]

[1]Central Reserch Institute of Electric Power Company,

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C B21 -B Building

[3C_PL] Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters Consideration on the safety culture within R&D institution

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[3C_PL01] Safety culture fostering activities of JAEA
part 1 Efforts of JAEA

*Kimio Ito[1] (1. JAEA)

[3C_PL02] Safety culture fostering activities of JAEA
part 2 Consideration from the accident of O-arai PFRF

*Norio Nomura[1] (1. JAEA)

[3C_PL03] Comments for the safety culture within R&D institution (part 1)

*Akihide Kugo[1] (1. JANSI)

[3C_PL04] Comments for the safety culture within R&D institution (part 2)

*Takeshi Iimoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

2018年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理　～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters
- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄[1]，*野村 紀男[1]，*久郷 明秀[2]，*飯本 武志[3]
[1]原子力機構，[2]原安進，[3]東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から 7 年が過ぎる中、1F 事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F 事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取り組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取り組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取り組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の 3 分の 1 が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考える。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取り組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取り組みは、旧二法人時代の各々の法人の取り組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成 17 年（2005 年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取り組みを継続して積極的に推進してきた。

平成 20 年（2008 年)、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取り組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ)、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取り組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成 26 年（2014 年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならず、安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業者 5 名が身体汚染するともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

---

*Kimio Ito[1], *Norio Nomura[1], *Akihide Kugo[2] and *Takeshi Iimoto[3]

[1]JAEA, [2]JANSI, [3]Tokyo Univ.

2018年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理　～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters
- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄[1]，*野村 紀男[1]，*久郷 明秀[2]，*飯本 武志[3]
[1]原子力機構，[2]原安進，[3]東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から 7 年が過ぎる中、1F 事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F 事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取り組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取り組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取り組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の 3 分の 1 が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考える。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取り組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取り組みは、旧二法人時代の各々の法人の取り組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成 17 年（2005 年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取り組みを継続して積極的に推進してきた。

平成 20 年（2008 年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取り組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取り組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成 26 年（2014 年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならず、安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業者 5 名が身体汚染するともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

---

*Kimio Ito[1], *Norio Nomura[1], *Akihide Kugo[2] and *Takeshi Iimoto[3]

[1]JAEA, [2]JANSI, [3]Tokyo Univ.

2018年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理　～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters
- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄[1]，*野村 紀男[1]，*久郷 明秀[2]，*飯本 武志[3]
[1]原子力機構，[2]原安進，[3]東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から 7 年が過ぎる中、1F 事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F 事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取り組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取り組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取り組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の 3 分の 1 が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考える。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取り組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取り組みは、旧二法人時代の各々の法人の取り組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成 17 年（2005 年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取り組みを継続して積極的に推進してきた。

平成 20 年（2008 年）、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取り組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ）、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取り組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成 26 年（2014 年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならず、安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業者 5 名が身体汚染するともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

---

*Kimio Ito[1], *Norio Nomura[1], *Akihide Kugo[2] and *Takeshi Iimoto[3]

[1]JAEA, [2]JANSI, [3]Tokyo Univ.

2018年秋の大会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理　～研究機関の安全文化を考える～

Ethics of nuclear power stakeholders necessary to provide against disasters
- Consideration on the safety culture within R&D institution -

*伊藤 公雄[1]，*野村 紀男[1]，*久郷 明秀[2]，*飯本 武志[3]
[1]原子力機構，[2]原安進，[3]東大

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）事故から 7 年が過ぎる中、1F 事故を踏まえた規制やさらなる安全対策、継続的改善、安全文化醸成などの取組みが強化され、原子力発電所や研究炉など一部の原子力施設が再稼働を果たしている。このような中、倫理委員会では、1F 事故の教訓を踏まえ、「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」をテーマとした企画セッションを複数回開催してきた。これらの企画セッションでは、原子力発電所を運営する電力会社や研究炉を有する大学の安全文化醸成活動等への取り組みを報告していただき、安全文化、技術者倫理等について関係者と議論を深めてきた。

今回は、原子力に関わる研究機関の安全文化について、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）における安全文化醸成活動への取り組みに関する報告や話題提供、さらには有識者から、研究機関における安全文化、研究者・技術者倫理に関するコメントをいただき、それらの情報を基に参加者との意見交換を行うことで、関係者の今後の取り組みの参考としたい。

日本原子力学会会員の 3 分の 1 が所属し、我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みをもとに研究機関における安全文化醸成活動や現状について議論することは、我が国の原子力の研究開発の現場における安全文化を考える上で有意義なものと考える。

2. 原子力機構における安全文化醸成活動の取り組み

2-1. 背景

原子力機構の安全確保への取り組みは、旧二法人時代の各々の法人の取り組みを引き継ぎ、原子力機構発足時（平成 17 年（2005 年））には、経営及び業務運営の基本方針の第一項に「安全確保の徹底」に掲げ、その取り組みを継続して積極的に推進してきた。

平成 20 年（2008 年)、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、炉規法）に基づき同活動が義務化されたことを契機として、それまで実施していた安全確保への取り組みは「安全文化」という枠組みで実施することになった。

原子力機構は、少量の核燃料物質や放射性物質（RI）を取り扱う実験施設から比較的規模の大きい発電炉（廃止措置段階）まで多様な原子力施設を有しているが、炉規法において安全文化醸成活動が求められているのは、燃料加工施設、再処理施設、研究開発段階発電用原子炉施設（ふげん、もんじゅ)、廃棄物管理施設など主にプラント規模で設備・機器を稼働する施設に限られ、核燃料物質使用施設や試験研究炉には求められていない。このため、原子力機構では当初、炉規法で安全文化醸成活動が求められている施設では「安全文化」の枠組みで取り組み、その他の施設では同様の活動を「安全文化」ではなく従前の枠組みで取り組んでいたが、平成 26 年（2014 年）からは原子力機構全体で安全文化醸成活動として取り組んでいる。

原子力機構は、研究系の他に技術系及び事務系の職員で構成され、安全文化醸成活動は職種に関わらず取り組んでいるが、炉規法に基づく原子力施設の保安管理業務は、主に技術系職員が担っている。なお、原子力施設の保安管理業務は、担当部署及び協力会社やメーカー等への業務委託等によって各種作業が実施されており、安全文化醸成活動には、これら外部の会社の従業員の協力も不可欠である。

2-2. 原子力機構の取り組みの概要

原子力機構は、前述のとおり基本方針の第一項に「安全確保の徹底」を示した上で、第二項以降には、「創造性あふれる研究開発」、「現場の重視」、「効率的な業務運営」、「社会からの信頼」を掲げている。原子力機構のすべての業務は、この基本方針に基づき実施されなければならず、安全文化醸成活動は、原子力機構の業務に従事する全ての従業員が「安全確保の徹底」の意識を共有することを目的に実施している。

具体的には、原子力機構として安全文化醸成に係る活動方針を定め、同方針に基づき、各拠点で活動計画を定めて取り組んでいる。原子力機構本部の安全・核セキュリティ統括部では、役員による安全巡視・意見交換による現場の課題の共有や各拠点の安全管理担当課長との会議を持って拠点毎のトラブル情報を共有するとともに、職員の安全に関する意識調査（アンケート）を実施して、拠点毎、部署毎の分析や経年変化の分析結果を安全文化醸成活動の改善に反映している。

また、昨年 6 月 6 日、大洗研究所燃料研究棟において、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検作業中に内容器のビニルバッグが破裂し、作業者 5 名が身体汚染するともに内部被ばくをする事故が発生した。本事故に関わる大洗研究所の組織的な要因として、①保安活動を改善する取り組みができていなかったこと、②潜在的リスクに対して慎重さが足りなかったこと、③上級管理者の役割を果たしていなかったこと、の 3 点が挙げられた。これらの組織的な要因を踏まえ、原子力機構においては、リスクに対する感受性を高めるため今回の事故を教訓にした事例研究の実施、上級管理者による課題の吸い上げや活動状況を適宜確認し指導するなどによる継続的改善が定着する環境をつくることなどを各拠点に水平展開し、必要な対策を講じることとした。

3. 研究機関の安全文化醸成活動について

2.に述べる原子力機構の取り組みをも考慮しつつ、研究機関（研究系の部署や職場を含む）における安全文化、あるいは安全文化醸成活動について、主に原子力発電事業者の自主的・継続的な安全性向上への取り組みをサポートする自主規制組織の立場から、また、大学における RI 使用施設等の安全文化醸成活動（今後、法令により活動が求められる見込み）を推進するとともに関係学会での検討にも参画する立場からコメントを述べ、会場との意見交換に臨む。

4. おわりに

我が国唯一の原子力に関する総合研究開発機関である原子力機構の取り組みを報告し、有識者からのコメントを踏まえて関係者と意見交換を行うことにより、原子力や原子力利用に関わる我が国の研究機関や大学における安全文化醸成活動の一助とする。

研究者・技術者倫理と安全文化とは、密接に関連していることは明らかであるが、容易に整理できるものではない。本セッションにより、研究者・技術者倫理と安全文化との関係についても議論が深まることを期待する。

---

*Kimio Ito[1], *Norio Nomura[1], *Akihide Kugo[2] and *Takeshi Iimoto[3]

[1]JAEA, [2]JANSI, [3]Tokyo Univ.

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 2 - Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development (JUNET-GNHRD)

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E A34 -A Building

[3E_PL] Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

Chair:Tetsuo Iguchi(Nagoya Univ.)

[3E_PL01] Outline of Program

*Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL02] 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminars

*Akira Nishimura[1] (1. Tokyo Tech)

[3E_PL03] 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar "Dojo"

*Manabu Sato[1] (1. Hachinohe Tech.)

[3E_PL04] 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development for International Future Leaders

*Yasuhiro Kanto[1] (1. Ibaraki Univ.)

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

(1) 全体概要

(1) Outline of Program

*竹下健二、事業代表者

東工大

１．本事業の目的　「グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業（平成 28 年度～30 年度)」の目的は、平成 22 年度に設立された「国際原子力人材育成大学連合ネット」をさらに発展させ、原子力教育・研究に携わっている有志の 19 大学（茨城大学、大阪大学、岡山大学、金沢大学、近畿大学、九州大学、京都大学、東海大学、東京工業大学、名古屋大学、八戸工業大学、福井大学、北海道大学、山梨大学、湘南工科大学、長岡技術科学大学、大阪産業大学）と国内の産業界（日本原子力研究開発機構、日本原子力産業協会、電気事業連合会など 10 機関）が連携・協力して、国内外の質の高い国際原子力人材を戦略的、かつ効率的に育成することである。文部科学省の機関横断的な人材育成事業の一環として、国内のみならず世界の原子力施設の安全確保や危機管理に貢献できる人材の育成を目指し基盤整備を実施してきた。本稿では、直近の 3 年間（フェーズ 3）の事業の成果を主体に、事業開始以来の 9 年間（フェーズ 1～3）の成果も交えて紹介する。

２．運営体制　「グローバル原子力人材育成ネットワーク」に係る基本方針策定やモデル事業の企画・調整・運営等を効果的に実施するため、「運営企画会議」「３分科会」を立上げ以下の活動を行った

第１分科会　TV遠隔システムを活用し、原子力の次世代の人材を広い分野から確保することを目的に、原子力教育を受けたことのない国内外の学生（他専攻、他学科、高専等）も対象とした原子力及び放射線に関する基礎教育「国際原子力基礎教育TVセミナー」を実施した。

第２分科会　原子力教育を受けたことのない国内外の学生を対象に、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目指して1ヶ所に集まり1週間のセミナーを行う「実践的原子力安全教育道場」を実施した。

第３分科会　原子力工学に関心を持つ有能な学生を19大学から選抜し、海外大学あるいは、国際原子力機関（IAEA）等へ派遣し、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目指し「原子力国際展開に向けた人材育成」を実施した。

３．本事業の成果　「グローバル原子力人材育成ネットワーク」の基盤整備を目指して、19大学の強い結束の下、活発な分科会活動を行い、以下に示すような成果を得た。

（１）国際原子力基礎教育TVセミナー　フェーズ3では、これまでに国内向けに3回、国外向けに8回実施した。9年間のこれまでの受講者数は国内向けで2,489名、国外向けで304名に達した。

（２）実践的原子力安全教育道場（アジア大会）　国内参加 19 大学及び海外参加 2 大学から優秀な学生を 10 名選抜し、平成 29 年度には福島県-茨城県において実施し、平成 30 年度には福井県で実施予定である。

（３）原子力教国際展開に向けた人材育成　平成 28 年度には、日本の学生 3 名をタイ及びマレーシアに 1 週間、平成 29 年度には 2 名の学生を国際原子力機関（IAEA）に 2.5 ヶ月間のインターンシップ研修生として派遣した。

*Kenji Takeshita
Tokyo Tech.

2018年秋の大会

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

(2) 第１分科会「国際原子力基礎教育 TV セミナー」の成果

(2) 1st Subcommittee: Results of Nuclear Fundamental International TV Seminar

*西村　章

東工大

１．はじめに　第１分科会では、これまでに構築した TV 遠隔システムを活用し、原子力の次世代の人材を広い分野から確保することを目的に、原子力に関心があるが、原子力教育を受けたことのない国内外の優秀な学生（他専攻、他学科、高専）等を主な対象（原子力分野の学生も参加可）とした原子力及び放射線に関する基礎教育（「原子力道場」TV セミナー）に関する企画・運営を行ってきた。フェーズ３では、これまでに合計 3 回の国内向け TV セミナーと８回の国外向けＴＶセミナーを開催した。

２．実施内容および成果　これまでに構築した国内向けTV遠隔システムに加え、平成28年度からは国外向けにも拡大し、原子力関係以外の分野を学ぶ学生も含め、原子力への関心を高めるための原子力基礎教育のTVセミナー（「原子力道場」）を実施した。大学連合参加大学は平成28年度より18大学に、平成30年度には19大学に拡大したが、これらの大学向けに平成28年度は、「原子力の基礎と応用」として九州大学、茨城大学、大阪大学、東京工業大学から順次講義配信した。フェーズ3としての平成29年度は「東京電力福島原子力発電所事故の教訓」（東京工業大学）、「放射性廃棄物の管理」（名古屋大学）として4コマの講義を配信した。また、国外向けとしては、時差の関係があり、1コマ／1日ずつタイのチュラロンコン大学とマレーシア国民大学に同時配信し、平成28年度は、「中性子と原子核反応の基礎」（福井大学）、「原子燃料サイクルと放射性廃棄物」（九州大学）、「革新的原子炉」（東京都市大学）、「福島第一原子力発電所事故の教訓」（岡山大学）、平成29年度は、「人に優しい放射線医療」（大阪大学）、「原子力セキュリティの基礎」（東京工業大学）、「核燃料サイクルのバックエンド紹介」（名古屋大学）、「プルトニウム問題 」（東京工業大学）の計8コマの講義配信を実施した。これら国内外のTVセミナーの参加者は累計では、延べ419名に達した。フェーズ1から3のこれまでで国内向けには22回のセミナーを実施し、参加者の延べ人数は2,489名、また、国外向けはフェーズ2から開始し、これまでの13回の参加者が延べ304名となった。

これらのセミナーに参加している学生は必ずしも原子力を専門とする学生ばかりでなく、平均的に 2/3 は一般の学生である。参加者は原子力に対する非常に高い意識レベルを持っており、受講後のアンケート調査から、講義の有益性については、国内外とも「非常に役に立った」あるいは「有益であった」とした学生が全体の９割を超え、非常に高い評価を得ている。また、受講回数については国内の４割近くがリピータで、自身の興味に応じて継続的に受講していることが確認された。

３．おわりに　平成30年度は、国内向けに4コマづつの講義配信を2回、国外向けに1コマづつの4回のTVセミナーの実施を計画している。国内外とも、福島第１原子力発電所事故による原子力への風当たりの強い中、より安全で安心な原子力のあり方を学びとってもらうと同時に、国内外の原子力事業の現状を踏まえて、今後の原子力のあり方を前向きに考えてもらえるような学びの場を提供していきたいと考えている。

---

*Akira Nishimura
Tokyo Tech.

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

(3) 第２分科会「実践的原子力安全教育道場」の成果

(3) 2nd Subcommittee: Results of Nuclear Safety Practical Seminar "Dojo"

*佐藤　学

八戸工大

１．はじめに　第２分科会のフェーズ１と２では、国内の学生のみを対象としたセミナー「全国大会」を実施した。フェーズ３の平成 29 年度から、国外の学生も招き国内学生を交え、全て英語で行うセミナー「アジア大会」を実施した。いずれも、原子力工学を専門としない学生も含めて、原子力の基礎的な講義と原子力関連施設の見学を行ってきた。セミナーに国外学生も参加することにより、国内外の学生交流を通じて、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有する原子力のグローバルな人材育成を目指した。

２．実施内容および成果　平成 28 年度は「全国大会 in いばらき」として、茨城大学を幹事校に「原子力・放射線研究の最前線」をテーマとして実施した。国内大学から 6 名の学生が原子力の基礎、放射線の測定原理などの講義を受けるとともに、近隣の日本原子力研究開発機構(JAEA)の施設などを見学した。研修結果を踏まえ、学生達での討論を最後に行った。

平成29年度は「実践的原子力安全教育道場　アジア大会in ふくしま」として、東京工業大学を幹事校に「福島原子力事故の教訓」をテーマとして実施した。国内大学6名、国外から4名の学生が、原子力発電所の最新技術から廃炉研究などの多岐にわたる講義を受講し、事故後の生々しい福島第一原子力発電所や福島第二原子力発電所の通常では見学が難しい格納容器内部まで見学した。日立GEニュークリア・エナジー社（日立GE）及び東京電力他のご支援を得た。

アジア大会 in ふくしまに参加した学生達の感想として、アンケートの結果には、日立 GE、東京電力、JAEA、国際廃炉研究開発機構(IRID)や福島県他の方々のご尽力のお陰で、大変多くのことを学ぶ得難い機会を得たこと、とりわけ、海外の学生にとっては、外国人の自分たちにも発電所内部や最新の技術を包み隠さず見せてもらえたことに感激したことが記されていた。また国内の学生にとっても「大学で一番有意義で濃密な時間だった」との感想もあった。日ごろ付き合えない他国、他大学、他分野の学生同士の交流により「自分と異なるもの」を実感できるセミナーと感じてもらえた。

フェーズ１から含めるとこれまでに国内学生向けの全国大会を 3 回実施し、国外の学生も参加するアジア大会も今年度実施予定を含めると 2 回実施となる。これらのセミナーの参加者総数は 100 名を超えると見込まれる。数多くの原子力施設の現場見学や関係者の実体験を交えた講義を提供してきた。また国内外の学生達の交流を通じて日ごろ得難い経験の機会となっていること、アンケート結果からも今後の彼らの進路にも大きなインパクトを与えることができたのではないかと考えられる。

３．おわりに　平成30年度は、10月に福井大学を幹事校に「敦賀発電所運転開始から半世紀：原子力のこれからを学ぶ」をテーマとして、国内外の学生10名程度を福井県敦賀市に集め、福井大学での講義及び近隣の若狭湾エネルギーセンターや美浜発電所他を見学し、学生による討論を実施する計画としている。

---

*Manabu Satou
Hachinohe Tech.

2018 年秋の大会

総合講演・報告 2

グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業

Strategic Nuclear Education Model Program by Global Educational Network for Nuclear Human Resources Development

(4) 第３分科会「原子力国際展開に向けた人材育成」の成果

(4) 3rd Subcommittee: Results of Nuclear Human Resources Development for International Future Leader

*関東　康祐

茨城大

１．はじめに　第3分科会では、原子力工学の基礎知識を既に有している優秀な学生を対象に、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有するグローバル原子力人材育成を目的とした海外派遣事業を実施しており、その成果について以下に述べる。

２．実施内容および成果　フェーズ３においては、平成 28 年度に大学連合参加校から選抜した３名の学生をタイのチュラロンコン大学及びマレーシア国民大学（UKM）へ併せて１週間派遣し、現地の学生と交流を図った。この派遣では、最初に、日本の学生からそれぞれの研究成果について及び福島第一原子力発電所事故に関連する我が国の状況について発表を行い、これに応えてチュラロンコン大学及び UKM の学生達からも研究成果やそれぞれの国の原子力の計画や放射線利用の研究状況等の発表があり、これらを踏まえて学生達で議論がなされた。この討論ではそれぞれの国における原子力の取り組み、また日本からの原子力技術輸出などが議論され、福島の経験を含めて日本の原子力技術に対する期待の大きさを知ることが出来、今後の研究や勉学に対する大きな刺激を与えられた。

また、平成 29 年度においては、大学連合参加校から選抜した２名の学生を国際原子力機関（IAEA）に派遣してインターンシップ研修を行い、国際感覚の醸成を図った。派遣した期間は平成 29 年年 10 月 1 日から約 2.5 か月間であった。このインターンシップ研修を通じて、人種、国の壁を越え、多くの人々と関わり、そして友人を得ることができ、国際的に活躍できる人材とはどのようなものかを認識する国際機関ならではの体験をされた。また、日本という国が国際的に見てどの位置に属しているか、どのようなマインドで諸課題を考えていくべきかを感じ取ることができた。

本事業では、フェーズ２の平成 26 年度（2014 年度）より IAEA のインターンシップ研修へ学生を派遣しており、これまでに８名の学生を派遣した。また、平成 28 年度と同様な短期の海外大学へフェーズ２の平成 25 年度にも６名を派遣した。従ってこれまでに派遣した学生は合計で９名となった。それぞれ上記に示すように、それぞれ現地の人たちと交流し、日ごろの大学生活では、経験できない多角的な観点から物事を見るという貴重な時間を得て帰国した。

３．おわりに　平成30年度は、平成29年度と同様に大学連合参加大学から選抜した2名の学生をIAEAのインターンシップへ9月より約3ヶ月間派遣する計画をしている。今年度も多数の応募者があり、意欲はありながら選抜に漏れてしまった学生も多数おられた。相手側からの期待も大きく、予算の関係でどうしても人数を絞らなければならないが、今後もこの事業を継続し、少しでも多くの学生を派遣することを期待したい。

---

*Yasuhiro Kanto
Ibaraki Univ.

Planning Lecture | Over view Report：Over view Report 3 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[3F_PL] Research developments using excellent properties of Lasers II

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

[3F_PL01] Development of a non-invasive blood glucose sensor using a mid-infrared laser

*Koichi Yamakawa[1] (1. QST)

[3F_PL02] Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*Ippei Ishizuka[1] (1. 日立GE)

[3F_PL03] Emission spectra of laser-produced plasma in water

*Tetsuo Sakka[1] (1. 京大)

2018年秋の大会

総合講演・報告 3

レーザーの特長を利用した研究開発 II
Research developments using excellent properties of lasers II

（1）中赤外レーザーを用いた非侵襲血糖値センサーの開発

(1) Development of a Blood Glucose Sensor using a Mid-IR Laser

*山川 考一[1,2]，青山 誠[1,2]，赤羽 温[1,2]，小川 奏[2]
[1]国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構
[2]ライトタッチテクノロジー株式会社

1. はじめに

糖尿病患者にとって、高血糖の状態が続くと様々な合併症のリスクが高まるため、患者は図 1 に示すような採血型自己血糖計（SMBG: Self-Monitoring of Blood Glucose）などを用いて、1 日複数回血糖値を計測しなければならない。現在行われている血糖計測法は、指などを針で穿刺して採取した血液で計測を行わなければならず、患者は煩わしさとともに苦痛や精神的ストレス、さらに感染症の危険を伴うなどの多くの問題をかかえている。また、穿刺針やセンサーチップ等の消耗品のコストが高く、年間約 20 万円/人の経済的負担を強いられている。そして糖尿病患者のみならず、病院等で日々患者の血糖計測を行う医療現場でも、採血にかかる負担を低減し、ひいては診断および治療のスピードアップ化のために非侵襲血糖計測に対する期待は大きい。

このような背景のもと、各種の非侵襲光血糖計測技術が研究され、20 数年にわたり世界中の多くの研究機関や企業などで開発競争が行われてきたが、いまだに製品実用化されていない。従来までの非侵襲光血糖計測技術の多くは、可視および近赤外光を照射することによる生体透過光あるいは反射光を利用し、グルコースの吸収を計測するものである[1,2]。可視および近赤外光は生体上皮の毛細血管まで到達しやすいものの、近赤外光（例えば波長 1.5 μm）でのグルコースによる吸収に起因する光強度の変化率は 0.4%程度にすぎない。このため、検出される光強度は、グルコース以外の各種の血液中の物質（タンパク質、脂質等）の影響を大きく受けるため、多変量解析等を用いてグルコース成分だけを取り出す工夫が必要とされるが、十分な計測精度を得ることができていない。また、こうしたグルコース以外に起因する吸収は、環境条件（体温等）の影響を大きく受ける。

図 1.　採血型自己血糖値センサー（SMBG: Self-Monitoring of Blood Glucose）

一方、中赤外線の波長領域は分子振動と共鳴する領域であることに加え，共鳴波長が化学結合の種類によって異なることから分子の指紋領域と呼ばれ，古くから分子構造の分析などに利用されてきた。このように、物質特有の吸収波長を積極的に利用すれば，さまざまな物質の中で特定の物質（本例では血中グルコース）のみに選択的に光を吸収させることができる。しかしながら、従来の中赤外光源は輝度が極端に低いため（我々が開発した中赤外レーザーの 10 億分の 1 の輝度）、実用化に必要とされる十分な精度は得られていない[3,4]。

我々は最先端のレーザー技術を結集することにより、手のひらサイズの高輝度中赤外レーザーを開発し、一定の条件の下、国際標準化機構（ISO）が定める計測精度を満たす非侵襲血糖計測技術を確立した。本研究開発では、医療機関から一般家庭まで広く普及できる小型の非侵襲血糖値センサーの実現を目指している。従来の採血型自己血糖計（SMBG）に代わり、糖尿病患者が痛みを伴わず日常の血糖値管理ができる

ようになれば、患者の QOL 向上につながる。さらに非侵襲の特長を生かして公共施設等にも設置できれば、健常者の予防意識を高めて糖尿病人口の増加を抑制することも期待できる。

図 2. 採血が不要、体を傷つけず（非侵襲）、指先を光にかざすだけで約 5 秒で血糖値を計測

2. 中赤外レーザーを用いた非侵襲血糖値センサーの開発

開発した中赤外レーザーは、グルコースの吸収が大きな波長 9 μmにおいて、従来光源と比較して約 10 億倍もの強い尖塔出力を有しており、先行技術では得られなかった高い計測精度を実現することができる。

図 2 に示すように、中赤外レーザーから発生した光を被験者の指先などに対して局所的に照射すると、光子の一部は血中のグルコース分子に吸収される。一方吸収されなかった光子は拡散反射され、中赤外光検出器で検出される。これにより、入射光と反射光との差分が血糖値として算出される。なお、一回のレーザー照射時間はわずか 5 秒程度である。

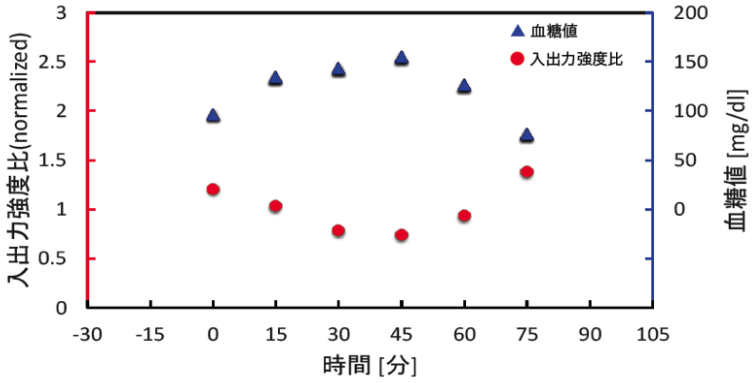


図 3. 経口ブドウ糖負荷試験．被験者 A の血液に対して SMBG を用いて測定した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザ光を人の指へ照射したときの中赤外レーザ光のグルコースによる吸収時間変化を示している

被験者 A がグルコース水溶液を経口摂取した後の血糖値（侵襲法と非侵襲法で同時計測）の時間変化を図 3 に示す。血液に対して SMBG を用いて計測した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザー光を人の指へ照射したときの中赤外レーザー光のグルコースによる吸収時間変化を示している。図から明らかなように、時間と共に血糖値が上昇するのに伴い、グルコースの吸収によって中赤外レーザー光の強度が減少しているのがわかる。また、さらに時間が経つにつれ、血糖値が再び減少し始めると、グルコースによる吸収が弱まり、中赤外レーザー光の強度が再び増加していくのがわかる。

さらに 4 人の健常者 A、B、C、D に対して、日にちを変えて複数回、同様の経口ブドウ糖負荷試験を実施した。そしてこれまでと同様に SMBG での計測値と規格化された光強度の変化とを比較し、図 4 に示すクラークエラーグリッド分析法によってデータを分析した。クラークエラーグリッド

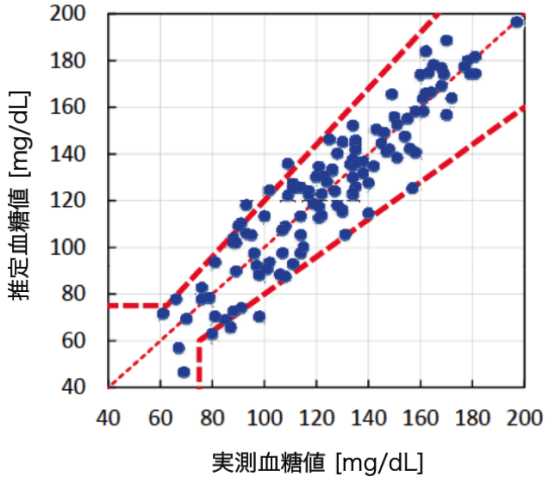


図 4. 経口ブドウ糖負荷試験．被験者 A の血液に対して SMBG を用いて測定した場合の血糖値の時間変化と、中赤外レーザ光を人の指へ照射したときの中赤外レーザ光のグルコースによる吸収時間変化を示している

分析は、患者の現在の血中グルコースの推定値の臨床的正確さを、基準計測器において得られた血中グルコース値と比較して明確にするために、1987 年に開発された [5]。なお、国際標準化機構（ISO）が定める基準（ISO 15197）では、血糖値 75mg/dl 未満では±15mg/dl 以内、75mg/dl 以上では±20%以内（図 2(b)における A ゾーン）に計測値の 95%以上が入っていれば合格とされている。ここで全被験者の計測結果（血糖値範囲　61～198 mg/dL）は、ほぼ全てが A ゾーンに収まっていることがわかる。すなわち、開発した非侵襲血糖値センサーを用いることにより、一定の条件の下、臨床的に充分な精度で血糖値を計測することができるといえる。今後はより幅広い血糖値範囲に対する有効性を示すために、糖尿病患者に対する臨床研究を予定している。

3. おわりに

非侵襲の血糖値センサーが普及すれば、糖尿病患者の負担を軽減するだけではなく、病院等で日々患者の血糖値計測を行う医療従事者の採血やデータ入力作業等の負担軽減、ひいては診断と治療のスピードアップにつながる。また、非侵襲の特長を生かして、会社や公共施設、ドラッグストアなどに設置して、採血なく手軽に健康状態をチェック出来れば、健常者の予防意識を高めて糖尿病人口の増加を抑制し、ひいては医療費、介護費の削減も期待できる。さらに、今後レーザー光源のさらなる小型化が進めば、ウェアラブルな装置を身につけたまま非侵襲で 1 日 24 時間、365 日の連続計測が可能になり、個人の生活習慣に見合った質の高い健康管理が実現できると考えられる。

我々のレーザー技術を直接人々のために役立てたいと考え、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構認定第 1 号ベンチャーとして、ライトタッチテクノロジー株式会社を 2017 年 7 月に創業した。最先端レーザーをコア技術に、病院から一般家庭まで広く普及できる小型の非侵襲血糖値センサーの事業展開を進め、2021 年度の製品化を目指している。

文献

1)「グルコース非侵襲計測装置」、特許第 2641575 号、登録日：平成 9 年 5 月 2 日
2)「非侵襲血糖計」、特許第 4483052 号、登録日：平成 22 年 4 月 2 日
3)「赤外線による組織分析物の計測」、特許第 3686422 号、登録日：平成 17 年 6 月 10 日
4) Uemura T, Nishida K, Sakakida M, Ichinose K, Shimoda S, Shichiri M (1999) Non-invasive blood glucose measurement by Fourier transform infrared spectroscopic analysis through the mucous membrane of the lip: application of a chalcogenide optical fiber system, *Frontiers　Med. Bio. Eng.*, **9**, 137-153
5) Clarke WL, Cox D, Gonder-Frederick LA, Carter W, Pohl SL (1987) Evaluating clinical accuracy of systems for self-monitoring of blood glucose, *Diabetes Care*, **10**, 622-628

*Koichi Yamakawa[1, 2], Makoto Aoyama[1, 2], Yutaka Akahane[1, 2], Kanade Ogawa[2]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology
[2]Light Touch Technology Inc.

2018年秋の大会

総合講演・報告 3

レーザーの特長を利用した研究開発　II
Research developments using excellent properties of Lasers II

(2) レーザー・ウォータージェットによるはつり除去技術の開発

(2) Development of a laser processing technique combined with water jet technique

*石塚　一平[1]，武部　俊彦[2]，山田　知典[3]，大森　信哉[1]，黒澤　孝一[1]，
佐々木　豪[2]，中田　正宏[2]，酒井　英明[2]，柴田　卓弥[3]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社，[2]株式会社スギノマシン，
[3]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

1. 開発の背景および経緯

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所(以下 1F)の安全で確実な廃炉の実施は、国民の関心の高い課題になっている。1F の廃炉作業では、遠隔操作技術により炉内構造物や燃料デブリ等を切断し、取り出しが可能な大きさに加工する必要がある。また、公衆被ばくの低減や汚染拡大防止等の観点から、放射性ダストの飛散防止が求められている。

これまでに機械加工をはじめ様々な加工法が提案されている中で、レーザー技術は加工に伴う反力が少ないことや加工ヘッドがコンパクトであり遠隔操作機器とのマッチングが良い等の優れた特長を有していることから、廃炉作業における切断技術の一つとして期待されている。しかし、従来のレーザー切断技術はレーザー照射によって対象物を溶かし、その溶融物に大量のガスを吹きつけることで除去する加工原理である。そのため、1F の廃炉作業に適用する場合、放射性物質を含有するダストがガスとともに気相中へ飛散することが大きな課題である。

そこで、ガスの代わりに、ダストの飛散抑制に有効なウォータージェットをレーザーと組み合わせた切断技術を、日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社、株式会社スギノマシン、および、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の 3 機関による共同研究で開発している[1][2]。本稿では、これまでに共同研究で取り組んできた開発内容と成果を報告する。

2. 開発内容と成果

2-1. はつり除去技術の加工原理

溶融等で変形した炉内構造物、燃料デブリ等の取り出しにおいては、その切断対象の厚さが不定であり、また加工に伴うダストの回収が必要であることから、対象物を表面から少しずつ削り取る、はつり除去技術が有効であると考えている。図 1 にレーザーとウォータージェットによる、はつり除去技術の加工原理を示す。レーザーを照射することで対象物を溶かし、その溶融物にウォータージェットを噴射することで除去する。ウォータージェットは溶融物の除去と冷却の両方の効果を持つため、ウォータージェットにより除去された溶融物は急速に冷却されることで固化し、ドロスとして対象物表面に固着することなく回収可能な状態となる。

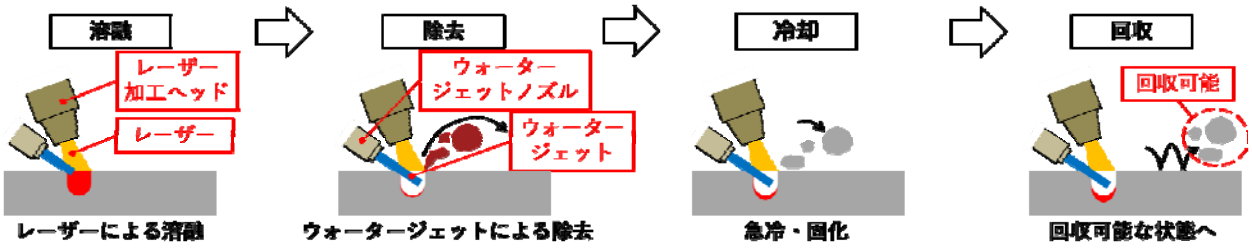


図 1　レーザーとウォータージェットによる、はつり除去技術の加工原理

2-2. ウォータージェットによる溶融物の除去効果の確認

まず、ウォータージェットによる溶融物の除去と冷却の効果を確認するために、図 2 に示すような装置構成で炉内構造物の代表的な構成材料である金属(SUS304)の試験体表面にレーザーを照射し、同時に照射位置にウォータージェットを噴射する定点加工試験を実施した。なお加工中の様子はハイスピードカメラを用いて観察した。レーザー照射条件(レーザー出力、照射角度等)は固定条件とし、ウォータージェット噴射条件(噴射流量、噴射角度等)を変化させて試験を実施した。また、ノズル前方にチョッパーを設けることで連続噴射と断続噴射の 2 種類のウォータージェット噴射条件で試験を実施した。

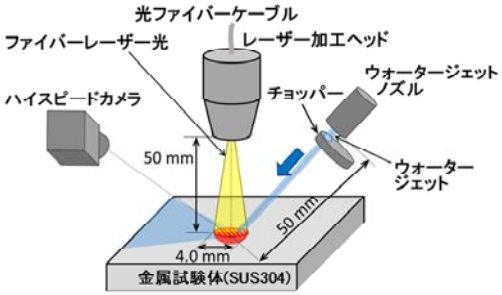
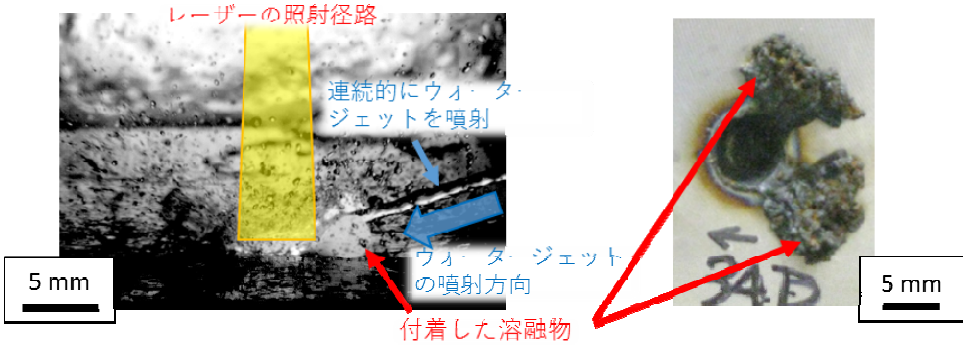


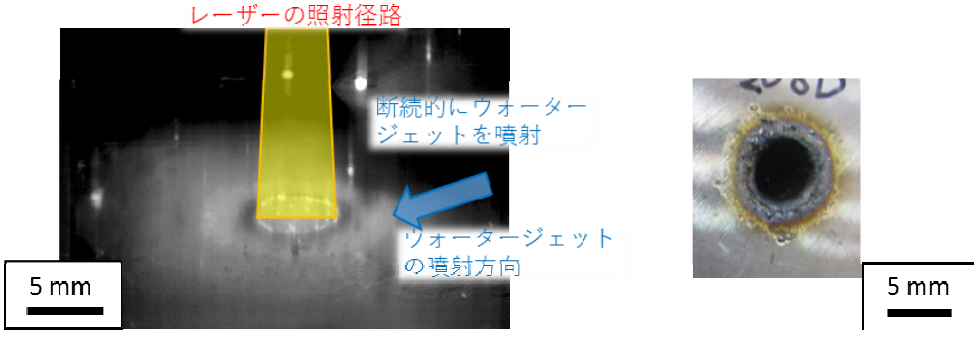
図 2 装置構成（模式図）

図 3 に、レーザー照射中の様子とレーザー照射後の試験体表面の状態を示す。連続噴射と断続噴射、いずれの条件も試験体表面のレーザー照射部に非貫通の穴が形成されており、ガスの代わりにウォータージェットを用いる場合も加工が可能であることを確認した。ウォータージェットを連続噴射した場合、レーザー照射によって生じた溶融物が穴から噴き出し、穴の淵に固く付着することを確認した(図 3 (a))。これはウォータージェットにより溶融物がすみやかに冷却され、試験体表面で固化したことで、付着したと考えられる。このように、ウォータージェットは溶融物の除去と冷却の両方の効果を持つため、そのバランスが重要となる。一方、ウォータージェットを断続噴射した場合、ウォータージェットの噴射とともに溶融物の小塊が吹き飛ぶ様子が観察でき、レーザー照射後の試験体表面に溶融物の固着は見られなかった(図 3 (b))。これはウォータージェットを断続噴射することで、冷却効果が抑制されたためと考えられる。さらに、断続噴射の条件は連続噴射の条件と比較して溶融物の除去量(穴断面積)が大きいことがわかった。

以上の結果を踏まえ、本研究ではウォータージェットの断続噴射方式を採用し、レーザーと組み合わせたはつり除去試験を実施することとした。



(a) ウォータージェット連続噴射



(b) ウォータージェット断続噴射

図 3 レーザー照射中の様子と、レーザー照射後の試験体表面の状態

2-3. はつり除去試験

図 4 に、はつり除去の様子を示す。まずレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルを前述の定点加工の位置関係のまま同時に動かし、1 ラインの走査を行う。これにより試験体表面のレーザー照射部を除去し、非貫通の細い溝を形成する。次に、加工後の溝が少し重なるようにレーザー加工ヘッドとウォータージェットノズルをスライドさせ、2 ライン目、3 ライン目と複数回走査を行う。11 ライン加工した後の試験体表面の状態を図 5 に示す。試験体表面が削り取られており、加工面やその周囲への溶融物の固着も見られなかった。この加工をさらに何度も繰り返すことによって、金属試験体を表面から所定の広さにわたり深さ方向に向かって順に削り取ることが可能であることを見出した。

図 4 はつり除去の様子

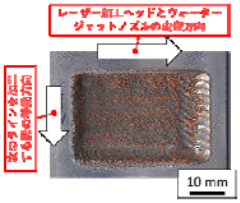


図 5 金属試験体に対する加工結果

2-4. 燃料デブリ取り出しへの適用可否の確認

ここまでは金属試験体(SUS304)に対する加工性を示した。しかし、燃料デブリは金属と燃料の溶融混合物であり、スリーマイル島原子力発電所事故の知見から、硬くて脆い金属酸化物(セラミックスの一種)の層と粘り気のある金属の層が存在することが知られている。そこで、セラミックス試験体や金属とセラミックスを交互に配置して燃料デブリに見立てた試験体に対して加工性を確認した。加工後の試験体表面の状態を図 6 および図 7 に示す。金属試験体と同様、表面を削り取ることが可能であり、また、溶融物の固着も見られなかった。この結果から、レーザーとウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術は、炉内構造物等の金属だけでなく燃料デブリの加工にも適用可能である見通しを得た。

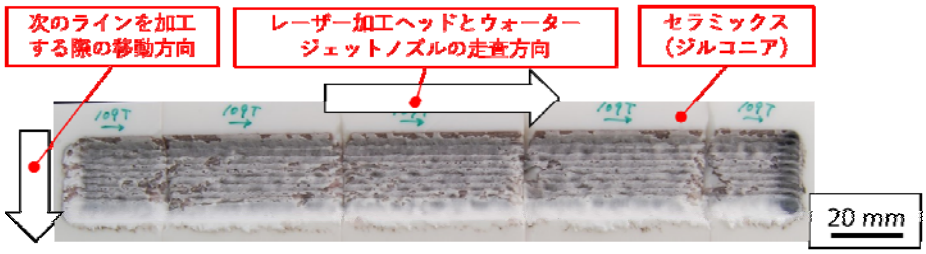


図 6 セラミックス試験体に対する加工結果

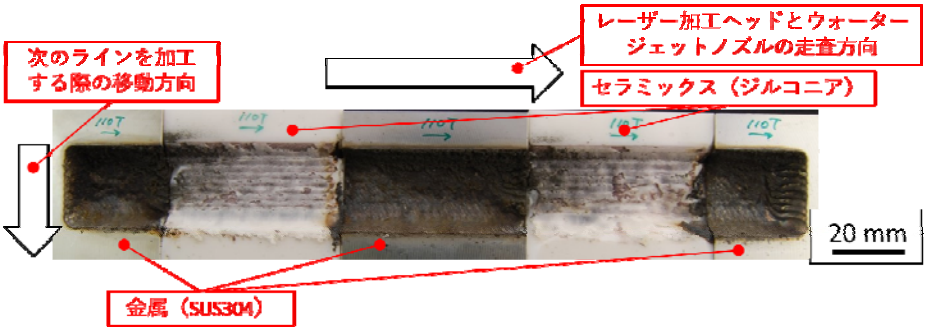
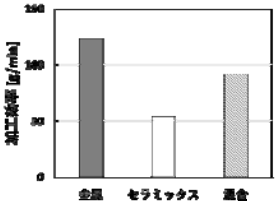
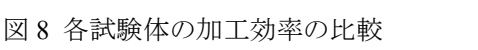


図 7 金属・セラミックス混合試験体に対する加工結果



各試験体に対する加工効率比較結果を図 8 に示す。



加工条件は、レーザー出力：8 kW、ウォータージェット噴射流量：約 1.6 L/min、ライン間の重なり率：約 56 %である。なお、加工効率は加工前後の試験体重量変化をレーザー照射時間で除すことで算出した。金属試験体の加工効率(約 120 g/min)と比較すると、セラミックス試験体の加工効率(約 50 g/min)は低く、金属セラミックス混合試験体は中間程度の加工効率(約 90 g/min)となった。セラミックスはレーザーを集光することで破砕可能であることが、既往の研究で実証されている[3]。また、本技術は対象物に応じてレーザー出力やウォータージェット流量を独立して制御することが可能である。そのため、例えば、燃料デブリを加工する際にセラミックスの多い層に対しては、レーザーをその表面に集光することで砕き、粘り気のある金属の層に対してはレーザー照射部にウォータージェットを噴射して、はつり除去するといった運用をすることで、より高効率な加工が期待される。

3. まとめと今後の展開

本共同研究で開発を進めているレーザーとウォータージェットを組み合わせたはつり除去技術について、ウォータージェットの断続噴射方式を採用することで、炉内構造物や燃料デブリ等の加工に適用可能となる見通しを得た。今後は実機適用に向け、加工の際に削り取られた溶融物の性状評価を実施し、それらを回収する装置を開発する予定である。さらに本加工技術の実機適用可能性を補完するために大型計算機を利用して、より高出力のレーザーを用いた場合の入熱に対する水と物質の相互作用や、溶融量等の解析を進める。これらの課題を解決し、技術の確立に向け、引き続き研究を進めていく。

参考文献

[1] 武部俊彦，他，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2C13（2016）
[2] 羽成敏秀，他，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2C14（2016）
[3] 村松壽晴，他，JAEA-Research，2013-024，1-47（2013）

---

*Ippei Ishizuka[1], Toshihiko Takebe[2], Tomonori Yamada[3], Shinya Ohmori[1], Kouichi Kurosawa[1], Go Sasaki[2], Masahiro Nakada[2], Hideaki Sakai[2], Takuya Shibata[3]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]SUGINO MACHINE, Ltd., [3]Japan Atomic Energy Agency

2018年秋の大会

総合講演・報告 3

レーザーの特長を利用した研究開発 II

Research developments using excellent properties of lasers II

(3) 水中レーザープラズマの発光スペクトル

(3) Emission spectra of laser-produced plasma in water

*作花 哲夫[1]

[1]京都大学

1. はじめに

レーザー誘起ブレークダウン分光法（laser-induced breakdown spectroscopy, LIBS）は、試料の前処理が不要であるため、その場分析への応用が期待されている。特に水中の多様な固体物質をその場分析する方法は限られているため、水中 LIBS は重要なテーマである。一般に水中 LIBS には、プラズマの自由な膨張が阻害され、定量性のある原子発光線スペクトが得られないという困難さがある。また、気相中と異なり、水中でのプラズマ生成は気泡の生成を伴う必要があり、そのメカニズムは複雑である。水中 LIBS を定量分析として確立するためには、試料を化学量論的にアブレーションさせ、また、高温・希薄で安定なプラズマを生成させ、さらにプラズマ内でクラスター化などの化学反応が進行する前に発光スペクトルを測定することが必要である。本講演では、水中 LIBS に関して我々が行ってきた研究を中心に述べる。

2. 水中 LIBS

2-1. ロングパルス LIBS

水中 LIBS では、気泡の中に安定なプラズマを生成させることが必要であるが、その方法としてダブルパルス照射が提案された[1]。この方法では、第１パルスで生成された気泡が成長した後に、第２パルスで気泡中のターゲットを照射することで、明瞭な原子発光線スペクトルが得られる希薄なプラズマを生成させている。一方、パルス幅~150 ns といった長いナノ秒パルス（ロングパルス）を照射することでも明瞭な原子発光線スペクトルが得られる[2]。この方法では、30 MPa の静水圧までスペクトルが大きく変化しないことがわかっており[3]、深海における海底探査への応用が期待されている[4]。ロングパルス照射によって明瞭なスペクトルが得られるメカニズムの解明を目指して、プラズマ生成初期におけるダイナミクスを調べた結果、短いパルスの場合と異なり、プラズマ発光に対する気泡生成のタイミングが比較的に早いことがわかった[5]。これにより、ロングパルス照射では単一パルス照射であっても希薄なプラズマが得られ、明瞭な原子発光線スペクトルが得られると考えられる。

2-2. プラズマ中での化学過程

LIBS では、通常プラズマ中の遊離原子を計測するため、二原子分子やクラスター生成によって遊離原子の密度が低下すると、測定結果の定量性は低下する。生成初期のプラズマの温度は 6000 K 以上であり、多くの原子は遊離原子として存在する。しかし、LIBS 計測は、プラズマが膨張して希薄になったあと（遅延時間~500 ns）であるため、遊離原子密度の低下を考慮する必要がある。我々は、透過スペクトルによって原子密度を測定し、その減少が二原子分子生成の平衡論によって説明できることを明らかにした。

さらに、温度が低下したプラズマでは、熱力学的な解析の前提となる熱平衡性が著しく低下することが考えられる。現在、速度論にもとづくプラズマ内でのクラスター生成反応の解析について検討している。

参考文献

[1] A.E. Pichahchy, D.A. Cremers, M.J. Ferris, *Spectrochim. Acta B* 52, 25–39 (1997).

[2] T. Sakka, H. Oguchi, S. Masai, K. Hirata, Y.H. Ogata, M. Saeki, H. Ohba, *Appl. Phys. Lett.* 88, 061120 (2006).

[3] B. Thornton, T. Sakka, T. Takahashi, A. Tamura, T. Masamura, A. Matsumoto, *Appl. Phys. Express* 6, 082401 (2013).

[4] B. Thornton, T. Takahashi, T. Sato, T. Sakka, A. Tamura, A. Matsumoto, T. Nozaki, T. Ohki, K. Ohki, *Deep-Sea Research I* 95, 20–36 (2015)

[5] T. Sakka, A. Tamura, A. Matsumoto, K. Fukami, N. Nishi, B. Thornton, *Spectrochim. Acta B* 97, 94–98 (2014).

*Tetsuo Sakka[1]

[1]Kyoto Univ.

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

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[3H_PL] Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

[3H_PL01] Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*Yoshitaka Wada[1] (1. Kindai Univ.)

[3H_PL02] Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation with Machine Learning

*Yasushi Nakabayashi[1] (1. Toyo Univ.)

[3H_PL03] Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*Naoki Hosoya[1] (1. Hitachi)

2018年秋の大会

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望
Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

（1）深層学習によるき裂進展予測のためのサロゲートモデルの構築

(1) Construction of surrogate model for prediction of crack propagation using deep learning

*和田 義孝[1]
[1]近畿大学 理工学部 機械工学科

1. はじめに

ILSVRC 2012 におけるディープラーニング（深層学習）[(1)]の有効性が画像認識において示されその可能性に多くの人々が期待する状況になって久しい。しかし、計算力学や CAE といった分野こそ、ディープラーニングとの親和性が高いと期待するもののその応用方法・利用方法については先行研究事例が少ない。一方で、もともと多くのデータを必要とする分野（材料設計、流体工学等）においては特徴量を抽出する多次元非線形マッピングの技術としてディープラーニングの利用例が複数報告されている[(2)]。本研究では重合メッシュ法によるき裂進展データを大量に生成し、何をどのように学習するのがサロゲートモデルの構築に有効なのかを裂進展挙動を通して考察する。

2. ディープラーニングの現状

画像認識に代表される文字認識、人認識、顔認識等のピクセル単位で学習するディープラーニング（＝大規模入力、多階層のニューラルネットワーク）の成功例[(1)]から大規模な研究開発および IT 企業および自動車企業による投資が始まった。これらの動きに呼応する形で、例えば NVIDIA による GPGPU 開発のディープラーニング向けの開発[(3)]、各研究機関および大学によるディープラーニング向けの API の開発など加速した。これらの動向に対して CAE に対する AI およびディープラーニングへの適用の期待も高まっている[(4,5)]。しかし、画像解析による応用はその事例は多数見受けられるが、一方で物理現象、工学設計における応用方法が全く示されていない現状がある。USNCCM2017（米国計算力学学会）において E. Haber によりディープラーニングの新しい学習方法の提案が Semi-plenary lecture[(6)]があった。この講演における要旨は、計算力学の手法をディープニューラルネットワークの学習に適用することにより計算科学研究者の提案よりさらに効果的な学習が達成できるという点である。学習手法にたいするブレークスルーを示唆する画期的な発表があった。複雑な問題、多入力・他出力のディープニューラルネットワークの学習方法の進歩に大きく貢献することが現在進行している。一方で、トヨタ自動車は、自動運転実現のためにはあと 142 億万㎞の走行距離が必要だという試算を示している[(7)]。この数値は、技術のある運転手が 10000 人・台が一人１万㌔メートル以上の走行距離が必要だと示唆している。学習は人間の経験と相対するところがある。例えば、事故、回避などのアクシデント事例は特に学習が必要であるが、そういったケースは全体のデータに対する学習ケース（時間）は少ない。詳細は後述（５章）するが、荷重方向に対して角度を有するき裂は進展の直後少ない時間で進展方向を変える。つまり、学習するためのデータ数が少なくなる。このことは、多くの工学応用に関して常に問題となる。また、多くの工学問題ではどこの場所のどのような物理量を学習させればよいのかの知見が全くないことが大きな課題であると指摘できる。

3. ディープラーニングを実現する技術

現在、ディープラーニングという言葉には次のような意味が込められていると考える。

*Yoshitaka Wada[1]
[1]Department of Mechanical Engineering, Kindai University

「バックプロパゲーション(BP)法の改良および過学習の防止手法も含めた多入力多階層のニューラルネットワーク(NN)の学習手法およびそれらの学習で得た NN の重み係数」

つまり、ディープラーニングとはアルゴリズムを指し示すだけのテクニカルタームではない。このタームは自動運転や人工知能を実現するための重要な役割があることが同時に期待されていると昨今の報道[8]から理解できる。

ニューラルネットワークは、Fig.1 に示すノードとそれらを結ぶ結線によりモデル化される。すべての結線はノードから出力された値を変更する重み w_{ijk} とバイアス b_{ijk} が与えられる。各ノードは式 1 に表されるシグモイド関数（他の関数形式も存在する）により演算されることが一般的である。この関数の特徴は、Fig.2 に示すように、入力値が大きくなると 1 に漸近し、入力値が小さくなると 0 へ漸近する。入力値が 0 では 1/2（傾き 1/4）を出力する。

最も基本的な関数 $f(x)$のフィッティングを行うには 1 入力 1 出力のニューラルネットワークの学習を行えばよい。一般的には入力、出力ともにベクトルないしマトリックスになる。画像の学習（文字認識、人や車の認識）は 1 ピクセル＝1 入力となるためマトリックスがその入力になる。

ニューラルネットワークでは、大規模な重み重み w_{ijk} とバイアス b_{ijk} の逐次更新により学習を進める。学習が進んだニューラルネットワークはエンジニアが望んだ能力を獲得している状態を学習により達成する。具体的には、Fig.3 に示すような流れで学習を行う。これらの方法は、SOR 法などのような初歩的な反復法ソルバーと同じ程度のプログラミングが要求されているためニューラルネットワーク実現のための基本的な骨子の理解は極めて容易である。

本章の冒頭においても述べたように通常の誤差逆伝播学習では大規模なニューラルネットワークは学習ができなかった。それらの学習を可能にしたのがいくつかの学習方法の改善である。例えば、10 層以上の学習を確実に進めるためには、出力と入力に同じ値を用いて 1 層ずつ学習を進める方法がよくとられている。また、最新の研究結果では 2 階層のマルチグリッドであるコースグリッドコレクションを利用した学習方法も提案[6]されており、学習結果もより誤差が小さくなることも示されている。入力データに意図的に誤差を与えて学習をさせる方法も取られる。この方法の利点はデータセット数が簡単に数倍に増やせる点である。これらの学習を強化する方法を組み合わせてディープラーニングが実装され様々な成果を生み出している。

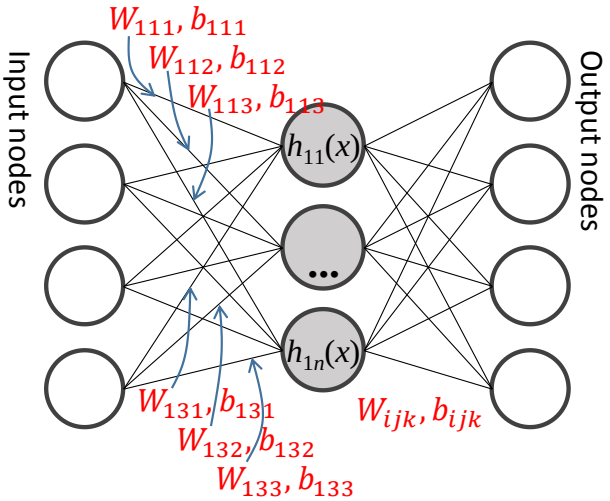


Fig.1 ニューラルネットワークの構成

$$h_{mn}(x) = \frac{1}{1 + e^{-\sum_{i=1}^{k}(W_{mni}x + b_{mni})}} \quad (1)$$

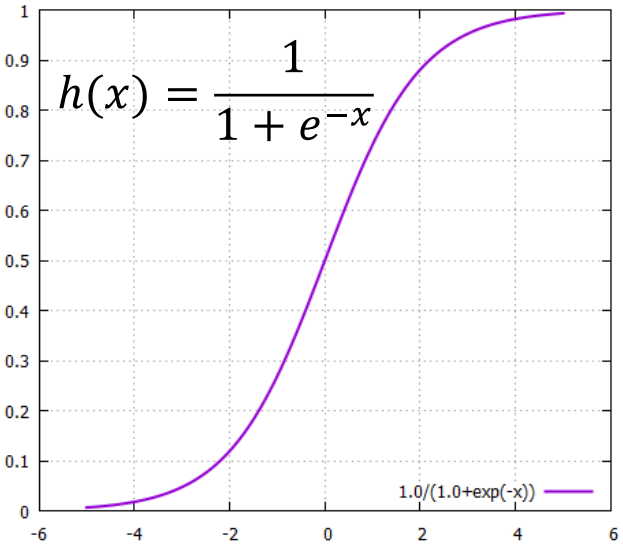


Fig.2 シグモイド関数

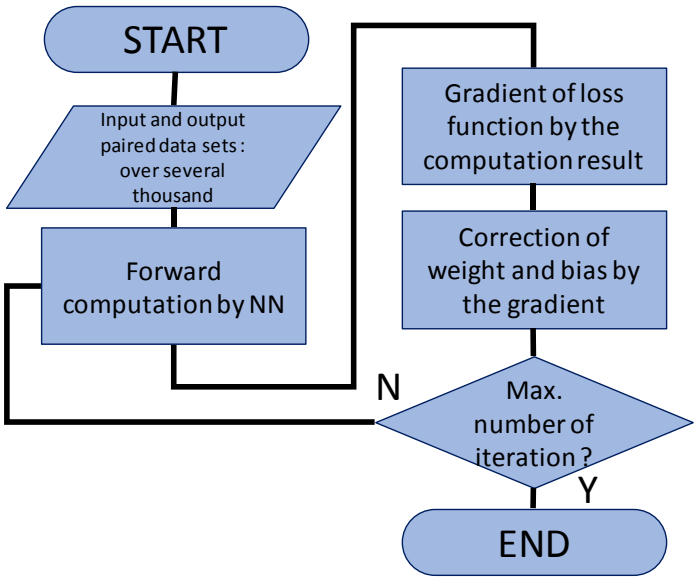


Fig.3 ニューラルネットワークの学習

4. ＣＡＥにおけるサロゲートモデル

工学応用への問題を考えると、何を入力と出力にするのか。学習データはどのように準備するのかが最大の問題となる。物理現象は空間、物性、物理量（変位、速度、ひずみ、応力、温度等）が入力または出力されることになる。物理量を学習（測定）する位置の取扱いを一般化しなければ座標系依存の学習となる。そこから法則を見出すことは困難である。例えば、同じ目的の部品においてもそのサイズが 10 倍も異なる場合サイズの違いをどのように扱うのかを定める必要がある。形状が決まっているのであれば、ノーマライズを行うことが入力のパラメータを減じることになる。ただし、ノーマライズを行った係数は学習対象となる。また荷重に関しても同様で特に弾性問題であれば単位力を想定して学習させる。

サロゲートモデルは代替モデルとして物理現象を模擬するモデルである。したがって、微分方程式を完全に代替するものではない。これまでパラメトリックに問題を解いていた場合、変数を可能な限り限定することにより現象の傾向を把握していた。例えば、ニューラルネットワークを使ったサロゲートモデルであれば多数の変数を用いて学習し、より自由度の高いサロゲートモデルの構築が可能となる。しかし、例えば非線形問題においては解析結果の取得に時間が必要であることと解析精度の低さが問題である。繰返

しの応力ひずみ関係はヒステリシスループを示し 1 つのひずみ（変位）に対して複数の応力（荷重）状態を示す。確実に学習できるとすれば降伏局面や背応力自体を学習させることである。しかし、実際の降伏現象は等方硬化、移動硬化の混合で生じているうえに降伏局面が連続であるとは限らない。ディープラーニングによる学習はそういったモデル化が困難な現象に対して学習できる可能性がある。したがって、今後どのような物理量を学習させることが精度よく実質的な時間で学習が行えるのかを調べる必要がある。

5. き裂進展サロゲートモデル

本稿では、疲労き裂進展を具体事例としてディープラーニング技術を適用しき裂進展挙動が予測できるかどうかを検証した。3 つのフェーズを想定し、フェーズ 1 は応力拡大係数から進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、フェーズ 2 はき裂先端近傍応力、変位から進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、フェーズ 3 は初期き裂中心位置を原点としき裂先端位置およびき裂が向いている方向ベクトルから進展方向ベクトルおよび進展速度を学習、という 3 つの場合に分けた。実用上はき裂先端の位置および進展方向のベクトルから学習できることが望ましい。その理由は、き裂を画像的に扱うことにより直接その余寿命やき裂形状の予測が可能になるためである。

疲労き裂進展解析は、弾性計算（ポアソン方程式）、応力拡大係数、等価応力拡大係数、き裂進展速度、き裂進展方向を微小ステップで解析を行いその履歴（積分）として最終的なき裂進展形状が計算される。Fig.4 に等価応力拡大係数、き裂進展速度およびき裂進展方向を決定する経験則による式を示す[9-11]。ディープラーニングによりこれら式を陰的に再構成されるかどうかが工学分野における応用のための提示すべき具体例である。

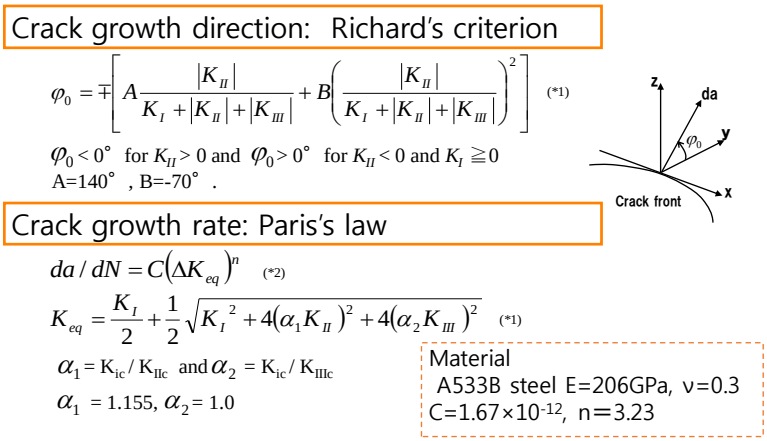


Fig.4　き裂進展則にかかわる多くの法則とパラメータ(8、9)

学習データは重合メッシュ法(以下 s-FEM)によるき裂進展解析[11]を用い約 5,000 におよぶデータを生成した。データをもとに、ノイズ混入、ノード停止などのテクニックを用いて総学習数 12 万回を行った。実用的な観点からは 12 万回の学習数は極めて少ない。Fig.5 にき裂進展速度の学習結果を示す。またその具体的な予測された数値を表 1 に示す。S-FEM によるき裂進展解析と同様にシミュレーションによるき裂進展速度の予測は 1 サイクル当たりの進展量ではない。理由は、1 サイクル当たりの進展量は 10^{-12} のオーダーのためそのサイズではメッシュ生成ができない。したがって、最小メッシュサイズあたりに何サイクル必要か計算することで、き裂進展数値シミュレーションを連続的に行う。Fig.6 から、き裂進展開始直後では大きな差異が左右のき裂先端部位でみられる。しかし、き裂進展が進むにつれ S-FEM の結果と一致する。荷重方向に対して斜めに存在するき裂が繰返し荷重を受けると急激にその向きを変え、その後はほぼ水平に進展する。つまり、き裂の向きを変える学習が少ない。進展方向を変える学習データ数は全体の学習データ数のわずか 4%程度にしか過ぎない。

本適用例は、CAE アプリケーション自体をデータ生成のための手法として利用することの提案である。

近年の配列計算機環境およびクラウドによる並列計算サービスの利用を考えればパラメトリックにバッチ処理を実行する技術的困難さはほとんどない。このような、状況を踏まえて CAE アプリケーションにデータを生成されば、意図的に境界領域（考えている解空間の端）およびデータ数の取得が相対的に少なくなる箇所（本適用例ではき裂進展直後）を適切に理解しデータの密度を適正化（必要なデータの密度の均質化）が可能となる。

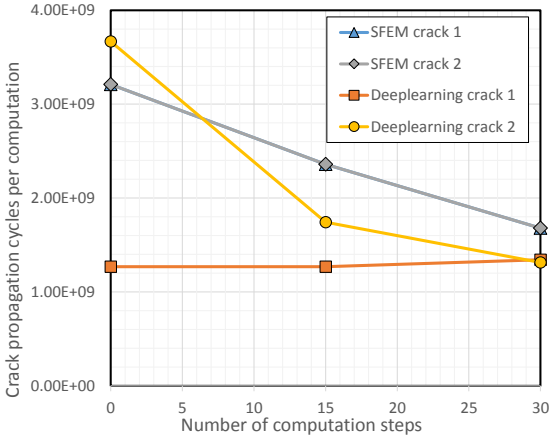


Fig.5　き裂進展速度の予測結果と進展ステップ数

Fig.6　機械学習によるき裂進展予測と重合メッシュ法によるき裂進展
（正解）：黒・初期き裂、赤・重合メッシュ法、
青・ニューラルネットワークによる予測

6. おわりに

ディープラーニングおよびそれらを実用化するための技術集積により実用化が進行している。また、学習方法も様々な分野の知見を適用することによりより効果的・効率的なサロゲートモデルの構築が可能となると考えられる。一方で現象の分析と効果的な学習パラメータ選定など知見の獲得が急務である。

参考文献

(1) A. Krizhevsky、 et al.、 ImageNet Classification with Deep Convolutional、 Advances in Neural Information Processing Systems 25 (NIPS 2012)、 2012
(2) 日本機械学会第 30 回計算力学講演会講演論文集、 大阪、 2017
(3) 井﨑、 NVIDIA のディープラーニング戦略と 最新情報、 GPU Technology Conference、 Tokyo、 2016
(4) 和田、 CAE におけるディープラーニング活用のための一考察（ディープラーニングによるき裂進展挙動予測）、 第 48 回関西 CAE 懇話会、 京都、 2016
(5) 和田、 CAE におけるディープラーニング活用 ～重合メッシュ法によるき裂進展挙動学習～、 ADVENTURECluster ユーザー会 2017、 Tokyo、 2017
(6) E. Haber、 Deep Learning Meets Differential Equations and Optimal Control、 14th U.S. National Congress on Computational Mechanics、 Semi-plenary lecture、 Montreal、 2017
(7) トヨタ社長「142 億キロの試験走行」で自動運転実現を宣言、https://forbesjapan.com/articles/detail/13813 、2016
(8) 例えば http://monoist.atmarkit.co.jp/mn/subtop/features/automated_vehicle/ などの特定情報をクリップする記事
(9) H. A. Richard、 M. Fulland、 M. Sander S. N.、 Fatigue Fract. Eng. Mater Struct.、 Vol. 28、 pp. 3-12、 2005
(10) P. C. Paris and F. Erdogan、 J. bas. Eng. Mater. Trans. ASME、 Ser. D、 85、 pp. 528-533、 1963
(11) 菊池、和田ら、 重合メッシュ法を用いた疲労き裂進展シミュレーション(第 2 報二つの段違いき裂の相互作用の検討)、 機論 A、 74 巻、745、 2008

2018年秋の大会

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望
Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

（2）計算力学シミュレーションを機械学習に置き換える技術の基礎的検討
(2) Preliminary Study of Technology for Replacing Computational Mechanics Simulation with Machine Learning

*中林 靖[1]，増田 正人[2]，田村 善昭[1]
[1]東洋大学，[2]東京大学

1. 緒言
近年の第 3 次人工知能ブームもしくは深層学習(Deep Learning)ブームにおいては様々な先端的な手法が提案されているが，中でも画像認識コンペティション[1]や Google の猫[2]などに代表される畳み込みニューラルネットワーク(CNN: Convolutional Neural Network)[1][2]を用いた画像認識技術，また，再帰型ニューラルネットワーク(RNN: Recurrent Neural Network)[3]およびそれを拡張した長期短期記憶(LSTM: Long Short-Term Memory)[4]を用いた時系列データの学習技術は大きな成功を収めている．

一方，数値解析分野では超大規模解析や連成解析，マルチスケール解析などの計算機パワーを活かした高精度解析や複雑形状の解析などが盛んに行われている[5][6]．しかし，超大規模解析や複雑な解析には多くの時間を要し，1 ケース数日から数週間も計算に時間がかかる場合もある．そこで，予めある程度の解析結果を知ることができれば，得たい情報の詳細な解析への手がかりを得ることができ，解析の試行回数削減により，トータルの解析時間の短縮につながると考えられる．

本研究では，深層学習を用いた解析結果予測を最終目標として，ある解析時刻の状態から次の時刻の状態を予測するネットワークを構築する．数値解析では，解析結果は物理量を節点上に持つため，空間的な意味合いが非常に重要である．そのため，従来の LSTM では取り扱えていなかった空間情報を考慮した学習モデルである Convolutional LSTM(ConvLSTM)[7]を用いる．ConvLSTM は動画像から未来の画像を予測するために開発されたネットワークであるが，ここでは空間情報を節点情報とし，物理量は Convolutional 層の入力チャネルとして対応させることで解析結果の予測を行うことが可能であると考えられる．本稿では，数値解析結果予測のために ConvLSTM を用いることを提案する．今回は解析結果予測することが可能であるかを検討するため，解析結果の渦度と圧力場を可視化した画像を用いて学習を行った．可視化画像を用いることで解析結果の物理量の一部を表現することができ，コーディングの単純化と学習の高速化が図れる．学習済みモデルを用いて解析結果を予測し，正しい画像と比較し，提案方法の有用性を示す．

2. Convolutional LSTM [5]
時間的な状態情報をもとに未来の状態を推定する方法の一種に LSTM がある．LSTM は従来 1 次元の特徴量情報を再帰的に呼び出し，予測時の入力情報として入力データとマージして扱う．Convolutional LSTM(以下 ConvLSTM) では従来 1 次元の特徴量情報を 2 次元の Convolutional 層に拡張し，空間情報として過去の入力情報を記憶することができる．つまり，シーケンシャルに空間情報を追跡することが可能となる．ConvLSTM の各ゲート及び活性化関数を以下にに示す．

ここで，X は入力群，H は隠れ層状態，C は cell の出力を表し，*i, f, o* はそれぞれ input, forget, output のゲートを表す．これらの変数は 3 次元のテンソルであり，時刻 t と 2 次元の空間情報(row, column)を有する．計算記号である”*”は畳込み積，”!”はアダマール積を表す．

$$i_t = \sigma\left(W_{xi} * X_t + W_{hi} * H_{t-1} + W_{ci} \,!\, C_{t-1} + b_i\right)$$

$$f_t = \sigma\left(W_{xf} * X_t + W_{hf} * H_{t-1} + W_{cf} \,!\, C_{t-1} + b_f\right)$$

$$C_t = f_t \,!\, C_{t-1} + i_t \,!\, \tanh\left(W_{xc} * X_t + W_{hc} * H_{t-1} + b_c\right)$$

$$o_t = \sigma\left(W_{xo} * \mathsf{X}_t + W_{ho} * \mathsf{H}_{t-1} + W_{co} \circ \mathsf{C}_t + b_o \right)$$
$$\mathsf{H}_t = o_t \circ \tanh\left(\mathsf{C}_t \right)$$

3. 検証実験

3.1 学習用数値解析データ

深層学習やニューラルネットワークの学習には大量の学習データが必要となる．一般的に ConvLSTM は画像データを入力し，画像データを出力する．本研究で用いる入力データも同様に解析結果を可視化した画像とし，出力データも解析結果を可視化した画像を用いる．この画像データを解析結果の物理量に置き換えることで，解析結果の物理量を予測することが可能であるが，簡単のため，今回は可視化画像データとする．解析モデルは 2 次元円柱周りの流体解析であり，計算領域を 1250×800 の直交等間隔格子を用いて解析を行った． 解析手法は疑似圧縮性法を用い，離散化に 3 次精度風上差分を用いた．

学習データは解析結果の速度分布と圧力分布を可視化した画像データであり, 100 ステップ毎に 1 枚の画像を生成し，300 枚の画像を収集した．画像サイズは 512×476 ピクセルで，256 階調のグレースケールで表現することで，Convolutional 層のチャネルを渦度と圧力場の 2 チャンネルとしている．画像は円柱と円柱後流の流れ場が捉えられるように 200×100 のサイズでトリミングを行った．本稿では過去 4 フレーム分の入力を与え, 1 フレーム後の未来の渦度ベクトル場と圧力場の２つの画像を予測するように学習データを生成した．

3.2 学習器の構成

本研究では，画像サイズ(200, 100)であり，入力画像は 渦度ベクトルと圧力分布の可視化グレースケール画像で， チャネル数は(2)となる．すなわち，入力ベクトルは(200, 100, 2)となる．本ネットワークは入力層から ConvLSTM を 4 層積層させ, 最上層では 3 次元の Convolutional 層を配置した 6 層のネットワークを構築した．Fig.1 に 1 チャネル分のネットワーク構造を示す．ConvLSTM のカーネルサイズはすべての層で(3×3)とし，3 次元 Convolutional 層の入力は(20, 4, 200, 100)となり，カーネルサイズは(3×3×3)とした．ストライドはすべての層で(1, 1)と(1, 1, 1)とした. 損失関数はクロスエントリー, 最適化には Adadelta を用い, 誤差逆伝搬法に従って学習を行った．

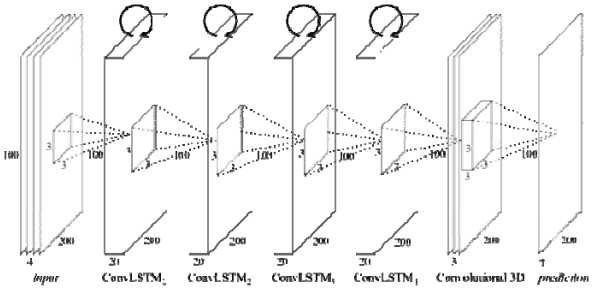


Fig.1 Convolutional LSTM Network Structure

3.3 学習結果

予測画像を Fig.2 に示す．Actual は正しい画像であり，Predicted は Actual に示されるような画像を前 4 フレーム分入力に与えて予測画像を生成している．本稿では学習済みデータの予測結果を示したが，未学習の学習データでも同様の結果が得られた．また，出力画像を MES(mean square error)と SSIM(Structural Similarity Index Measure)で評価した(Table 1)．MES は画像にどれだけ差が生じているかの指標であり，値が大きいほど差が大きい．

4. 結言

本研究では ConvLSTM を数値解析結果の予測に用いる手法について提案し, 予備的な実証実験を行った．以下に，得られた結果をまとめる．

(1) 過去 4 フレームの解析結果の可視化画像を入力に与え，次フレームの可視化画像を生成することに成功した．

(2) MES と SSIM で評価を行った．SSIM で 70%以上の類似度を示す結果が得られた．また，MES では 1

ピクセルあたりの誤差が比較的小さいことがわかった.

(3) 当然，このままでは予測精度が低すぎて，数値解析の代替手法とはなり得ないが，数値解析の次のタイムステップの近似値の予測に用いて，ソルバーの初期値に使い収束を早めるなどの応用方法が考えられる.

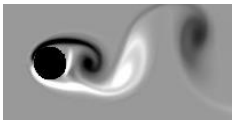
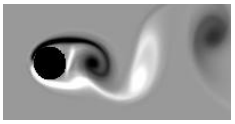
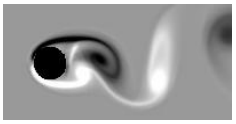
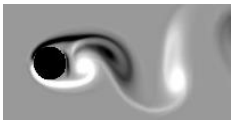
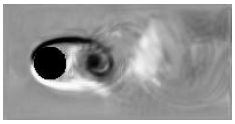
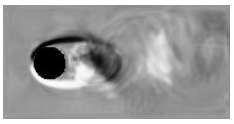
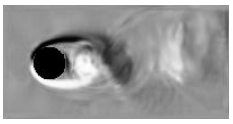
	t-1	t	t+1	t+2
Actual (Vorticity)				
Predicted (Vorticity)				

Fig.2 Prediction of Analysis Result using Convolutional LSTM

Table 1 Result of MES and SSIM

	t	t+1	t+2
MES (Vorticity)	**357.922**	**361.254**	**322.959**
SSIM (Vorticity)	**0.728**	**0.722**	**0.723**

参考文献

[1] Alex Krizhevsky, Ilya Sutskever, Geoffrey E. Hinton, ImageNet Classification with Deep Convolutional Neural Networks, NIPS2012, 2012.

[2] Quoc V. Le, Marc'Aurelio Ranzato, Rajat Monga, Matthieu Devin, Kai Chen, Greg S. Corrado, Jeff Dean, Andrew Y. Ng, Building High-level Features Using Large Scale Unsupervised Learning, International Conference on Machine Learning, 2012.

[3] Alex Graves, Abdel-rahman Mohamed, Geoffrey Hinton, Speech recognition with deep recurrent neural networks, IEEE International Conference on Acoustics, Speech and Signal Processing, pp.6645-6649, 2013.

[4] Klaus Greff, Rupesh Kumar Srivastava, Jan Koutník, Bas R. Steunebrink, Jürgen Schmidhuber, LSTM: A Space Odyssey, arXiv:1503.04069, 2015.

[5] Xingjian Shi, Zhourong Chen, Hao Wang, Dit-Yan Yeung, Wai-kin Wong, Wang-chun Woo, Convolutional LSTM Network: A Machine Learning Approach for Precipitation Nowcasting, arXiv:1506.04214v2, 2015.

*Yasushi Nakabayashi[1], Masato Masuda[2] and Yoshiaki Tamura[1]

[1]Toyo University, [2]The University of Tokyo

2018年秋の大会

計算科学技術部会セッション

人工知能技術の活用と将来展望

Application of Artificial Intelligence Technologies and its Future Prospects

（3）画像処理，AI 活用による原子炉検査の高度化

(3) Advancement of Nuclear Reactor Inspection with Image Processing and AI

*細谷　直樹[1]

[1](株)日立製作所

原子力プラントでは，炉内構造物の健全性確認や予防保全等のため，計画的に検査が実施される。健全性を十分に確保するためには点検規制に則った厳格な検査が必要である。この検査作業は熟練検査員の技量に依存するところがあり，そのノウハウの伝承が課題となっている。また，海外プラントの新設においても，国内と同様に信頼性の高い検査が必要である。そのため，検査を自動化，簡易化することによって，検査員の負荷軽減や工数低減，ならびに検査結果の信頼性確保に寄与できる技術が求められている。

本研究は，原子炉検査に画像処理や AI 技術を活用することにより，上記課題の解決を図るものである。以下，原子炉検査で行われる目視検査（Visual Testing：VT）と超音波探傷検査（Ultrasonic Testing ：UT）への取り組みについて紹介する。

画像処理活用による VT 高画質化技術

炉内構造物に対しては主に VT を実施する。VT は水中カメラから得られる 40 万画素程度のカラー動画像を基に行われる。水中カメラの位置はカメラ操作者により制御され，順次，検査対象領域にカメラを移動させながらリアルタイムで検査を行っている。炉内は放射線場であり，画像には放射線ノイズが重畳する。また，炉内構造物の形状は複雑であり，狭隘部等では検査用の照明が十分でない場合がある。検査作業の負担軽減のため，検査画像の高画質化が求められている。

本研究では VT 高画質化技術を提案する。本技術は検査中の動画像を対象として，ソフトウェア処理により高画質化を施す。具体的には，放射線ノイズ抑制，信号強調である。また，提案法の実用化において処理のリアルタイム性が重要である。提案法を並列演算可能な専用プロセッサに実装することで，リアルタイム動画像処理を実現する。本技術により検査員は視認性の高い画像を基に作業を行うことができる。

AI 活用による UT 評価技術

原子炉構造物の溶接部に対しては UT を実施する。UT は，構造物の表面に超音波を送受信する探触子を押し当て，内部に超音波を伝搬させる。超音波は内部の欠陥や裏面で反射して戻ってくるため，これをエコーデータとして受信する。検査員はエコー波形を参照し構造物内部の状態を把握する。UT では溶接部付近に生じる亀裂を欠陥として判定する必要がある。欠陥と疑似とのエコーデータは類似しているため，欠陥の判定には検査員の技量が重要である。

本研究では，エコーデータから欠陥候補を自動識別する UT 評価技術を提案する。本提案は，熟練検査員の知識と，エコーデータの波形に基づく学習とを合わせた識別である。学習型識別には十分な学習データ量が必要であるが，原子力プラントの供用開始後に欠陥が生じることは少ない。学習データ量を増やすため，エコーデータ合成によるデータオーグメンテーション手法を考案した。本技術により検査員の欠陥判定に有用な情報を得ることができる。

---

*Naoki Hosoya[1]

[1]Hitachi Ltd.

Planning Lecture | Board and Committee：Decommissioning of Nuclear Power Stations Committee

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[3I_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[3I_PL01] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Masumi Ishikawa[1] (1. Tepco HD)

[3I_PL02] The effort of organization for decommissioning, and the situation of a road map

*Yusuke Tanaka[1] (1. METI)

[3I_PL03] The technical strategy for Fukushima Daiichi NPS decommissioning and perspective of R&D

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3I_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[3I_PL05] Topics of Decommissioning Committee
WS廃炉の論点と対応

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

「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 Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

（1）福島第一原子力発電所廃炉の現状

(1) Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

石川　真澄

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 3 回改訂がなされ、最新の第 3 回改訂版は、2017 年 9 月 26 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚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・リスク低減重視の姿勢を重視

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 7 種類の設備により、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、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。

また、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。山側については、2016年6月から95%の閉合を開始し、段階的に閉合を進めている。2017年8月22日より全面閉合に向け凍結操作を開始した。

これら、地下水バイパス、サブドレン、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（「雨水や地下水に起因する汚染水発生量」陸側遮水壁閉合前：490m3／日、陸側遮水壁閉合後：90m3/日）。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、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。

海側遮水壁については、地下水ドレン、サブドレンによる地下水の汲み上げ、浄化・移送が安定的に実施できることを確認した後、2015年10月26日に閉合した。

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。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のための準備作業を進めている。

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。2018年7月から、上部建屋解体に先立ち、オペレーティングフロアの放射線量・ダスト濃度等の調査を開始した。建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用し調査したところ、2012年と比べて放射線量が低減していることを確認した。引き続き、プール内の燃料と燃料デブリの取り出し用コンテナを共用するプランと個別に設置するプランの検討等を並行して検討している。

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。現在、燃料の取り出し開始に向け準備を進めている。

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 階面のペデスタル外の調査を行い、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。

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 月に調査を実施した。2017 年 1～2 月の調査では、ペデスタル内のグレーチングの脱落、変形、堆積物を確認した。また、ペデスタル入り口付近の CRD ハウジングサポートには大きな損傷は見られないことを確認した。2018 年 1 月の調査では、ペデスタル内プ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デスタル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。

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デスタル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、ペデスタル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、プ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 2 次改訂 2018 年 6 月 28 日）。

発生する廃棄物は、既設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。

Masumi, Ishikawa

Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

「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 Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

（２）廃炉の取り組み体制とロードマップの状況

(2) The effort of organization for decommissioning, and the situation of a road map

*田中佑典[1]

[1]経産省

抄録　福島第一原子力発電所の廃炉は、本格的な廃炉事業に向けての活動に進んでいる。経産省からは、国としての取り組みの考え方、全般について、ロードマップを中心に紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故炉の廃炉，ロードマップ

Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Decommissioning of Accident Reactor, Road-Map

概要

福島第一原子力発電所の廃止措置は、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。資源エネルギー庁から廃炉の取組体制とロードマップの進捗について紹介する

（詳細は、当日に配布）

*Yusuke Tanaka[1], [1]METI

「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 Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(3)福島第一廃炉の技術戦略と研究開発の全体像

(3)The technical strategy for Fukushima Daiichi NPS decommissioning and perspective of R&D

*福田　俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府の中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的として、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン（「戦略プラン」）を作成している。本稿では、戦略プランのうち廃炉の技術戦略と研究開発の全体像について紹介する。

2. 福島第一廃炉の技術戦略

2-1. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しにおける目標は、安全対策をはじめ周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込むこと、及び、2019 年度の初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、2021 年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始に向け、燃料デブリ取り出し方針に従い、必要な取組を進めることである。

燃料デブリの安全な回収には、戦略プラン 2017 で提示した「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し工法の成立性」及び「燃料デブリの安定保管」に関する技術要件に沿った検討が必要である。また、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討の進め方については、「ステップ・バイ・ステップのアプローチ」や「廃炉作業全体の最適化」等中長期ロードマップに記載の「燃料デブリ取出し方針」を踏まえるとともに、当面取り組むべき「予備エンジニアリング」や「内部調査の継続的な実施と研究開発の加速化・重点化」の取組の方向性について記載している。

2-2. 廃棄物対策

廃棄物対策における目標は、保管・管理の取組として、当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直しながら、固体廃棄物の発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な廃棄物保管管理計画の策定・更新とその遂行を進めること、及び、処理・処分に向けた取組として、性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示すことである。

2-3. 汚染水対策

汚染水対策における目標は、汚染水問題に関する３つの基本方針（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」）の下、構築されている水位管理システムの強化及び適切な運用を継続しつつ、引き続き、重層的な対策に取り組み、2020 年内の建屋内滞留水の処理完了を目指すこと、及び、今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、長期を見据えた汚染水対策のあり方についての検討を進めることである。

2-4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しにおける目標は、作業を進める上でのリスク評価と管理をしっかり行い、放射性物質の飛散防止をはじめ安全・安心のための対策の徹底を図り、1 号機は 2023 年度を目処、2 号機は 2023 年度を目処、3 号機は 2018 年度中頃を目処として、プール燃料の取り出しを開始すること、乾式キャスク仮保管設備への移送により共用プール容量を確保し、1～4 号機の使用済燃料プールから取り出した燃料を当面、共用プール等において適切に保管すること、及び、取り出した燃料の長期的な健全性

の評価及び処理に向けた検討を行い、その結果を踏まえ、2020 年度頃に将来の処理・保管方法を決定することである。

3. 研究開発の全体像

3-1. 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発は、基礎・基盤研究から応用研究、開発・実用化に至るまで産官学の多様な実施主体により行われている。政府による補助金事業・委託事業を通じ、実用化を目指した複数の研究開発プロジェクト、基礎・基盤技術開発と応用研究が進められている。東京電力においても廃炉に必要な実現性の高い研究開発の取組みが進められている。

3-2. 研究開発の実施体制

福島第一原子力発電所の廃炉研究開発実施体制の概略を図 1 に示す。廃炉研究開発には、経済産業省、文部科学省、技術組合国際廃炉研究開発機構（IRID）、日本原子力研究開発機構（JAEA）、プラントメーカー、その他メーカ（海外企業含む）、国内の大学・研究機関、東京電力ホールディングス、外国政府機関、国外の大学・研究機関等の多種多様な機関が参画している。各機関で進められている研究開発を、実際の廃炉作業に効果的に結び付けていくため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に廃炉研究開発連携会議が設置されている。会議では、研究開発ニーズ、シーズについての情報共有、廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整、各機関間の研究開発の協力促進及び人材育成に係る協力促進を行っている。具体的には、会議の下に研究連携タスクフォースを設け、福島第一原子力発電所廃炉に向け戦略的かつ優先的に取組むべき重要研究開発課題を検討し 6 課題を抽出した。6 課題に含まれるいくつかの研究テーマは廃炉汚染水対策事業、英知事業により平成 29 年度から実施されている。また、平成 30 年度の英知事業（CLADS 補助金）の公募において、6 重要研究開発課題が公募の主要な課題の一つとなっている。NDF は廃炉研究開発連携会議の事務局業務をはじめとして各機関における研究開発活動を実効的かつ効率的に推進するため全体最適化に取り組んでいる。

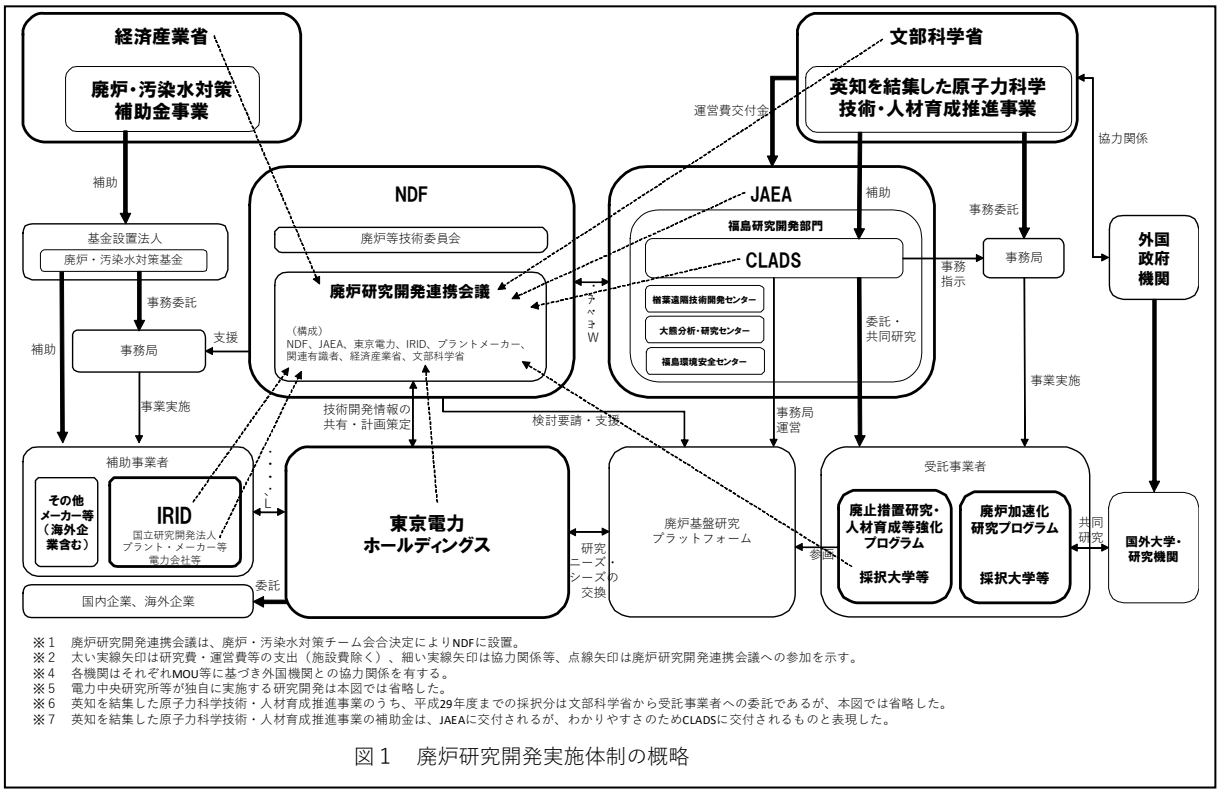


図 1　廃炉研究開発実施体制の概略

*Toshihiko　Fukuda

Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

「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 Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

(4) 福島第一原子力発電所廃炉に向けた IRID による技術開発の現状

(4) Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*清浦　英明

技術研究組合　国際廃炉研究開発機構（IRID）

福島第一原子力発電所廃炉に際して、最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取出しである。本報告では燃料デブリ取出しに関わる技術開発状況について報告する。なお、本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に関わる研究開発については、廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定を行う「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」、事業者の「東京電力ホールディングス福島第一廃炉推進カンパニー」、研究開発を実施する「IRID」を含む研究開発機関が、緊密に連携して取り組んでいる。IRID は福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる１８法人が集まった組織体である。現在、IRID が進める主な研究開発は「燃料デブリ取り出しに係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、の２つがある。本稿では、燃料デブリ取り出しに係る研究開発についての進捗状況等を述べる。

2. 研究の進捗と展望

燃料デブリ取出しに係る研究開発として行ってきた格納容器補修技術開発については、サプレッションチェンバからの漏水を止める技術やサプレッションチェンバ脚部の耐震補強技術などに、実機施工への実現性の見通しを得ることができた。今後、事業者のエンジニアリングを通じたこれら成果のデブリ取り出し実機工事への活用が期待される。また、燃料デブリの状況を把握するための格納容器内部調査の技術開発としては、2018 年 1 月に 2 号機を対象とした調査装置の現地実証試験を行い、原子炉圧力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の内側の画像情報の取得に成功した。特に、RPV ペデスタル内側下部にアクセスし、RPV ペデスタル底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本実証試験も含めた、これまでの格納容器内部調査は、画像情報の取得が主であった。現在、より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる（詳細調査技術開発）。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載する必要があるため、調査装置は大型化する必要がある。また、大型の調査装置を格納容器内に安全に投入するためのアクセスルートを構築する技術や耐放射線性を有する各種センサーなどが重要な開発要素となる。現在、これら詳細調査技術については、現地実証試験に向けたプロトタイプ装置を試作中である。一方、原子炉圧力容器内部調査に向けた技術開発では、これまで検討してきた上部アクセス工法に加え、原子炉建屋外側面から原子炉圧力容器内部へアクセスする側面アクセス工法の技術開発に取り組み始めている。複数の選択肢をもつことで、現場の状況に応じた原子炉圧力容器内部調査が可能となり早期調査実現に資するものと考えている。これら調査関連の技術開発と並行して、燃料デブリ取り出し工法に関連する技術開

発も進めつつある。過去にIRIDが提案した燃料デブリ取り出し工法を実現するための課題について、順次、技術開発を進めているところである。例えば、燃料デブリ取り出し装置を格納容器内に投入するために必要な、生体遮蔽壁への大開口施工技術や格納容器への大開口施工の際に必要となるシール技術、RPV ペデスタル内部の干渉物を遠隔で撤去し、燃料デブリを取り出す環境を構築する技術などについて、順次、技術検証を行っていく予定である。

3. 今後の進め方

極めて困難な廃炉事業を進めてゆくために IRID は国内外の叡智を結集し、研究開発を進めていく所存である。個々の技術が次第に具体化されつつあり、実際の現場で燃料デブリ取り出しに取り組む東京電力ホールディングスとの連携が、これまでにも増して重要になってくる。今後も東京電力ホールディングスをはじめとした関係各所と緊密な連携を構築、維持して安全かつ着実な廃炉のための技術開発を行っていく。

Hideaki Kiyoura

International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

「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 Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

（５）廃炉検討委員会の話題－WS 廃炉の論点と対応

(5) Topics of Decommissioning Committee

*宮野　廣[1]

[1]廃炉検討委員会委員長，法政大学

抄録　福島第一原子力発電所の廃炉は、本格的な廃炉事業に向けての活動に進んでいる。原子力学会では、関係機関と連携を強化しつつ、より専門家の知見を活かすべく、様々な活動に取り組んでいる。トピックの一つとして、ワークショップの活動を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故炉の廃炉，ワークショップ

Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station, Decommissioning of Accident Reactor, Workshop

1. 緒言

廃炉検討委員会が発足して３年が経過した。

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めて長期に亘り継続される国を挙げて取り組む事業、重要な国家プロジェクトである。内閣、経済産業大臣を頂点とする組織体系が整えられ、予想される技術的な困難さから、世界がその進展に関心と懸念を示す中、世界の英知を集め、事業を進める体制ができ、実作業のフェーズは順調に進展している。サイトの着実な進展、国として予算化を含めた国家プロジェクトとしての運営、初めての事故炉の廃炉に必要な技術開発とサイトへの適用、難しい技術開発への挑戦と強力な体制の下、着実に進展している。原子力学会は、原子力分野の専門集団として積極的な貢献を行っていかなければならない。

2. 新たな取り組み

廃炉検討委員会では、福島第一原子力発電所の廃止措置、事故炉の「廃炉」が安全かつ円滑に進むよう、技術的・専門的な視点から貢献すべく活動している。特に関心の高い重要な検討課題については分科会を設置して活動を進めている。

今年度は新たに、1)「廃炉のリスク評価分科会」を設置し、廃炉の作業を進めていく上で生じるリスクの評価法をレビューする。また、2)廃炉委で議論すべきというテーマを選択して運営するワークショップを始めた。

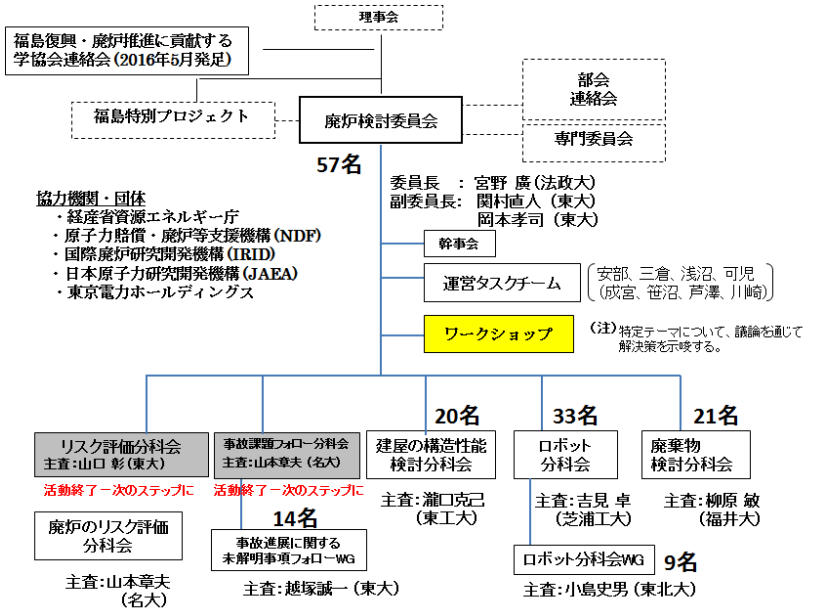


図　2018 年度の廃炉委の主な体制

ワークショップは、特定テーマについてクローズで開催することで、多くのステークホールダーの参加と深い議論を行うことを目指している。これにより有益な結果を得るように議論を導くもので、得られた結果は、報告書としてまとめ、関連組織、ＮＤＦ、エネ庁に提供して活用いただく予定である。

3. 各組織の活動の概要

１）ワークショップのテーマ

①ロードマップの論点[第１回５月２８日]、②性能目標（安全確保のための管理目標）[第２回６月９日]③廃炉の廃棄物の取り扱い[第３回７月７日]をテーマに議論してきた。毎回、各関連組織からも参加をいただき、十数名で活発に議論を進めている。９月以降も継続して開催する。

２）分科会の活動

廃炉委の各分科会、リスク評価分科会、事故提言・課題フォロー分科会、建屋の構造健全性評価分科会、ロボット分科会、廃炉検討分科会を設置して活動している。

リスク評価分科会は評価法の開発と使用済燃料プールからの燃料の取り出し作業への適用を試み、シナリオが立てられない状況でのリスク評価の考え方、構築の仕方をまとめた。活動の報告を取りまとめてリスク評価分科会の活動を終えた。

引き続き、新たに事故炉の廃炉の作業のリスクを評価する手法についてレビューするための分科会、「廃炉リスク評価分科会」を発足させ、廃炉作業のリスク評価の完成に向けて寄与する。

事故提言・課題フォロー分科会は、フォローの状況を取りまとめ、課題を提示して報告書を取りまとめて、当面の活動を終了した。学術的課題を中心に現状、残された課題がどのようになっているかをまとめている。学会員には今後の研究テーマの選択の参考としていただければ幸いである。

一方、事故炉では、建屋の構造健全性の確保が重要な位置づけであり、建屋構造健全性評価分科会を設置して議論を進めてきた。デブリ取出し前までの評価として、建屋構造の健全性評価をとりまとめ報告書として発行した。

他、ロボット分科会ではロボット学会との協働でロボット技術者の協力を得て廃炉作業のニーズに答えられるように活動している。また廃炉検討分科会ではデブリ取出し作業が始まると早速問題となる膨大な量の廃棄物、その保管管理をどのように進めるべきかの検討を進めている。

３）広い活動、学協会協議会との連携

廃炉委は、毎年春にシンポジウムを開催し社会に福島第一の廃炉に関する情報の発信と廃炉の課題を共に考える意見交換の場としている。

原子力学会では、「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」を設けて、広く学協会との連携を行っている。学協会には現在、36 団体が参加し、福島の復興と廃炉への技術解決に協働で協力を進めている。

---

*Hiroshi Miyano[1], [1]Chairof the Committee, Hosei Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network：Operation and Power Division

Fri. Sep 7, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 7, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[3O_PL] Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

[3O_PL01] The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*Masanobu Iwasaki[1] (1. KEPCO)

[3O_PL02] Ageing Management for Metalic Components / Structures

*Taku Arai[1] (1. CRIEPI)

[3O_PL03] Ageing Management for insulation degradation of electric/instrumentation equipment

*Nobuhiro Ishii[1] (1. TEPCO HD)

[3O_PL04] Ageing Management for reduced strength of concrete structure

*Ryuu Shimamoto[1] (1. Chubu Electric Power)

2018年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

（1）原子力発電所の長期運転への取り組み（高経年化への対応）

(1) The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants

*岩崎　正伸[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のために、状態に応じた適切な保守管理活動を実施してきており、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえた予防保全対策として機器の取替などにも取り組んできた。その上で、高経年化技術評価を実施し、60 年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく長期保守管理方針を策定してきた。

こういった中、福島第一原子力発電所事故を受け、原子炉等規制法が改正され、運転期間延長認可制度が導入された。また、原子力発電所の設計等に関する新規制基準も導入され、基準適合のための対応や自主的な安全性向上対策に、必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、大部分のプラントは長期停止したままの状態にある。

以上の経緯を踏まえて、改めてこれまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態が機器・構造物の経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

2. 長期運転への取組み

2-1. 高経年化への対応

原子力発電所の高経年化対策として、1996 年 4 月に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁が「高経年化に関する基本的な考え方」をまとめ、基本方針を示し、以降、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、実用炉規則という。）に基づいて、供用年数が 30 年となるプラントでは 60 年の運転を想定した高経年化技術評価を実施、長期保守管理方針の策定等を実施して、国はその妥当性の評価、確認を行ってきた。

2008 年 8 月には、実用炉規則がさらに改正され、長期保守管理方針が原子炉施設保安規定の認可事項となり、美浜発電所 1,2 号機などでは、40 年目の高経年化技術評価を実施し、長期保守管理方針を定めた保安規定変更認可申請を行い、国の審査を経て認可を受けている。

こういった高経年対策に対する活動を実施している中、2011 年に東日本大震災による福島第一原子力発電所事故が発生し、2013 年 7 月に改正された原子炉等規制法に基づき、新規制基準への適合性を求められるとともに、原子力発電所の運転期間を運転開始から 40 年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1 回に限り最大 20 年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

運転期間延長認可制度では、原子炉圧力容器などに対して特別点検を実施し、それらの結果も踏まえた設備に対する 60 年を想定した劣化状況評価、長期の保守管理方針の策定が必要となる。また、運転期間延長認可のためには、劣化状況評価の結果等が審査基準に適合する必要があり、規制基準への適合のための安全性向上対策などに係る工事計画の認可を得ている必要がある。

2-2. 保守管理活動

原子力発電所では、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して故障等に至ることがないよう適切な保守

管理活動を継続的に実施している。例えば、運転パラメータの監視や巡視点検、状態監視技術による機器の劣化傾向診断、ポンプなどの定期的な起動試験といったプラント運転中における日々の活動を通じて機器・構造物の健全性を確認し、経年劣化等の兆候の早期発見に努めるとともに、定期的にプラントを停止し、詳細な非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検を行っている。さらに、この保守管理活動の中で、国内外の原子力発電所におけるトラブル事例等に基づき、補修・取替等の予防保全対策活動を積極的に実施してきている。このように、日常的な点検・監視や積極的な予防保全活動を実施することにより、原子力発電所の機器、構造物におけるトラブルの未然防止を図っている。

また、プラントの供用期間を 40 年から延長しようとする場合は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及びコンクリート構造物に対して、運転期間延長認可制度の下で、供用期間が 40 年近く経過した機器・構造物の劣化状況を詳細に把握することを目的とした特別点検を実施している。

なお、福島第一原子力発電所事故を受け、大部分のプラントは長期停止状態となったが、事業者はこの長期停止期間中においても、満水保管あるいは乾燥保管といった経年劣化を抑制するための保管対策を取るとともに、保管状況に応じた適切な保守管理活動として、巡視点検や定期試験、検査等を実施することで、通常時と同様に、機器・構造物の維持管理に努めている。

2-2. 高経年化技術評価

事業者としては、このような保守管理活動を通じて原子力発電所の機器・構造物の健全性を維持しているが、供用期間が 30 年を経過するような原子力発電所については、高経年化対策制度の下、10 年毎に実施する高経年化技術評価によって長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を評価し、現状の保全項目に追加すべきものがないかを確認している。

高経年化技術評価では、安全機能を有する全ての機器・構造物を評価対象とし、材料、使用条件等を踏まえ、対象機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出整理し、長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を確認する。

例えば、摩耗や腐食のような経年劣化事象は、日常的な監視、検査等で劣化の傾向を把握し、必要に応じて補修、取替をする等、長期間の供用であっても日常的な保全活動によって適切に管理できる。一方、原子炉圧力容器に想定される中性子照射脆化をはじめとした経年劣化事象については、日常的な保全活動に加え、長期間の供用に際して機器・構造物の健全性に及ぼす影響を詳細に把握すべき事象であり、高経年化技術評価では着目すべき経年劣化事象と称して、長期運転（例えば 60 年間）における経年劣化事象の発生・進展状況を想定した上で機器・構造物の構造／機能健全性の確認を行う。さらに、現状の保全活動が適切であるかの評価もあわせて行い、長期運転に対する総合的な評価を行っている。

評価に当たっては、最新の規格基準や国内外のトラブル事例などの最新知見、評価時点までの運転実績、運転経験を反映した評価を行うとともに、最新の技術基準への適合のために追加される設備や、重大事故等時の環境条件なども考慮した技術評価を行っており、また、冷温停止状態を前提とした経年劣化に対する技術評価についても実施し、プラントの長期停止が機器・構造物の健全性に及ぼす影響についても確認している。これらの評価の結果、今後の 10 年間の運転期間に現状保全項目に追加して実施すべき新たな保全策があれば長期保守管理方針が策定され、原子炉施設保安規定に明記される。

3. 長期停止に伴う経年劣化の影響

福島第一原子力発電所事故以降、現在も多くの国内原子力発電プラントにて、新規制基準への適合に係る審査や対策工事に必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、運転再開となっていない状況にあり、これまで実施してきた高経年化対策におけるプラント状態とは相違した状況となっていることから、長期停止期間に伴う経年劣化の影響について検討した。

検討に際しては、機器・構造物に想定される劣化事象に対して、図 1 に示すように、各劣化事象に対して実施している保守管理及び健全性評価を基に、3 つのカテゴリーに分類して長期停止状態の影響を管理・評価することができるかという視点で検討及び確認する。

まず、日常的な保守管理により劣化傾向を把握している腐食といった劣化事象に対しては、適切な監視や検査により、劣化傾向を把握し、必要に応じて取替等といった機能回復が可能であり、長期停止期間中においても、長期停止状態を加味した適切な保守管理を行うことで機器・構造物の健全性を確認することができる。

また、日常的な保守管理に加えて、長期運転に対する健全性評価を行う中性子照射脆化のよう経年劣化事象に対しては、劣化事象における影響因子が停止期間中にも劣化を進展させるか否かを検討することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

さらに、長期停止期間中においても劣化進展の可能性が否定できないような劣化事象に対しては、長期定期間を考慮した詳細評価を実施し、その劣化程度を把握した上で、管理することができるかどうかを評価することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

これらの経年劣化事象における長期停止の影響については、次稿にて詳細を述べているが、長期停止期間においても、適切に日常的な保守管理を実施すること、及び経年劣化の発生・進展を評価することにより、機器・構造物の機能・健全性に影響はないことを確認した。

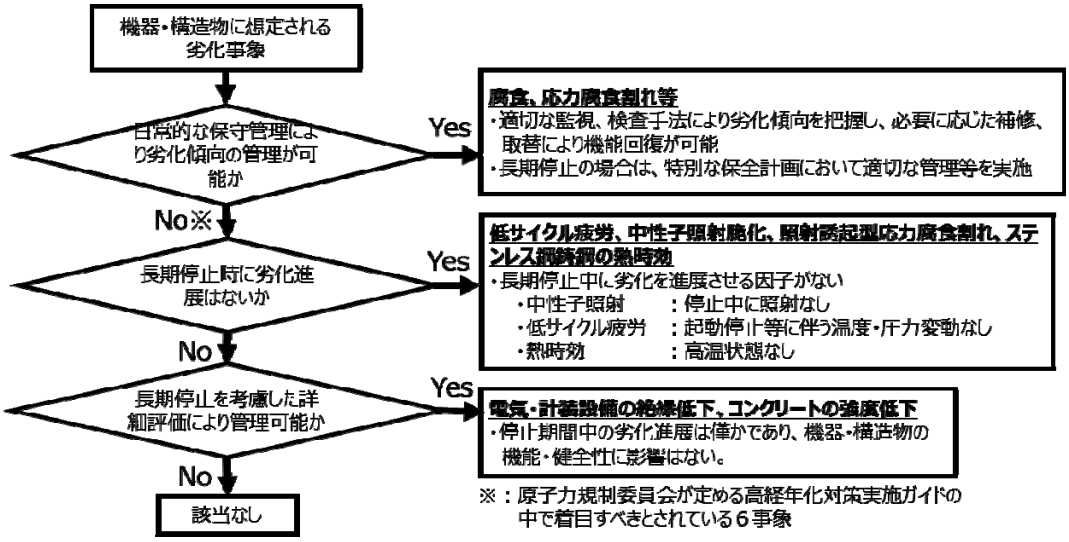


図１　長期停止期間を考慮した経年劣化事象の検討フロー

4. まとめ

これまで、事業者は、原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のため、きめ細かい保守管理活動を継続するとともに、プラントの長期供用に対する機器・構造物の健全性を高経年化技術評価の中で確認し、それに基づく長期保守管理方針を着実に履行するなど、原子力発電所の安定した長期運転に向けて取り組んできた。

福島第一原子力発電所事故以降、国内の原子力発電所の大部分は長期停止が続いた状態となっているが、経年劣化事象の大半は、適切な保管措置や取替えを含めた保守管理活動により健全な状態が維持でき、運転状態に関わらず、プラントの運転期間を制限するような劣化事象ではない。また、一部の経年劣化事象は、日常的な保全活動だけでなく、プラントの長期運転に際しては詳細な評価も実施する必要があるが、そのような経年劣化事象の進展はプラントの実稼働時間に依存するものが大半であり、長期停止状態における経年劣化事象の進展は考慮する必要はないか、あるいは非常に緩やかで限定されるものである。

以上のことから、長期停止状態における機器・構造物の経年劣化は長期運転に際して技術的な障壁となり得るものではないと言える。

*Masanobu Iwasaki[1]

[1]The Kansai Electric Power Co.,Inc. , Nuclear Power Division.

2018年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

（2）機器・構造物の経年劣化事象への対応（経年劣化影響評価）

(2) Ageing Management for Metalic Components / Structures

*新井 拓[1]

[1]（一財）電力中央研究所

1. はじめに

軽水炉の金属製の機器や構造物は運転中に繰返し荷重負荷、中性子照射、300℃前後の冷却水や蒸気などの環境に曝される。このような環境に曝された場合、疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、熱時効、腐食などの経年劣化を生じる可能性がある。これらの経年劣化事象が進行すると機器・構造物の健全性が損なわれる可能性があることから、軽水炉を安全に運転するためには、経年劣化事象を適切に管理することが必要である。本稿では軽水炉における金属製の機器・構造物の経年劣化事象への対応について纏めた。

2. 経年劣化への基本的な対応

機器・構造物の経年劣化対応では、日常的な保全活動を継続的に実施しているとともに、高経年化技術評価により長期運転を想定した機器・構造物の健全性を確認している。摩耗や腐食、応力腐食割れなどの劣化事象については、日常点検や定期事業者検査において発生や進行状態を把握できることから、日常的な保全活動による管理を行っている。一方、低サイクル疲労や原子炉圧力容器の中性子照射脆化など、運転時間の経過と共に劣化が進行する経年劣化事象については、日常保全に加えて運転期間 30 年以降 10 年毎に高経年化技術評価を行うことにより劣化の進行を予測し、必要に応じて長期的な対応を行っている。

高経年化技術評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(PLM 実施基準)［1］に基づいて行わる。まず、評価対象となる安全機能を有する機器、常設重大事故等対処機器に対して、機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。次に、抽出した劣化事象に対して運転期間60年と想定した上で構造及び機能に対する健全性を評価する。さらに、耐震及び耐津波性を有する機器・部位については、経年劣化を考慮した耐震/耐津波安全性評価を行う。これらの結果と日常保全を合わせた総合評価を行い、必要に応じて長期保守管理方針に反映する。高経年化技術評価の流れを図 1 に示す。高経年化技術評価の対象となる主要な経年劣化事象を以下に示す。

① 低サイクル疲労
② 中性子照射脆化
③ 照射誘起型応力腐食割れ
④ ステンレス鋳鋼熱時効
⑤ 電気計装品の絶縁低下
⑥ コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下

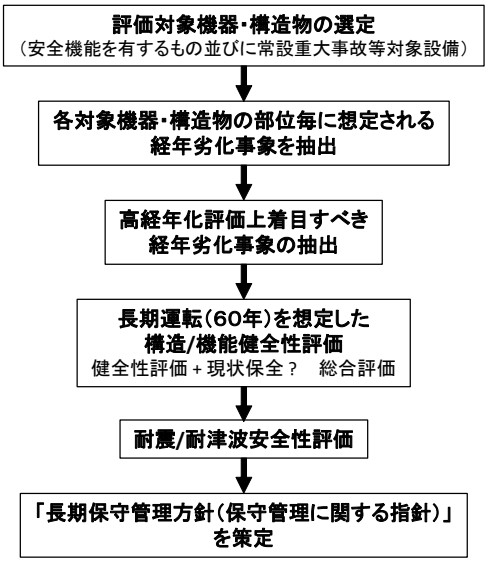


図 1 高経年化技術評価の流れ

3. 主要な経年劣化事象への対応

3-1. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境及び応力の 3 因子が重畳した時に割れが生じる現象である。これまでに PWR、BWR いずれの炉型においても軽水炉冷却水環境中でステンレス鋼やニッケル基合金溶接金属で SCC 損傷を経験してきた。SCC 対応は、SCC 発生の防止（予防保全）と発生した SCC の管理の 2 つに分けられる。SCC は材料、環境、応力の 3 因子の重畳により発生する現象であることから、3 因子のうちの一つ以上の因子を取り除く、もしくは因子の影響を減じることにより発生の防止、抑制が可能である［2］。この基本的な考え方を基に、各種ピーニングなどの応力改善、耐 SCC 材料への変更などの予防保全技術が開発され、実用化されている。一方、発生した SCC に対する管理は日本機械学会の維持規格［3］に基づいて行われている。SCC を発生させる応力因子は溶接残留応力であるため、供用期間中検査において、溶接継手に対して超音波を用いた非破壊検査を行う。同検査で SCC が検出された場合には、評価期間を定めた上で亀裂進展評価と健全性評価を行い、健全性評価結果により継続運転の可否を判断し、必要に応じて補修または取替えを行っている。また、PWR では原子炉容器上蓋、BWR では炉心シュラウドの取替えなど大型構造物の一体取り替えによる SCC 対策が行われた実績もある［4］、［5］。

3-2. 一般腐食

金属材料の腐食現象は、炭素鋼で認められる機器の表面が均一に腐食していく全面腐食とステンレス鋼などにおいて認められる局所的に腐食が進行する局部腐食に大別される。これらの腐食現象は、機械的な強度の低下やバウンダリ機能の喪失をもたらす可能性があるため適切な保全管理を実施する必要がある。全面腐食、局部腐食のいずれも材料と環境により発生条件が異なることから、材料と使用環境に応じて対策が行われている。設計段階においては、使用材料の選定、表面塗装やライニングにより表面保護など腐食を抑制する設計がなされている。運用段階においては、日常的に目視点検を行うことにより塗膜の状態確認を行い、必要に応じて再塗装などの補修を行っている。また、塗装やライニングを施していないが環境の影響で腐食が懸念される機器についても、定期的な分解点検等の際に腐食の発生状況の確認と必要に応じた対応を行っている。

3-3. 配管減肉

軽水炉の系統配管では、水や蒸気の流れにより配管内面の腐食・壊食が促進される配管減肉事象が生じることがある。配管減肉現象としては、流れ加速型腐食（FAC）と液滴衝撃エロージョン（LDI）があり、それぞれ、全面的な減肉進行による大規模な破口や局所的な減肉によるピンホールリークを生じさせる可能性があるため、適切な保全管理を行う必要がある。配管減肉の管理は日本機械学会の配管減肉管理規格（以下、減肉管理規格）［6］に基づいて、定期事業者検査時の肉厚測定に基づく減肉管理を行っている。さらに、減肉管理規格に則った適切な管理に加え、配管材の低合金鋼やステンレス鋼への変更、PWR 2 次系での冷却材の高 pH 化などの耐 FAC 性の向上や配管レイアウト変更による流動因子の影響緩和などの予防保全対策を行っている。

3-4. 低サイクル疲労

耐圧バウンダリを構成する冷却材配管、圧力容器、蒸気発生器、加圧器の管台部などの形状不連続部においては、プラントに起動・停止等の温度や圧力の変化（過渡）により低サイクル疲労を生じる可能性がある。このため運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。設計段階においては、日本機械学会の設計建設規格［7］に基づき、保守側に設定して設計過渡事象と過渡回数を基に運転期間中に疲労損傷が発生しないように設計される。高経年化技術評価においては、評価時点までの過渡実績を基に評価期間末期までの過渡を保守側に設定した上で疲労評価を行う。さらに環境の影響を受ける部位ついては、日本機械学会の環境疲労評価手法［8］に基づく評価を行っている。

3-5. 中性子照射脆化

軽水炉の構造健全性確保において最重要機器である低合金鋼製の原子炉圧力容器は、燃料の核分裂反応

により発生する中性子の照射を受ける。低合金鋼は中性子照射を受けると延性－脆性遷移温度が上昇し、上部棚破壊靭性が低下する中性子照射脆化を起こす。中性子照射脆化が生じても直ちに破壊が生じることはないが、圧力容器内面に亀裂が存在し、かつ、亀裂先端に大きな荷重が作用する場合には破壊が生じる可能性を考慮する必要がある。原子炉圧力容器は製造時に非破壊検査を実施し、亀裂等の欠陥が存在しないことを確認している。また、運転中に亀裂を発生する劣化事象も想定されない。しかし、原子炉圧力容器は軽水炉の健全性確保における最重要機器であることから、日本電気協会の電気技術規定「原子炉構造材の監視試験方法［2013 年追補版］」［9］に基づき監視試験と予測式よる脆化量評価を行い照射脆化の進行を監視すると共に、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法」［10］に基づき、PWR の過圧熱衝撃に対する健全性評価を行っている。

3-6. 照射誘起型応力腐食割れ

ステンレス鋼製の炉内構造物は、炉心支持機能や冷却機能（冷却材の流路確保）を有することから、運転期間を通してその構造健全性を維持することが重要である。ステンレス鋼が中性子照射を受けると引張り強度の増加と伸びや破壊靭性の低下が生じる。また、冷却水に接し、引張りの応力が働いている場合には、中性子照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）が発生する可能性がある、IASCC の発生には、中性子照射量のしきい値があり、これを超える場合には IASCC に対する健全性評価が必要となる。PWR では、バッフルフォーマボルトが、BWR では上部格子板や炉心シュラウドが IASCC に対する健全性評価の対象である。これらの部位に対する健全評価では、原子力安全推進協会の炉内構造物点検評価ガイドライン［11］-［13］に基づき健全性の確認を行っている。

3-7. ステンレス鋳鋼の熱時効

オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は、機械的強度と耐食性に優れ、製品の最終形状に近い形に鋳込めることから、PWR や BWR の弁やポンプケーシング、PWR の主冷却材配管などに幅広く用いられている。ステンレス鋼鋳鋼は、軽水炉の運転中の冷却材温度に長時間曝された場合に引張強度が増加すると共に弾塑性破壊靭性値、延性亀裂抵抗などの靭性が低下する。この現象を熱時効と呼ぶ。熱時効により直ちに破壊を生じる訳ではないが、熱時効による靭性低下と亀裂が存在する状態で亀裂先端に地震等により大きな力が作用した場合には、延性亀裂が進展し、破壊を生じる可能性がある。熱時効の程度は、フェライト量が高い程、運転温度が高い程、大きくなることから、運転温度が 250℃以上の機器を対象にフェライト量と作用応力の観点から評価機器・部位を選定している。ステンレス鋳鋼機器では運転中に亀裂を発生させる劣化事象は想定されないが、欠陥検出性が悪いことを考慮し、保守的な亀裂を想定した上で、健全性評価を行っている。これらの評価について日本原子力学会の PLM 実施基準［1］に規定されている。

4. プラント長期停止の影響

プラントが長期停止した場合の影響については、以下のように大別できる。起動・停止も含むプラント運転時に発生する応力変動、中性子の照射、高温の冷却水や蒸気等への暴露により劣化事象が進行する低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、応力腐食割れ、配管減肉については、プラント停止時は劣化が進行しない、もしくは、進行の度合いが非常に小さくなる。一方、一般腐食については、例えば、大気腐食のように常温でも発生、進行する腐食事象があることから長期停止中においても劣化が進行する場合がある。ただし、このような部位ついては日常点検による保全を基本としており、長期停止期間中も運転期間中と基本的に同じ管理を行っていることから長期停止による健全性への大きな影響はないと言える。

5. おわりに

金属製の機器や構造物に対する経年劣化事象について、日常保全と高経年化技術評価と長期保守管理方針に基づく保全により対応している。各劣化事象に対する評価方法は日本原子力学会標準、日本機械学会

規格、日本電気協会規定、原子力安全推進協会の炉内構造物の点検評価ガイドライン等に定められている。

参考文献

［1］ 日本機械学会発電用原子力設備規格　設計建設規格事例規格、「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」、JSME S NC-CC-002 日本機械学会
［2］ 日本機械学会発電用原子力設備規格　維持規格、JSME S NA1-2016、日本機械学会
［3］ 九州電力ホームページ；http://www.kyuden.co.jp/genkai_history_a.html
［4］ 山下裕宣他、「BWR プラントにおける SCC 対策の実機適用と評価」、保全学 3(3)、2004 年
［5］ 日本機械学会発電用設備規格　配管減肉管理に関する規格（2016 年版）、JSME S CA1-2016（2016）
［6］ 日本原子力学会標準、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015」、AESJ-SC-P005:2015、日本原子力学会、2015 年
［7］ 日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2016 年版）　第Ⅰ編軽水炉規格、JSME S NC1-2016、日本機械学会、2016 年
［8］ 日本機械学会発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法（2009 年版）、JSME S NF1-2009、日本機械学会、2009 年
［9］ 電気技術規程、「原子炉構造材の監視試験方法［2013 年追補版］」、JEAC4201-2007［2013 年追補版］、日本電気協会、2013 年
［10］電気技術規程、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法」、JEAC4206-2016、日本電気協会、2016 年
［11］炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「ＰＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン［バッフルフォーマボルト］（第 2 版）」、JANSI　VIP-05－第 2 版、原子力安全推進協会、平成 26 年 3 月
［12］炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン［上部格子板］（第 2 版）」、JANSI-VIP-11－第 2 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
［13］炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会、「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン［炉心シュラウド ］（第 5 版）」、JANSI-VIP-06－第 5 版、原子力安全推進協会、平成 27 年 3 月
［14］IAEA Safety Reports SeriesNo.82, “Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)”, IAEA, 2015.

---

*Taku Arai[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(3) 電気計装設備（ケーブル）の劣化影響評価について

(3) Ageing Management Technical Evaluation for Insulation Degradation of Electric / Instrumentation Equipment

*石井　伸拡[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社　原子力設備管理部

1. はじめに

原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象（異常状態環境）が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない（耐環境性能を有する）ようにしておく必要がある。電気・計装設備の絶縁低下については、設置環境における温度・放射線の影響が主要因となり、経時的に絶縁体の劣化が進行していく事象である。

電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格（「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」（以下「電気学会推奨案」という。）や「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE -2013-2049）」（以下「ACA ガイド」という。）等）に基づく経年劣化に対する試験・評価や定期的な絶縁抵抗測定等による保全活動を踏まえて、必要に応じて取替えを実施することで、健全性の維持に取り組んでいる。

なお、長期健全性試験（環境認定試験）の健全性評価年数はプラント運転中の厳しい環境に晒されている状態（稼働率 100%）を想定し、保守的に健全性を評価し、その年数に基づき取替え等の管理を行っている。一方、プラント運転中に比べ停止中は、温度・放射線ともに低い状況であり、停止中における劣化速度は、運転中に比べると遅いと考えられる。

以上の経緯を踏まえて、耐環境性能を有する電気・計装設備のうち、最も普遍的な設備であるケーブルを代表例として、これまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態がケーブルの経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

2. 電気・計装設備に想定される主要な劣化事象への対応

2-1. 電気・計装設備の絶縁低下について

電気・計装設備には、その諸機能を達成するために、種々の部位にゴム、プラスティック等の高分子材料及びプロセス油等の有機化合物材料が使用されている。これら材料は、環境的（熱・放射線等）、電気的及び機械的な要因で劣化するため、絶縁特性が低下し、電気・計装設備の機能が維持できなくなる可能性がある。絶縁低下は、通電部位と大地間、あるいは通電部位と他の通電部位間の電気的独立性（絶縁性）を確保するため介在されている高分子絶縁材料が、環境的（熱・放射線等）、電気的及び機械的な要因で劣化するため、電気抵抗が低下し、絶縁性を確保できなくなる現象である。

原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象（異常状態環境）が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない（耐環境性能を有する）ようにしておく必要がある。そのため、異常状態環境内で機能要求される電気・計装設備の絶縁低下を全て高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出している。

2-2. ケーブルの絶縁低下に対する影響因子

ケーブルの主要な影響因子は通常環境においては、熱・放射線であり、事故時の環境においては、蒸気暴露の観点が加わってくる。これは、耐環境性能が必要なケーブルは通常運転中には熱や放射線に曝されて劣化し、更に、冷却材喪失事故等の事故による蒸気暴露、高温、高放射線環境下においても機能維持が必要となるためである。例えば格納容器内の事故時の温度、放射線レベル等の監視のための信号を伝送するケーブルなどについては、このような状況において健全性を確保すべく、検証がされている。

2-3. 電気・計装設備の絶縁低下への対応

耐環境性能が必要な電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格（「電気学会推奨案」や「ACAガイド」等）に基づく経年劣化に対する環境認定試験を行い、その試験条件と実機環境における評価期間を比較し、必要に応じてその評価期間内に取替えを実施することで健全性の維持を図っている。

また、ケーブル全般に関する現状の保全活動として、定期的な絶縁抵抗測定や機能試験等を実施し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、取替え等の設備対策を行うこととしている。

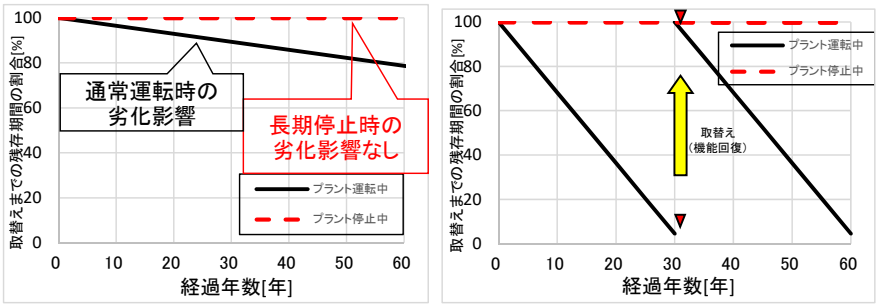
3. 長期停止の影響（電気・計装設備の絶縁低下）

実測した運転中及び停止中における布設箇所の平均温度・放射線量率のデータは表 1 の通りであり、運転中に比べて停止中は、温度・放射線とも低い状況であることが分かる。絶縁低下の主要因は温度・放射線であるため、プラント停止中の劣化進展は運転中に比べて小さい。（図 1 参照）

長期健全性試験（環境認定試験）に基づく健全性評価年数は、プラント停止中を考慮せず、常にプラント運転中の厳しい環境に晒されている状態（稼働率 100%）を想定し、保守的に健全性を評価し、その年数に基づき取替え等の管理を行っている（図 1（b）黒線参照）。仮に、10 年間の停止期間の劣化を、これまでに実施された劣化状況評価の結果へ追加的に考慮し、影響を評価しても、健全性評価結果に影響を与えるものではないことを確認した。

表 1. 最も環境の厳しいケーブル布設環境の比較

プラント	実布設環境条件			
	温度		放射線量率	
	通常運転中	停止期間中	通常運転中	停止期間中
高浜発電所 1号機（格納容器内）	50[℃]	24[℃]	0.0130 [Gy/h]	0.001 [Gy/h] 以下
東海第二発電所（格納容器内）	65.6[℃]	25[℃]	0.250 [Gy/h]	0.001 [Gy/h] 以下



（a）高浜発電所 1 号機の例　　（b）東海第二発電所の例

※：取替えまでの残存期間の割合
=（1 －（経過年数 / 長期健全性試験を踏まえて各環境条件から算出した取替えが必要となる年数））×100

図 1. 運転中・停止中におけるケーブル劣化進展状況の模式図

4. まとめ

ケーブルを含む電気・計装設備は、絶縁低下に対する技術評価及び保全活動を適切に実施している。

難燃 PH ケーブル（高浜発電所 1 号機）及び難燃 PN ケーブル（東海第二発電所）を例として、通常運転中の劣化に 10 年間の停止中の劣化を考慮して劣化状況評価に与える影響を検討した結果、停止時の劣化は極めて小さく、劣化状況評価の結果に有意な影響は与えないことを確認した。なお、電気・計装設備は取替えが可能であり、これまでも適宜取替えがなされているものである。そのため、停止中の劣化を踏まえた取替え対応を適切に行うことで、停止中の劣化影響が問題になることはない。

*Nobuhiro Ishii
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. , Nuclear Asset Management Department.

2018年秋の大会

原子力発電部会セッション

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

Evaluation for the Effects of Nuclear Power Plant Operating Period on Ageing Deterioration of Components / Structure

(4) コンクリート構造物の劣化（強度低下）影響評価について

(4) Ageing Management for reduced strength of concrete structures

*島本 龍[1]，北川 高史[2]
[1]中部電力株式会社，[2]関西電力株式会社

1. はじめに

原子力発電所のコンクリート構造物は、設計及び施工が高度な知識及び経験を有する技術者によって行われている。耐久性の確保に関しても、要求仕様を定め、施工時の品質管理において仕様が満たされていることを確認したうえで、国による使用前検査を受検しており、品質が確保された信頼性の高い構造物となっている。また、運転開始後においても技術者による保守管理活動が継続的に行われているが、参考となる技術指針の日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（以下、「維持管理指針」）では、基本的な考え方として、「現状の健全性を確保するための維持管理」及び「長期的な健全性を確保するための維持管理」の二つに区分されている。現状の健全性を確保するための維持管理では、現状の構造物の健全性を確認するために、定期点検や臨時点検を行い、劣化事象の有無もしくはその程度を評価し、必要に応じた対策を講じることに対して、長期的な健全性を確保するための維持管理では将来にわたって構造物の機能を維持することを目的に経年的な劣化を対象にした点検を行い、劣化事象が現れる前からその原因である劣化要因の影響の程度を把握するとともに、進展予測などにより長期的な影響を評価し、必要に応じた対策を講じる。

本報では、コンクリート構造物の長期的な健全性を確保するための維持管理活動となる高経年化技術評価の概要、及びプラントの長期停止状態がコンクリート構造物の経年劣化に及ぼす影響について述べる。

2. コンクリート構造物の高経年化技術評価

維持管理指針では、長期的な健全性評価の基本方針として、「構造安全性および遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因に着目して実施する」とされている。コンクリート構造物の高経年化技術評価においては、まず要求機能として支持機能、遮蔽機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象を抽出している。そして、各事象に影響を及ぼす劣化要因毎に長期的な健全性評価を行うことで、劣化事象の評価としており、このことはコンクリート構造物の評価における大きな特徴であるといえる。

原子力発電所のコンクリート構造物の性能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象は、「コンクリートの強度低下」及び「コンクリートの遮蔽能力低下」である。これらの経年劣化事象は、原子力発電所のコンクリート構造物が曝される様々な環境条件とその程度に応じて生じる。この経年劣化事象を生じさせる原因となる環境条件を経年劣化要因と呼び、原子力発電所の特徴を考慮して高経年化対策上着目すべきものとしてまとめると、表 1 のように整理される。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、これらの経年劣化要因に着目した評価を行っており、経年劣化事象が生じる手前でその要因の程度を評価しているという点で、より保守性の高い評価となっている。

コンクリート構造物の高経年化技術評価において確認すべきは、経年劣化事象がコンクリート構造物としての要求機能に影響を及ぼさないことである。

表１　高経年化対策上着目すべき経年劣化要因と経年劣化事象

要求機能	経年劣化事象	経年劣化要因
支持機能	コンクリートの強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
遮蔽機能	コンクリートの遮蔽能力低下	熱

コンクリートの強度低下及び遮蔽性能低下といった要求機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象に対して、まずはその事象を引き起こす手前の要因に対して評価を実施している。仮に要因の進展が顕著であったとしても、ただちに事象が顕在化するものではなく、更にいえば事象が顕在化したとしても部材または構造物としての要求機能に影響を与えないことを技術的に確認することにより健全性が保たれているものと判断できる。したがって、要因に対して評価していること自体に相当の保守性が含まれているものである。

それぞれの劣化要因に対しては、学協会の技術指針等（維持管理指針他）に既往知見や実験結果等を踏まえて長期的な健全性に対する技術評価の手法や基準が定められている。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価においては、保守管理活動を踏まえた技術評価により、長期健全性を適切に評価している。

3. 長期停止に伴う経年劣化の影響

コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に影響を及ぼす要因の中には、その進展が運転時の環境のみならず、長期停止時の環境においても進展の可能性が否定できないものがある。しかし、事業者の保守管理活動や高経年化技術評価の結果を鑑みると、健全性に関して大きな問題になるものではないと考えられる。

高経年化対策上着目すべき経年劣化要因のうち、原子力発電所の運転に依存する「熱」、「放射線照射」、「機械振動」は、長期停止期間中には生じない、またはほとんど生じないことから、これらに起因した経年劣化事象は進展しないと考えられる。一方、「中性化」、「塩分浸透」は、長期停止期間中の状況においても、コンクリート構造物に作用することから、これらに起因した経年劣化事象は進展する可能性がある。したがって、コンクリート構造物において、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化事象及び経年劣化要因としては、「コンクリートの強度低下」に対して、「中性化」及び「塩分浸透」を考慮する必要がある。

「中性化」については、経過時間に対して進展が緩やかであり、コンクリート部材の強度低下は、中性化が鉄筋位置に到達しただけでは生じず、その後に腐食が発生し、さらにそれが進展し、コンクリートにひび割れや剥離が生じるまでになって初めて発生する。図 1 に中性化によるコンクリート部材の強度低下への影響の概念図を示す。高経年化技術評価は、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、コンクリートの強度低下という経年劣化事象を引き起こす手前の中性化という要因を対象に行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象（コンクリートの強度低下）として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

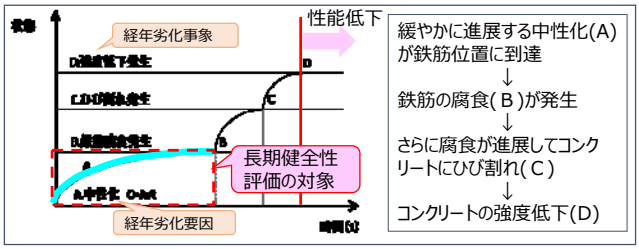


図１　中性化によるコンクリート部材の強度低下影響の概念図

「塩分浸透」については、高経年化技術評価において、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、経年劣化事象を引き起こす手前の要因を対象に行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象（コンクリートの強度低下）として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

さらに、「中性化」及び「塩分浸透」いずれについても、仮に評価対象部位の中性化深さが評価基準値まで進行しているかまたは進行する可能性が認められたとしても、耐力評価を行い、当該部位を構成する部材または構造体の耐力が設計荷重を上回っていることが確認されれば、安全性を確保し得ると判断されることが、原子力規制委員会による「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」にも記載されている。

したがって、原子力発電所のコンクリート構造物は、高経年化技術評価における評価結果以上に、「中性化」及び「塩分浸透」による強度低下に対して十分な裕度を有していると考えられる。

また、PWR 及び BWR の各代表プラントを例として、仮に 10 年間の停止期間を追加的に考慮した場合の経年劣化要因（中性化、塩分浸透）の評価結果に与える影響を検証した結果、いずれも現状の評価基準値に対して十分な裕度を有していることを確認した。

以上のことから、原子力発電所のコンクリート構造物は、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因（中性化、塩分浸透）による経年劣化事象（コンクリートの強度低下）に対して、十分な裕度を有しており、停止期間を考慮した場合でも評価結果に有意な影響を与えないものと考えられる。

4. まとめ

原子力発電所のコンクリート構造物は、高度な知識及び経験を有する技術者によって設計及び施工されており、品質が確保された信頼性の高い構造物である。例えば、中性化及び塩分浸透に対する重要な抵抗要素であるかぶり厚さ（鉄筋表面からコンクリート表面までの距離）については、中性化や塩分浸透が鉄筋位置まで容易に達しないよう十分に余裕のある設計仕様を定めるとともに、施工においてその仕様が満たされていることを使用前検査で確認している。また、運転開始後は、定期的な点検と、点検により得られたデータに基づく健全性評価を行い、保全活動の PDCA を回すことで、維持管理の継続的な改善も図っている。このように信頼性の高い品質が確保された原子力発電所のコンクリート構造物は、構造体や部材の物理的な寿命が相当に長いと考えられ、前述のとおり、中性化及び塩分浸透による評価結果もこれを裏付けるものとなっている。さらに、高経年化技術評価では、中性化や塩分浸透のような経年劣化要因に基づく評価だけでなく、「コンクリートの強度低下」という経年劣化事象そのものについても、採取したコンクリートコアの強度試験を実施し、取得されたコンクリート強度が設計基準強度を上回っていることを確認している。

以上のことから、原子力発電所のコンクリート構造物は、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因（中性化、塩分浸透）による経年劣化事象（コンクリートの強度低下）に対して、高い安全性を有しており、将来にわたり、大きな裕度をもって健全性が確保されていると考えられる。

*Ryu Shimamoto[1] and Takashi Kitagawa[2]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2] Kansai Electric Power Co., lnc.