Mon. Mar 27, 2017

Room B

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Fusion Engneering Division, Materials Science and Technology Division

[1B_PL] Present status and issues for material development for advanced reactor

Chair: Toshihiko Yamanishi (QST)
12:30 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_PL01] Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications
*Tae Kyu Kim[1] (1. KAERI)

[1B_PL02] Microstructural stability of SiC under irradiation
*Sosuke Kondo[1] (1. Kyoto Univ.)

[1B_PL03] Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems
*Changheui Jang[1] (1. KAIST)

[1B_PL04] Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels
*Takuya Nagasaka[1] (1. NIFS)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Particle Accelerator and Beams Science Division

[1C_PL] Recent topics on particle accelerators in South Kanto

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_PL01] Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK
*Eri Takeshita[1] (1. Kanagawa Cancer Center)

[1C_PL02] The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac
*Kosuke Ihara[1] (1. TOYAMA)

[1C_PL03] Development of superconducting cavity in ULVAC
*Tomohiro Nagata[1] (1. ULVAC)

Room E

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

[1E_PL] Safety Goals as a "Social Contract"

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_PL01] Safety Goals as a "Social Contract"
*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Incorporating Societal Views into Risk Analysis
*Kazuhiko Noguchi[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1E_PL03] Panel Discussion
*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

Room G

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

[1G_PL] Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_PL01] Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment
*Kotaro Nakada[1] (1. Toshiba)

[1G_PL02] Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment
*Masaki Shiratori[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1G_PL03] Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment
*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1I_PL] Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

Chair: Kazuo Minato (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_PL01] Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development
*Kosuke Tanaka[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development
*Hirokazu Ohta[1] (1. CRIEPI)

[1I_PL03] Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development
*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

[1I_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Room L

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1L_PL02] Nuclear utilization in Japan

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)
11:10 AM - 12:10 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0201] Nuclear utilization in Japan

*Yoshiaki Oka[1] (1. Chairman of JAEC)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1L_PL03] Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

Chair: Yasuo Komano (MHI NS ENG)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

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

[1L_PL0302] Research Environment and Future Issue on Research Reactors

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

[1L_PL0303] Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*Nobuaki Sato[1] (1. Tohoku Univ.)

[1L_PL0304] Education Environment and Future Issue on Undergraduate and Graduate Schools

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

[1L_PL0305] Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Panelists: Ken Nakajima[2], Nobuaki Sato[3], Masayoshi Uno[4], Hiroaki Muta[5], Toshiaki Hiyama[6] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui, 5. Osaka Univ., 6. Kyushu Univ.)

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Room M

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[1M_PL] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M_PL01] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

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

[1M_PL02] Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Yasuhisa Ikeda[1] (1. Tokyo Tech)

[1M_PL03] Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1M_PL04] Open Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 28, 2017

Room B

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

[2B_PL] Activities in internatiional organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

Chair: Takeshi Iimoto (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[2B_PL01] The acitivities of UNSCEAR
*Hiroshi Yasuda[1] (1. Hiroshima Univ.)

[2B_PL02] The acitivities of IAEA
*Hidenori Yonehara[1], Toshiyasu Terada[1] (1. NRA)

[2B_PL03] The acitivities of ICRP
*Michiaki Kai[1] (1. Oita Univ. of Nursing &Health Sciences)

Room C

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

[2C_PL] Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[2C_PL01] Purpose explanation
*Hiroyuki Torii[1] (1. New Technology 21)

[2C_PL02] Positioning of direct disposal in the nuclear fuel cycle of Japan
*Muneo Morokuzu[1] (1. PONPO)

[2C_PL03] Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the people
*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

Room D

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

[2D_PL] Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[2D_PL01] Real-time Image Processing for Radiography
*Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City Univ.)

[2D_PL02] Development of LiTA System and Utilization of FPGA
*Setsuo Sato[1] (1. KEK)

[2D_PL03] Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique
*Kenji Shimazoe[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2D_PL04] Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion
*Toshiyuki Nakano[1] (1. Nagoya Univ.)

Room E

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

[2E_PL] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement
*Kiyoshi Matsumoto[1] (1. Waseda Univ.)

Room F

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[2F_PL] Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[2F_PL01] Global Nuclear Educational Network and Model Programs for Strategic Nuclear Human Resource Development
*Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Tech)

[2F_PL02] Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)
*Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL03] Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan by Using Live Response Analyzer System
*Hideki Tenzou[1,2] (1. National Inst. of Tech., 2. NIT Kagawa College)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor

©Atomic Energy Society of Japan

Division

[2G_PL] Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[2G_PL01] Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes
*Kiyoshi Ono[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] Challenges in fast reactor cycle
*Seiichiro Maeda[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Challenges in dedicated nuclear transmutation cycle
*Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

Room I

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

[2I_PL] Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[2I_PL01] Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security
*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL02] The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities
*Toshio Nawa[1] (1. Cyber Defense Institute)

Room J

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

[2J_PL] Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[2J_PL01] Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding
*Kan Sakamoto[1] (1. NFD)

[2J_PL02] Development of the SiC/SiC fuel cladding
*Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2J_PL03] Development of the accident tolerant control rod
*Hirokazu Ohta[1] (1. CRIEPI)

Room K

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

[2K_PL] Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[2K_PL01] Overview of the research committee
*Nobuyuki Ueda[1] (1. CRIEPI)

[2K_PL02] Safety characteristics and safety requirements for HTGR
*Hirofumi Ohashi[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Safety design issues to meet the safety requirements
*Kazutaka Ohashi[1] (1. Fuji Electric)

[2K_PL04] Design basis events and acceptance criteria
*Kazuhito Asano[1] (1. TOSHIBA)

Room L

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

[2L_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[2L_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP
*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

[2L_PL02] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[2L_PL03] Risk Appraisal and Management
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2L_PL04] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building
*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus of Tokyo Tech)

[2L_PL05] Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi

©Atomic Energy Society of Japan

NPP

*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Technol.)

[2L_PL06] The report from a waste examination subcommittee

*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

Room M

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Tokai Univ.

[2M_PL] The IAEA Safety Standards

Chair: Kenkichi Hirose (Tokai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[2M_PL01] The IAEA Safety Standards and NSS-OUI

*Dominique Jules Delattre[1] (1. IAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 29, 2017

Room D

Planning Lecture | Other Session | JST

[3D_PL] Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[3D_PL01] Outline of R&D programs for nuclear technology in the competitive funds
*Kenichi Sumimoto[1] (1. JST)

[3D_PL02] An overview of nuclear fission research in the UK
*Kate Bowman[1] (1. EPSRC)

[3D_PL03] An Introduction to JUNO
*Neil Hyatt[1] (1. Univ. of Sheffield)

[3D_PL04] Nuclear Energy in France
*Sunil Felix[1] (1. Embassy of France)

Room E

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Special Committee on Nuclear Data, Nuclear Data Division, Reactor Physics Division

[3E_PL] Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

Chair: Tadashi Yoshida (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E_PL01] International Benchmarks of OECD/NEA in the field of the Neutronics Calculation
*Kenya Suyama[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Activities of the reactor integral test WG of the JENDL comittee
*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3E_PL03] Development of an Automatic Nuclear Data Validation System VACANCE
*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

[3E_PL04]
*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 4 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

[3I_PL] Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations

Chair: Yasuji Morita (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3I_PL01] Overview of the committee activities
*Shunji Homma[1] (1. Saitama Univ.)

[3I_PL02] Esasential Viewpoints in Discussing on Reprocessing Technologies for Future Generations
*Shunji Homma[1] (1. Saitama Univ.)

[3I_PL03] Reprocessing Technologies for Future Generations
*Wataru Muraki[1], Junya Kuroda[1] (1. MHI)

[3I_PL04] Reprocessing Technologies for Future Generations
*Yuya Takahashi[1] (1. TOSHIBA)

[3I_PL05] Reprocessing Technologies for Future Generations
*Daisuke Watanabe[1] (1. Hitachi)

[3I_PL06] Reprocessing Technologies for Future Generations
*Shinichi Nagaoka[1] (1. JAEA)

Room K

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 2

[3K_PL] Why should PRA standards be performance specification?

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K_PL01] Requirement of PRA standards
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3K_PL02] Meanings and significance of performance specification
*Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

[3K_PL03] Case of standard hierarchical structure
*Kazunori Hashimoto[1] (1. CRIEPI)

[3K_PL04] Comprephensive discussion
*Chair: Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

Room L

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

[3L_PL] Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities

©Atomic Energy Society of Japan

for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

Chair: Masahiro Osako (NIES)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[3L_PL01] Comprehensive management of radioactively contaminated wastes in the environment/biosphere
*Kazuto Endo[1] (1. NIES)

[3L_PL02] Elucidation of Cs sorption-desorption behavior toward clay minerals for the recycling useful materials from contaminated soil
*Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA)

[3L_PL03] Overview of Technology Development Strategy for Volume Reduction and Recycling of the Removed Soil for Interim Storage
*Satoru Kaneko[1] (1. MOE)

[3L_PL04] Safety Assessment for Reuse of Removed Soil
*Takuma Sawaguchi[1] (1. JAEA)

[3L_PL05] Cost evaluation method for the disposal of low level radioactive waste
*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3M_PL] Present Status and Subjects for Building up Nuclear Safety Culture

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M_PL01] International Activities and Education in University
*Naoto Sekimura[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3M_PL02] Present Subjects and Effective Measures for Promoting Nuclear Safety Culture by Utilities and Regulatory Authority
*Akihiro Yamamoto[1] (1. Fukui Prefectural Government)

[3M_PL03] TEPCO's Activities for Promoting Nuclear Safety Culture
*Mitsuru Yoneyama[1] (1. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Fusion Engneering Division, Materials Science and Technology Division

[1B_PL] Present status and issues for material development for advanced reactor

Chair: Toshihiko Yamanishi (QST)

Mon. Mar 27, 2017 12:30 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[1B_PL01] Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications

*Tae Kyu Kim[1] (1. KAERI)

[1B_PL02] Microstructural stability of SiC under irradiation

*Sosuke Kondo[1] (1. Kyoto Univ.)

[1B_PL03] Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems

*Changheui Jang[1] (1. KAIST)

[1B_PL04] Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels

*Takuya Nagasaka[1] (1. NIFS)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications

*Tae Kyu Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea

1. Introduction

Future fusion reactor system will be dependent increasingly on reduced activation structural materials to reliably high performance with favorable attributes. RAFM-ODS steel has been considered as one of candidate materials of a structural component in a fusion reactor system due to its superior mechanical properties and high-energy neutron irradiation resistance at high temperatures. RAFM-ODS steel has been developed in the Korea Atomic Energy Research Institute [1], and the current status of their development is introduced in this paper.

2. Current status of RAFM-ODS steel development

2-1. Advanced RAFM-ODS steel development

According to advanced fusion reactor designs, the operation at higher temperatures under high-energy neutrons as well as helium production is essentially required for improved efficiency. Based on the RAFM steel (named as ARAA) [2], specific RAFM-ODS steel in which fine oxide particles having sizes less than 10 nm in diameter are uniformly distributed have been successfully developed, as shown in Fig. 1. This RAFM-ODS steel consists of a Fe-9Cr-1W alloy system with Ta, V, Zr, Ti, Y_2O_3 as minor elements.

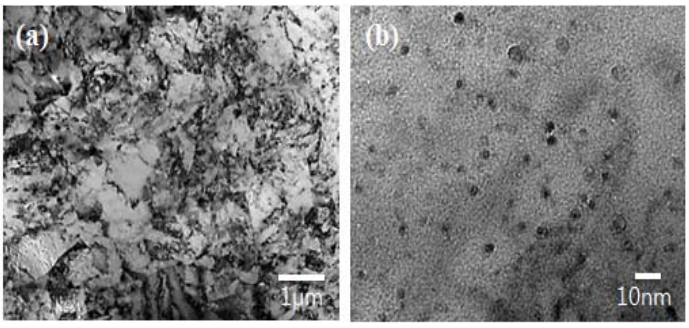


Fig. 1. TEM images of (a) matrix and (b) oxide particles of the ODS steel.

2-2. Fabrication of RAFM-ODS steel sheet

RAFM-ODS steel has superior high temperature strength, in comparison with the RAFM steel, because nano-sized oxides obtained by mechanical alloying and hot consolidation, are present in the matrix,

leading to the high strength of the ODS materials. Since the nano-oxide particles can never be subsequently dissolved or refined at any stage of the manufacturing process of plate/sheet or pipe/tube, they usually enable the ODS steels to have low ductility and high hardness at room temperature. This means that the ODS plate/sheet has to be manufactured by a combination of the rolling passes for reducing the thickness and softening heat treatments allowing a reduction of the material hardness.

A 9Cr-1W ODS steel was prepared by mechanical alloying, hot isostatic pressing (HIP) and hot extrusion processes. Pre-alloyed and yttria powders were mechanically alloyed under a high purity Ar gas atmosphere. The MA powders were placed in an AISI 304L stainless steel container, sealed after a degassing process, and consolidated by the HIP process at 1150°C under a pressure of 100 MPa for 4 h. Hipped samples were hot-extruded by a 600 ton capacity press for several seconds with a 6.3:1 extrusion ratio after annealing in the furnace at 1100°C for 2 h. The hot-extruded bar specimen was machined to a plate shape with a thickness of 4 mm. After hot extrusion, the ODS mother plate was homogenized at 1150°C for 1 h and slowly cooled to obtain a soften ferrite phase. A cooling rate of 5ºC/min was applied. It was found that cold rolling with a cross-section reduction ratio of about 15% for each pass and intermediate heat treatment performed in the austenitic region at 1050ºC for 4 min followed by furnace cooling with a rate of 5ºC/min are proper to guarantee safe manufacturing for the ODS steel. The ODS mother plate was cold-rolled eight times with a reduction ratio of about 15% each time to fabricate a cold-rolled sheet with a 1 mm thickness, and the intermediate heat treatments were conducted after each cold rolling. After about 15% cold rolling for each pass, the hardness values increased up to around 400 Hv. The intermediate heat treatments were found to lead to a significant hardness decrease in the range of 30 to 40 Hv. Lastly, a final heat treatment was carried out to obtain good mechanical properties to the sheet. It consists of normalizing at 1050ºC for 1 h, and is followed by tempering at 780ºC for 1 h. Air cooling was applied for both the last heat treatment. As a result, it is considered that the fabrication process proposed in our study is efficient to ensure a safe manufacturing of the thin sheet with a thickness of 1 mm for 9Cr-1W ODS steel, as shown in Fig. 2.

Fig. 2. RAFM-ODS steel sheet with a thickness of 1 mm.

2-2. Fabrication of ODS steel pipe/tube

RAFM-ODS steel tube was fabricated by alloy powder fabrication, mechanical alloying, hot

consolidation and piping/tubing processes. Alloy powder without Y_2O_3 was fabricated by vacuum induction melting and Ar-gas atomization processes. Alloy powders and Y_2O_3 powder were mechanically alloyed by a high energy horizontal ball-mill apparatus, a Simoloyer CM-20. Milled powders were then sieved and charged in a steel capsule. All powder handling processes for the weighing, collecting, sieving, and charging were conducted in a completely controlled high purity argon atmosphere to prevent oxygen contamination during the process. After annealing in the furnace at 1100°C, the capsules were extruded with a 6.4:1 extrusion ratio. The ODS steel rods were hot forged for the axis straightening and followed by furnace cooling heat treatment. Through this process, the hardness could be lowered to 250 Hv, which is a sufficient hardness level for the tubing including pilgering and the cold-drawing process. The outward appearances of the several times pilgering-process treated ODS steel pipe/tubes are shown in Fig. 3.

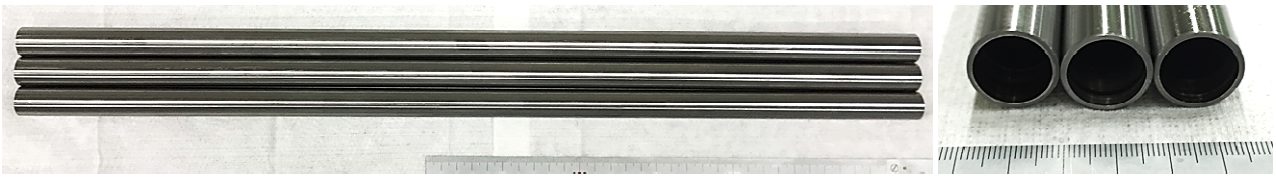


Fig. 3. RAFM-ODS steel pipe/tube.

2-3. Joining of ODS steel components

Welding and joining between ODS steel and itself or other structural materials are one of the inevitable processes for the structural components in fusion reactor systems. In a fusion reactor, the structural materials of the blankets and divertors are also taken into account using ODS steels because of the extremely high temperature and irradiation dose. For application of ODS steel to these structural components with a huge and complex structure, reliable welding and joining techniques need to be developed with such a process in which the microstructures with a very fine grain and homogeneous distribution of nano-scaled oxide particles are not remarkably changed by the joining process. The application of a conventional melting-solidification welding technique such as tungsten inert-gas welding for joining ODS steel can result in a disruption of fine-scaled microstructures, especially fine grains and nano-oxide particles, and consequently, a loss of high-temperature strength because of the growth or agglomeration of the featured microstructures. To overcome this problem, several solid-state joining techniques have been developed for joining ODS steels, such as diffusion bonding, friction stir welding, friction stir welding, and magnetic pulse welding.

3. Summary

The development of a reduced activation ferritic/martensitic (RAFM) ODS steel is recognized as one of the main issues in terms of structural materials for commercial fusion reactor system applications in the future. Advanced structural materials with a potential to be applicable under severe conditions in terms of operating temperature and neutron energy are strongly required. RAFM-ODS steels are being considered as the most prospective candidate structure materials in fusion reactor systems. 9Cr-1W ODS steels with a ferritic-martensitic structure has been developed, and this ODS steel shows excellent tensile and creep

strengths at high temperature. Considerable progress on the fabrication and joining technologies of ODS steels has also been made. It is thus expected that the RAFM-ODS steel will be used as structural components of fusion reactor system in the future.

References

1. Tae Kyu Kim, Sanghoon Noh, Suk Hoon Kang, Jin Ju Park, Hyun Ju Jin, Min Ku Lee, Jinsung Jang, Chang Kyu Rhee, “Current status and future prospective of advanced radiation resistant oxide dispersion strengthened steel (ARROS) development for nuclear reactor system applications,” Nuclear Engineering and Technology, Vol. 48, pp. 572-594, 2016.
2. Yong Hwan Jeong, Weon Ju Kim, Dong Jin Kim, Jinsung Jang, Suk Hoon Kang, Young Bum Chun, Tae Kyu Kim, “Development of advanced structural materials for future nuclear systems in Korea” Procedia Engineering, Vol. 86, pp. 1-7, 2014.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Microstructural stability of SiC under irradiation

~Progress in Fundamental Understanding of Irradiation Response of SiC~

*Sosuke Kondo

Kyoto Univ.

Recent interest in silicon carbide (SiC) and its composites (SiC/SiC) has been motivated by its possible utilization as a structural material for advanced reactors including accident tolerant light water reactors, gas-cooled reactors, and fusion reactors. For more than three decades these materials have been subjected to extensive irradiation experiments. The irradiated properties of high purity SiC is now widely understood, demonstrating the promise of those materials for use in severe irradiation environments without significant degradation of most properties (though still not fully understood especially at very high DPA). This irradiation stability, along with other attributes such as very high temperature capability and very low induced radioactivity are reason for the attractiveness of SiC composites to the future reactors. The purpose of this seminar is to provide a comprehensive look at the microstructural evolution of this material. The primary investigative tool utilized is transmission electron microscopy and the suite of samples include a catalog of samples irradiated with neutrons or ions.

In the recent past, it has been demonstrated that the strength of the so-called “nuclear-grade” SiC/SiC composite retain their initial strength after irradiation over a wide temperature range from 200-1200 ºC. Moreover, even for the highest temperature SiC/SiC appear to retain mechanical properties without undergoing measurable void swelling. Such outstanding mechanical and dimensional stability infers a very stable microstructural evolution in cubic SiC crystal, which is main constituent of the recent SiC/SiC and often called as β-SiC or 3C-SiC, under irradiation. The defect clusters, so called “black spots” and/or small SIA loops are dominating irradiation induced matrix defects in the temperature regime discussed above, and their populations are saturated at an early stage of the irradiation (<~1 dpa) due primary to the very high sink strength of practically immobile vacancies and tiny vacancy clusters. In concert with this, modification of the irradiated properties, such as swelling and thermal diffusivity degradation, was reported to be saturated at <~1 dpa. The evolutions of dislocation and void microstructures become significant in very high temperature regime (>~1200 ºC). Because the fundamental microstructures of SiC matrix and SiC fibers in SiC/SiC composites are similar to those in foregoing SiC crystals, the most properties of SiC/SiC resemble in those of SiC crystals to some degree. However, for example, unexpected shrinkage of SiC fibers irradiated at low temperature and very high fluence have been reported recently. Furthermore, the helium effects on some material properties are still unclear for SiC and SiC/SiC, even though the helium production rate in fusion-first wall region for SiC is expected to be higher than the other candidate materials. Therefore, understanding the microstructural development still need to predict the material properties in various irradiation conditions expected in a variety of reactors. This talk will cover the recent results described above and touch on some new topics associated with the microstructural development of the nuclear grade SiC/SiC composites.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems

*Changheui Jang[1] and Ho Jung Lee[1]

[1]Korea Advanced Institute of Science and Technology, Daejeon, Korea

1. Introduction

Recently, there has been interest in application of compact type heat exchangers in generation-IV reactors like a sodium-cooled fast reactor (SFR) and high temperature gas-cooled reactors (HTGR) to utilize higher better heat transfer capability with pressurized gas coolant such as supercritical-CO_2 (S-CO_2) [1,2] and high temperature He [3,4]. In manufacturing of compact heat exchangers, diffusion bonding is considered the critical joining process for austenitic alloys like stainless steels and Ni-base alloys [5]. Therefore, the quality and performance of diffusion bond region of such alloys are of great concern for the safety and integrity of generation-IV reactors. In this study, diffusion bonds were made using several austenitic alloys, and the microstructure of the bond region was observed. Then, the tensile properties of diffusion bond region were evaluated. Finally the effect of long-term exposure to high temperature S-CO_2 on tensile properties of austenitic alloys was investigated.

2. Materials and experiments

2-1. Materials, diffusion bonding, and microstructure observation

Fe-base austenitic stainless steels (SS 316H, SS 347H and Alloy 800HT) and Ni-base alloys (Alloy 600, Alloy 690, Alloy 617, and Haynes 230) were diffusion bonded. The typical diffusion bonding was performed at near solution annealing temperature with applied compressive stress below the yield stress. Duration of diffusion bonding was limited to one or two hours to prevent excessive grain growth. The diffusion bonded region was observed under scanning electron microscope (SEM) to identify the quality of bonding and presence of grain boundary migration across bond line. The presence and identity of precipitates along the bond line were also investigated.

Table. 1 Austenitic alloys used diffusion bonding evaluation (in wt-%)

Alloy		Fe	Cr	Ni	C	Ti	Mo	Mn	Al	Si	Other
Fe-Ni-Cr	800HT	Bal.	21.03	33.64	.06	.55	.20	.93	.48	.48	.003B .05Co
	316H	Bal.	17.3	10.7	0.05	-	2.1	0.8	-	0.8	0.25Cu 0.16Co
	347H	Bal.	18.3	8.6	0.07	-	-	1.2	-	0.8	0.43Nb
Ni-Cr-Fe	600	9.33	16.16	Bal.	.077	.20	-	.30	.16	.30	.04Co
	690	8.34	28.36	Bal.	.02	.26	-	.18	.30	.24	.002B <.01Nb
	617	1.58	22.1	Bal.	.09	.35	9.57	.12	1.41	.42	.07W 11.6Co
	230	1.03	20.0	Bal.	.10	.18	1.86	.63	.64	.02	5.12Co 14.0W

2-2. Tensile property evaluation

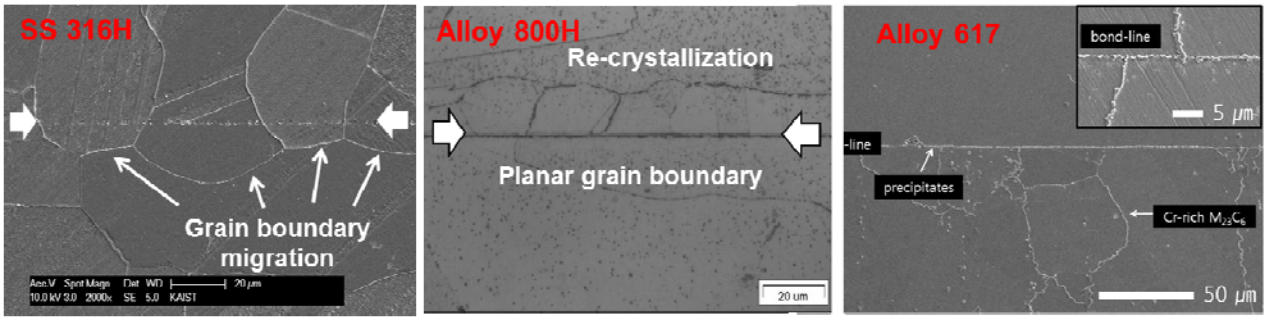
The tensile properties of diffusion bonded coupons were evaluated at room temperature and high temperatures expected in various nuclear applications. Then, diffusion bonded coupons were long-term exposed to

various high temperature environments such as helium, S-CO_2, and air to assess the effects of long-term exposure to tensile properties and microstructure of diffusion bond region.

3. Results and discussion

3-1. Microstructure and tensile properties of diffusion bonding

Fig. 1 shows the typical microstructure of diffusion bond region of austenitic stainless steels and Ni-base alloys. As shown in the figure, extensive grain boundary migration was observed for austenitic stainless steel 316H, despite the presence of fine precipitates along the bond line. In both Alloy 800HT and Alloy 617, grain migration was virtually not present. On the other hand, diffusion bond line decorated with fine precipitates was clearly visible. The tensile properties of diffusion bonded samples were measured at high temperature and the results of SS 316H and Alloy 600 are summarized in Fig. 2. Tensile ductility of the as-bonded SS 316H and SS 347H was comparable to that of parent materials up to 550 °C while that of as-bonded Alloy 800HT was lower in all temperature ranges. In case of Alloy 600 and Alloy 690, loss of ductility was also observed due to the presence of the precipitates formed along the bond-line.



a) SS 316 H b) Alloy 800HT c) Alloy 617

Fig. 1 Microstructure of diffusion bond region of several austenitic alloys.

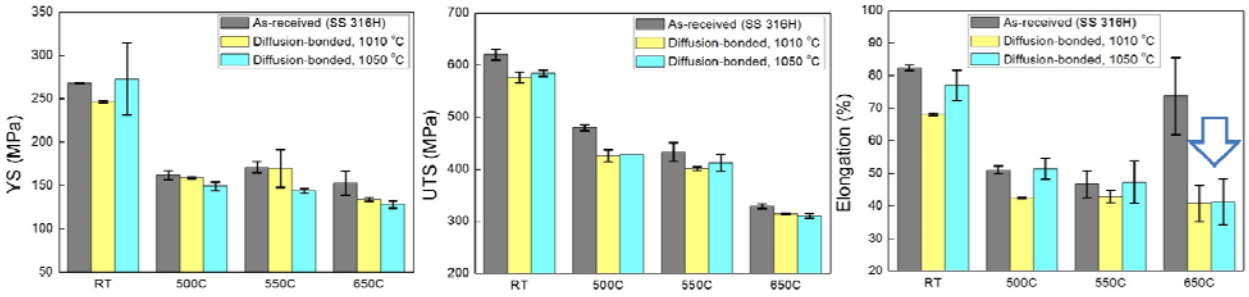


Fig. 2 Tensile properties of diffusion-bonded SS 316H at various temperatures [2]

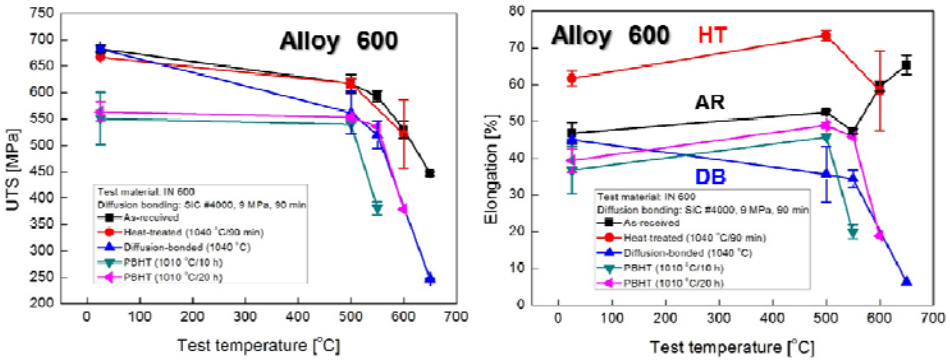


Fig. 3 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 at various temperatures [6]

3-2. Effect of long-term exposure on tensile properties

The tensile properties after long-term exposure to relevant high temperature environments were measured and the results are summarized in Fig. 4. As shown in Fig. 4, as exposure time in S-CO_2 increased, tensile strength changes were relatively small, especially for Ni-base alloys. The large increase in tensile stress for Alloy 800HT seems related to precipitation of secondary phases due to the presence of Al and Ti. Loss of ductility was observed for austenitic stainless steels after long-term exposure to S-CO_2 environment, while ductility was almost the same for Ni-base alloys. Also, the location of final fracture was at the bond-line for most austenitic stainless steels, which suggested that diffusion bond-line became the weakest region after S-CO_2 exposure.

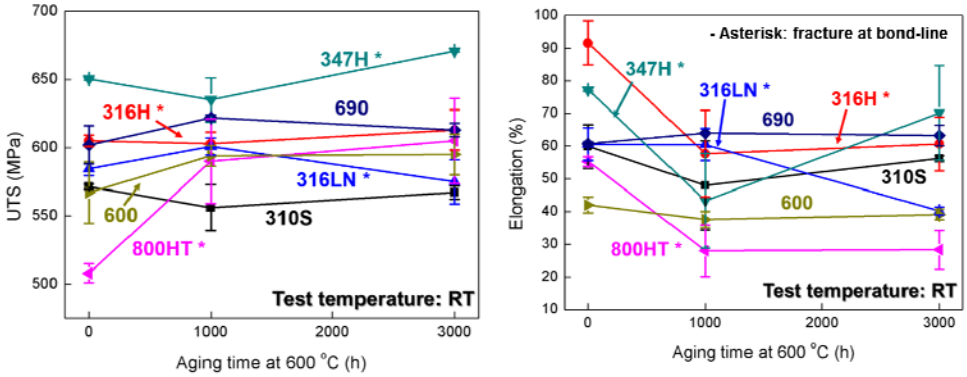


Fig. 4 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 after up to 3000 h exposure to 600 °C S-CO2 environment

4. Summary and conclusions

For the application to generation-IV reactors, diffusion bonding of austenitic alloys was performed and the microstructure and mechanical properties were evaluated. For austenitic stainless steels, grain migration across the bond-line was observed. While, grain migration was virtually not present for Ni-base alloys which showed clear bond-line decorated with fine precipitates. Both alloy groups showed good ductility at lower temperature, but loss of ductility was observed at higher temperature. Exposure to S-CO2 caused relatively small change in tensile strength, but large decrease in ductility for austenitic stainless steels associated with failure at bond-line. However, the loss of ductility was little for Ni-base alloys.

References

1. Ho Jung Lee, Hyunmyung Kim, Sung Hwan Kim, and Changheui Jang, “Corrosion and carburization behaviors of chromia-forming heat resistant alloys in a high temperature supercritical-carbon dioxide environment,” Corrosion Science, Vol. 99, pp.227-239, 2015.
2. Sunghoon Hong, Injin Sah and Changheui Jang, “Evaluation of high-Temperature Tensile Property of Diffusion Bond of Austenitic Alloys for S-CO_2 Cycle Heat Exchangers,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 38, No. 12, pp. 1421~1426, 2014.
3. Daejong Kim, Changheui Jang, and Woo Seog Ryu, “Oxidation Characteristics and Oxide Layer Evolution of Alloy 617 and Haynes 230 at 900°C and 1100°C,” Oxidation of Metals, Vol. 71, no. 5, pp.271-293, 2009.
4. Daejong Kim, Injin Sah, Changheui Jang, “Effects of Aging in High Temperature Helium Environments on Room Temperature Tensile Properties of Nickel-Base Superalloys,” Materials Science and Engineering - A - Structural Materials, Vol. 528, pp.1713-1720, 2011.
5. Injin Sah, Donghoon Kim, Ho Jung Lee, Changheui Jang, “The recovery of tensile ductility in diffusion-bonded Ni-base alloys by post-bond heat treatments,” Materials and Design, Vol. 47, pp.581-589, 2013.

6. Sunghoon Hong, Sung Hwan Kim, Changheui Jang, and Injin Sah, “The Effect of Post-bond Heat Treatment on Tensile Property of Diffusion Bonded Austenitic Alloys,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 39, No. 12, pp.1221-1227, 2015.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels

*Takuya Nagasaka[1, 2], Haiying Fu[2, *], Wen Hai Guan[3], Shuhei Nogami[3], Hisashi Serizawa[4], Akira Hasegawa[3], Akihiko Kimura[5], Shigeharu Ukai[6], Teruya Tanaka[1, 2], Takeo Muroga[1, 2] and Akio Sagara[1, 2]

[1]NIFS, [2]The Graduate University for Advanced Studies, [3]Tohoku Univ.,

[4]JWRI, Osaka Univ., [5]IAE, Kyoto Univ., [6]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.

*Current affiliation: SWIP

1. Introduction

Reduced-activation ferritic steels and their oxide-dispersion-strengthened (ODS) alloys are promising structural material for fusion blanket [1, 2]. The ODS steels are superior to the non-ODS steels in heat resistance and neutron irradiation resistance, however inferior in mass production. Since high temperature and high neutron dose area is limited at only the surface of the blanket, minimized application of ODS steels there is effective to utilize the advantage of ODS steels. In order to prove the feasibility of this advanced concept, dissimilar-metals joints of them were fabricated and evaluated.

2. Experimental procedure

The dissimilar-metals joint will be used for the first wall structure and for the cooling channel connection near there in the blanket. The former requires large area and three-dimensional-shape bonding, while the latter needs robust welding to resist the coolant pressure. Two bonding processes, hot iso-static pressing (HIP) and electron-beam welding (EBW), are selected in the present study, because they are the most suitable for such structures, respectively. The ODS steel and the non-ODS steel used are 9Cr-ODS [3] and JLF-1 [4]. HIP joints were fabricated at 1000°C, 1050°C, and 1100°C, under a pressure of 191 MPa for 3h with a cooling rate of 5°C/min after the HIP. EBW joints were fabricated with an electron beam output of 15 mA and 150 V and with a welding speed of 2000 mm/min. The bonding atmosphere was vacuum for both the HIP and EBW processes.

3. Results and discussion

Figure 1 (a) plots hardness around the bonding interface of the HIP joints. The HIP at 1000°C induced hardening in the base metal (BM) of JLF-1, while 9Cr-ODS exhibited almost no change in hardness, except the interface region as shown by the large circle in the figure. Both the BMs were hardened during the HIP at 1050°C and 1100°C, though the localized softening was again observed. The hardening is due to the formation of quenched martensite. Since carbon for this phase is supplied from carbides decomposed during the HIP, and contrarily lost by its diffusion and re-precipitation of carbides during the cooling after the HIP, the hardening is increased with increasing HIP temperature and cooling rate after the HIP. The cooling rate after the HIP was 5°C/min and enough for quenching in the BM of JLF-1. While, under the lowest temperature (1050°C) condition with less carbon supply from carbide decomposition, the cooling rate was slow for 9Cr-ODS. According to microstructural analysis, coarsening of carbides was observed after the HIP, and indicates much diffusion of the carbon before quenching with the cooling rate. On the other hand, no-carbide layer was observed in the softening region at the interface, and is attributed to decarburization due to the vacuum atmosphere. Since the softest part is more deformed in the joint, the soft layer with limited volume

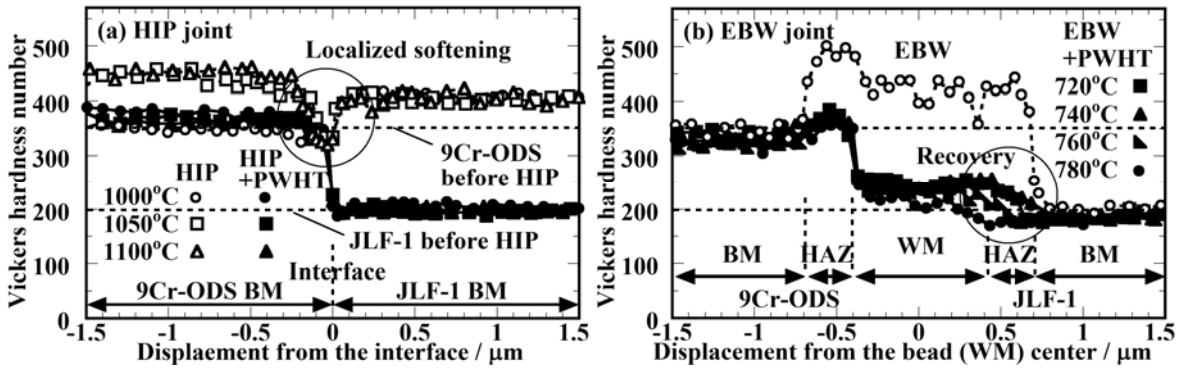


Fig. 1. Hardness around (a) the bonding interface of HIP joint and (b) the weld bead of EBW joint.

leads to very local deformation and loss of elongation. Post-weld heat treatment (PWHT) was examined to recover the hardness and the microstructure. After investigations on effect of PWHT and subsequent cooling rate, normalizing at 1050°C for 1 h with rapid cooling at 36°C/min, and then tempering at 780°C for 1 h is found as the optimum condition for HIP joints. The normalizing refines carbides, and then the tempering changes the quenched martensite into softer tempered martensite. As shown by the closed symbols in the figure, the softest part after the PWHT is JLF-1 BM and is no more limited in volume, the elongation of the joint is improved by the deformation of JLF-1 BM. Tensile strength and elongation after the PWHT were 370 MPa and 0 %, 660 MPa and 11 %, and 580 MPa and 8 %, for 1000°C, 1050°C and 1100°C HIP specimens, respectively. The joint after HIP at 1000°C still fractured at the interface and showed no elongation even after the PWHT. This is probably induced by defects of un-bonded area under less Fe diffusion condition with the lower HIP temperature. Considering that tensile strength of F-1 before HIP is 580 MPa, 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to avoid degradation of strength.

In the case of EBW, hardness of weld metal (WM) and heat-affected zones (HAZs) was higher than their BMs. The WM and the HAZs are also quenched martensite phase. As mentioned above, the hardening is accompanied by ductility loss for the joint, therefore PWHT were carried out to relieve the hardening. Due to less heat load on BMs in EBW process than that in HIP process, no carbide coarsening was observed and allowed to skip the normalization in PWHT for carbide refining. Fig. 1 (b) shows the effect of PWHT with only tempering at the temperature range from 720 to 780°C for 1 h. As tempering temperature increased, the hardening of WM and HAZs was relieved. The recovery of hardening is more dependent on temperature in JLF-1 side, as shown by the large circle in the figure. The complete recovery of the hardening there is obtained by tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength and of the joint was 580 MPa for the PWHT specimen, and is confirmed to be equivalent to that of JLF-1 before EBW.

4. Summary

In the case of HIP joint, carbide coarsening in the base metals and decarburization around the bonding interface were observed, in addition to the formation of quenched martensite. In order to recover all these microstructural changes, two-step PWHT of normalizing at 1050°C for 1 h and the above-mentioned tempering was required. 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to maintain the strength of joint. In the case of EBW joint, hardening occurred in weld metal and heat-affected zones, and in base metals of HIP joint. The complete recovery of hardness was obtained by PWHT of tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength of both the HIP and EBW joint was equivalent to that of JLF-1 before the dissimilar-metals bonding.

References

[1] A. Kimura et al., Mater. Trans. 46 (2005) 394.

[2] A. Kimura et al., Nucl. Fusion 43 (2003) 1246.

[3] T. Muroga et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 1717.
[4] H. Ono et al., J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 1117.

Planning Lecture | Technical division and Network | Particle Accelerator and Beams Science Division

[1C_PL] Recent topics on particle accelerators in South Kanto

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[1C_PL01] Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK

*Eri Takeshita[1] （1. Kanagawa Cancer Center）

[1C_PL02] The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac

*Kosuke Ihara[1] （1. TOYAMA）

[1C_PL03] Development of superconducting cavity in ULVAC

*Tomohiro Nagata[1] （1. ULVAC）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(1) 神奈川県重粒子線治療プロジェクトの現状

(1) Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK

*竹下 英里[1], 蓑原 伸一[1], 草野 陽介[1], 松崎 有華[1], 山田 聰[1], 中山 優子[1],
古川 卓司[2], 水島 康太[2], 原 洋介[2], 早乙女 直也[2], 丹正 亮平[2], 皿谷 有一[2], 野田 耕司[2]
[1]神奈川県立がんセンター, [2]放射線医学総合研究所

1. これまでの経緯

神奈川県立がんセンターでは、2005 年 3 月に神奈川県「がんへの挑戦・10 ヶ年戦略」の一環として重粒子線治療装置の導入方針が決定し、以下に示す治療コンセプトを主軸として予算案等の検討が開始された。１つ目は、がんセンター病院棟と一体である利点を活かし、患者毎に最適ながん治療を提供するといった点である。２つ目として、既存の光子線治療装置４台を含め充実した総合的放射線治療を提供する事が挙げられる。これらの点を踏まえ、身体に優しい治療・生活の質（Quality of Life = QOL）を重視した治療を行うために重粒子線治療施設の建設に至った次第である。

2015 年 12 月には臨床試験としての治療を開始し、翌 2016 年 2 月からは先進医療による治療照射を始めた。現在は、治療室 2 (水平・垂直コース)および治療室 1 (水平コース)において治療を行っているが、残る治療室 3 と治療室 4 についても来年度初頭の稼働を目指し装置コミッショニングを実施中である。また、肺や肝臓などの呼吸性移動をともなう部位については、患者の呼吸波形に同期して照射する、いわゆる呼吸同期照射を採用している。呼吸波形のモニタリング手法によって呼吸同期照射のタイプが分かれており、体表センサーを用いた外部同期、X 線透視システムを用いた内部同期の２種類を備えている。

2. ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa (i-ROCK) の主な仕様

治療に用いられる炭素線の仕様は、基本的には放射線医学総合研究所（以下、放医研）が設計開発した普及型小型重粒子線治療装置[1]に準じている。同普及型治療装置は、既に群馬大学や佐賀 HIMAT にて治療運用されており、装置の製作メーカーが異なるとはいえ実績としては十分と言える。また、同じく放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を同普及器と合わせて導入した事が i-ROCK の特徴の１つである。Table 1 に主要な仕様を示す。

Table1: Specifications of i-ROCK

項目	基本仕様
イオン種	C^{6+}
加速エネルギー	140～400 MeV/u（可変）
最大照射野	20 × 20 cm^2
最大線量率	2 Gy/min
ビーム強度	約 1.2×10^9 pps（可変）
照射方法	スキャニング照射
治療室	水平２室、水平/垂直２室

加速器から供給されるビームを効率的に利用するため、治療室は４室(水平／垂直ポート×２室、水平ポート×２室、合計４室６ポート）設けた。実際の治療時間は患者の固定＝位置決めに８割強が費やされるため、加速器１台に対して複数の治療室を配置するのは昨今の粒子線施設においては一般的であるが、全ての治療室に水平ポートが配備されている

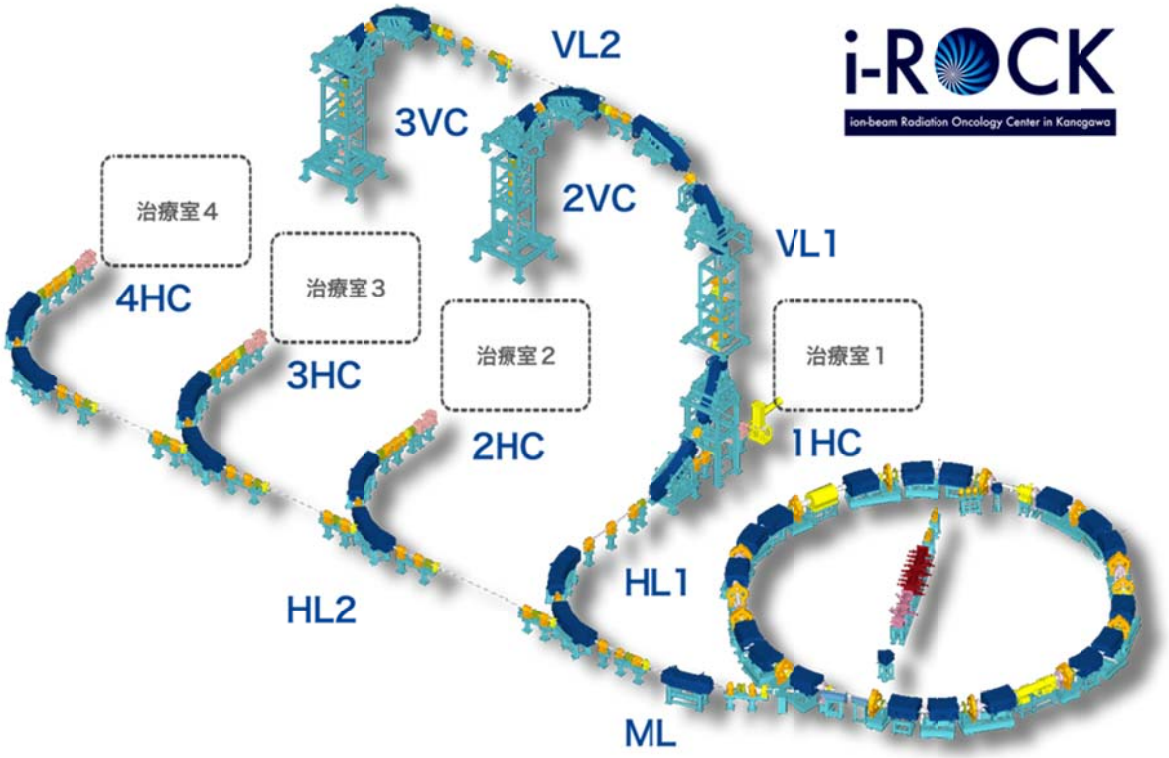


Figure 1: Equipment configuration of the accelerator system.

施設は少々珍しい。これは、治療する部位や重粒子線治療プロトコルを鑑みると水平ポートの利用率が多くなる、といった統計的推測に基づいていており、当センターの治療装置がフル稼働した暁には年間８８０人の患者を受け入れる事が可能となる。Figure 1 に加速器システムを含めた治療装置全体の配置図を示す。

2.1 スキャニング照射法

照射野形成技術には幾つかの種類があるが、当センターでは放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を採用した。放医研では 2011 年 5 月にスキャニング照射での治療が開始され 2015 年 3 月には炭素線スキャニング初の呼吸同期照射が開始している。

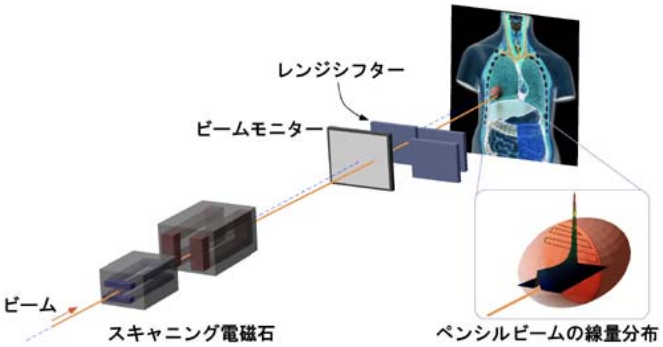


Figure 2: Schematic picture of the scanning irradiation. (ref. NIRS official website)

多くの粒子線治療施設で用いられている照射方法は「拡大ビーム照射法」と呼ばれており、まず、腫瘍を覆うように粒子線の線量集中領域（ブラッグピーク）を深さ方向に拡大する（拡大ブラッグピーク）。横方向は、加速器から供給される細いビーム（数 mm 程度）を散乱体とワブラー電磁石によって 10～20cm 程度に拡げる。次に、腫瘍形状に合わせて照射野の横方向分布をコリメーターで整形し、拡大ブラッグピークの形状をボーラスによって調整することで照射野を形成する。一方、３次元スキャニング照射では、ブラッグピークを拡大することなく細いままのビームを用い、高速な制御によって縦・横・深さの３次元方向にスキャンし、複雑な形状の腫瘍領域を塗りつぶすように照射する。Figure 2 にスキャニング照射の概念図を示す。

2.2 高度化された加速器システム

建物の半分弱を占める加速器システムは、大まかに、入射器、シンクロトロン、高エネルギービーム輸送系、に分類される。治療供給における加速器システムの最も重要な役割は、安定かつ確実にビームを供給する事であるが、スキャニング照射においては高いビーム性能が必要とされるため、従来の普及型治療装置に幾つか機能を追加した。その１つに、呼吸同期照射をより効率良く実施するために、シンクロトロンの運転方式に改良を加えた点が挙げられる。呼吸同期照射とは、患者の呼吸波形を常時監視し、臓器の動きがある閾値以内に入った時のみビームを出射する、といった技術であるが、多くの肺がん患者の呼吸波形は必ずしも安定している訳ではなく、照射可能な時間はごく短い。つまり、パルス運転を基本とするシンクロトロンをビーム供給源としている治療装置にとって、呼吸同期照射における出射デューティを向上させる事は大きな課題の１つである。

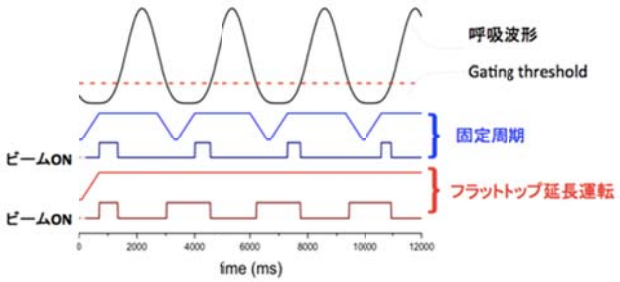


Figure 3: Schematic picture of a flat-top extension operation.

そこで、出射されたビームのエネルギー変更は放医研にて開発された可変エネルギー運転方式[3,4]を採用した。可変エネルギー運転とは、１サイクルの中で段々とエネルギーを変更していく運転方式であり、照射システムからの要求に応じて治療照射中に数秒の早さでエネルギー変更を行うため、効率の良いビーム供給が可能となる。さらには、フラットトップを延長する事で長時間ビームを周回状態で保ち、任意のタイミング（＝呼吸波形 OK）で出射可能とするフラットトップ延長運転方式[3,4]を採用し、出射デューティの向上を図った（Figure 3 参照）。

3. ビームコミッショニング

3.1 ペンシルビームの性能評価

スキャニング照射においては、シンクロトロンから出射されたビームの影響が直接線量分布に寄与するため、安定度を含め、ペンシルビーム自身の位置・サイズ・時間構造（スピル）の性能をまず評価しておく必要がある。現段階での加速エネルギーは全 11 種類（430, 400, 380, 350, 320, 290, 260, 230, 200, 170, 140MeV/u）となっており、これら全てのエネルギーにおいて線量率およびリップル共に判定基準以内に収まっている事を確認した。

次に、アイソセンタに設置したスクリーンモニタ ISO-SCN[5]（蛍光膜＋CCD カメラ）を用いてビーム位置とサイズの時間的変化を測定した。計測時間はエネルギー毎に 10 秒程度とし、ビームの出射時間によらずビーム位置およびサイズ共に±0.5mm 以内で供給出来ている事を確認した。また、治療計画の線源データとして用いるペンシルビーム形状が円形（楕円ではなく上下左右対称）であるため、それぞれエネルギー毎に円形状になるようビームサイズの調整を行った。加えて、全ての照射ポート（1HC, 2HC, 2VC, 3HC, 3VC, 4HC）において互換性を保つために、ビームサイズはポートによらず一定となるよう調整を行った。

3.2 スキャニング照射の性能評価

スキャニング照射システムに関する性能評価項目としては、おおまかに以下の４種類が挙げられる。

1) スキャン位置の精度検証
2) 線量モニタの健全性確認
3) 位置モニタの健全性確認

4)　総合確認

これらの項目について、放医研で開発された確認プロトコル[6]にそってコミッショニングを実施した。

まず項目 1)では、スキャニング電磁石による走査位置の検証を行い、設定されたスポット位置に正しく照射出来ている事を確認した。項目 2)では、線量モニタの直線性や位置依存性等、確りと線量制御が出来るかどうかを検証した。続いて項目 3)では、照射中のスキャン位置を常時監視するために使用している位置モニタの性能を評価し、線量分布の安定性等を確認した。次に線量モニタの位置依存性を評価するため、アイソセンタに設置した QA 用スクリーンモニタ QA-SCN[7]を使用して均一照射野の平坦度測定を行い、判定基準以内であることを確認した。最後に項目 4)について、総合試験用パターン[8]を用いて照射システムとしての総合的確認を行った。

3.3 治療計画との組合せ試験

治療照射において、照射システムが担う責務は「医師の立案した治療計画にそった照射を確実に実施すること」であり、治療で用いられる三次元照射野の線量分布確認は治療計画システムと照射システムを組合せた試験が必要となる。Figure 4 に、代表的な三次元照射野（90x90x90mm^3）について計画と実測を比較した結果を示す。実線が治療計画を用いた計算結果、丸点が測定した線量を表している。図の通り、どの深さにおいても計画と実測の差異が±3%の許容範囲内に入っていることが分かる。

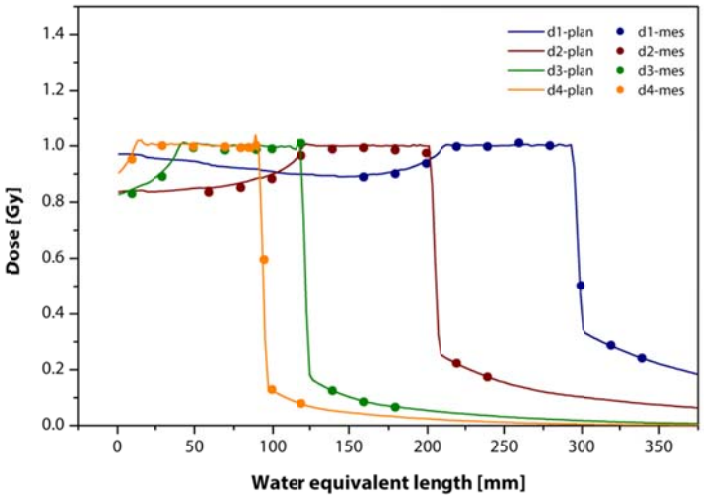


Figure 4: Comparison with calculation and measurement results of the depth dose distribution in 3D irradiation field

4. 治療実績および稼働状況

Table 2 に、2015 年度および 2016 年度上半期における各治療室の稼働時間を示す。治療室への供給時間に比べ、加速器の運転時間が大幅に長くなっているのは、治療後の患者 QA や、他治療室におけるコミッショニング時間の割合が多いためである。また、治療システム全体の稼働率は 99%近くを保っており、施設立ち上げ初年度にしては良好な滑り出しと言える。本年度からは治療室 1 の運用が開始され、これまでの総治療患者数は約 140 名に及ぶ（Table 3）。

Table 2: Operating time in i-ROCK.

Treatment Room No.	2015FY 2015/12~	2016FY
TR1	-	320 hr
TR2	69 hr	343 hr
Acc.	430 hr	1751 hr

Table 3: Patient number from 2016/04 to 2017/03.

Tumor type	Patient number
Prostate	109
Bone and Soft Tissue	17
Head and Neck	4
Lung	4
Liver	8
Total	142

5. 今後

当センターでは 2015 年 12 月の治療開始以来、大きなトラブルにも見舞われず順調なスタートを切っている。今後、前立腺がんのみならず、保険適応のある骨軟部腫瘍や、難治性の高い頭頸部がん、さらには呼吸性移動のある臓器（肺、肝臓、膵臓）も含めて適応部位の拡大を図っていく。症例拡大につれ治療件数も増加する見通しであり、治療システム全体のさらなる安定性や高効率化が望まれる。よって、残る２つの治療室も今年度中には整備を完了し、来年度以降の患者受け入れ体制の強化を図る。

6. 謝辞

神奈川県立がんセンターに重粒子線治療装置を導入するにあたり、施設全体のシステム設計のみならず、コミッショニング等々において全面的に御支援頂きました放射線医学総合研究所の関係者方々に此の場をお借りして感謝を述べさせて頂きます。また、装置の製作・試験にあたり御協力頂きました㈱東芝、住友重機械工業㈱、芝浦メカトロニクス㈱、芝浦エレテック㈱、加速器エンジニアリング㈱の技術者の皆様に心より感謝致します。

参考文献

[1] K. Noda, et al., Proc. of PAC04 (2004) 552.

[2] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 37 (2010) 5672.

[3] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 34 (2007) 1085.

[4] Y. Iwata, et al., Nucl. Instr. and Meth. A 624 (2010) 33.

[5] K. Mizushima, et al., Proc. of IBIC2012 (2012) 256.

[6] 放射線医学総合研究所、2011 年 QA 分科会向け内部資料

[7] E. Takeshita, et al., Nucl. Instr. Meth. B 269 (2011) 2936.

[8] J. Flanz, “Quality assurance, accelerator and beam delivery”, PTCOG49, 2010.

---

*Eri TAKESHITA[1], Shinichi MINOHARA[1], Yohsuke KUSANO[1], Yuka MATSUZAKI[1], Satoru YAMADA[1], Yuko NAKAYAMA[1], Takuji FURUKAWA[2], Kota MIZUSHIMA[2], Yousuke HARA[2], Naoya SAOTOME[2], Ryohei TANSHO[2], Yuichi SARAYA[2] and Koji NODA[2]

[1]Kanagawa Cancer Center, [2]National Institute of Radiological Sciences

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(2) クライオ電子リニアック用Cバンド加速管の作製と評価

(2) The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac

佐治 晃弘[1], *井原 功介[2], 五反田 修平[2], 太田 温[2], 中川 潤[2], 遠藤 克己[2],
山口 誠也[3], 小林 幸則[3], 新冨 孝和[3], 道園 真一朗[3], 舟橋 義聖[3], 吉田 光宏[3], 松本 修二[3],
高富 俊和[3], 上野 健治[4], 佐藤 勇[5]

[1]総研大, [2]トヤマ, [3]高エネルギー加速器研究機構, [4]三菱商事テクノス, [5]日本大学

1. はじめに

現在、株式会社トヤマでは、高エネルギー加速器研究機構（KEK）と日本大学と共にX線発生装置としての利用を目指したエネルギー回収型クライオ電子リニアックの開発を進めている。このリニアックは、入射部で生成した電子ビームを20Kまで冷却した1.3mの加速管で75MeVまで加速させた後、単結晶ターゲットを通過させることでパラメトリックX線（PXR）を発生させる装置である。ターゲットを通過した後の電子ビームは、加速管と同じ構造をした減速管に入射させてエネルギーを回収する。これにより、減速管を通過した電子ビームは数MeVまで減速されるため、ダンプする際に発生する放射線量の大幅な抑制が期待できる。将来的には大掛かりな放射線シールドを必要としない、非常にコンパクトでどこにでも設置可能なX線発生装置としての利用を考えている。

ここでは、本リニアックで使用する加速管の製作と評価について報告する。

2. 加速管の仕様

エネルギー効率良いコンパクトなリニアックを実現するためには、加速管の性能が非常に重要な要素となる。エネルギー効率を上げるためには、加速管でのエネルギーロスを極力減らすことが求められる。その上で、コンパクト化を図るためには単位長さあたりの加速勾配を大きくする必要がある。そこで今回はこれらの要求を満たすために、進行波型のCバンド加速管を低温（20K）で運転することにした。これにより高いQ値（=低エネルギーロス）と加速勾配の両立が可能となる。加速管の主な仕様は表1に示す。

表1　加速管の仕様

加速方式	準定電界進行波型
運転周波数	5712±1 [MHz]
運転温度	20 [K]
加速モード	2π/3
セル数	74
全長	1300 [mm]
アイリス径（2a）	16.000~13.225 [mm]
セル内径（2b）	42.643~40.760 [mm]
無負荷Q値	73500~74200
VSWR	≦1.2

3. 加速管の製作

加速管の製作には、構成部品の精密な加工や電気的な特性を評価するためのRF測定、軸ズレのない正確な接合が必要不可欠である。以下にこれらの詳細を記述する。

3-1. 加工

本加速管は一般的なディスクロード型加速管と同様にディスク、スペーサー、カプラーから構成されている（図1）。これらの部品は最初に一次加工によって、仕上寸法から約0.1mmの削り代を残した状態まで

加工される。一次加工の際、切削する切込み量が大きいことなどの理由でワークに残留応力が発生し、歪みや反りといった変形が起こる場合がある。ミクロンオーダーの精密な加工が要求される加速管においては、これらの変形が加工精度に影響を及ぼすため、一次加工後に残留応力を除去する目的でアニール処理を施した。

アニール処理後は、超精密旋盤による加工によって鏡面仕上げとしている。精密な加工を実現するために詳細な加工条件は勿論のこと、使用する治具やバイト、ワーク温度に至るまで徹底した管理のもと加工している。

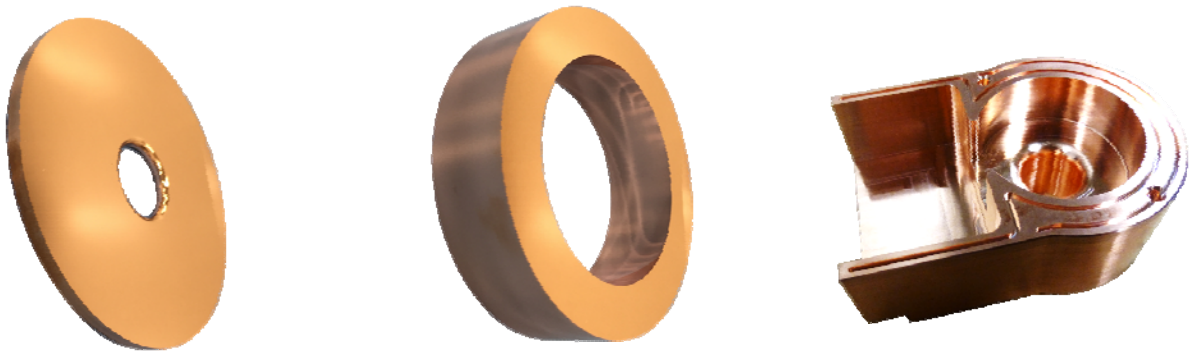


図 1　加速管の構成部品（左からディスク、スペーサー、カプラー）

3-2. RF 測定

加速管の電気的な特性を評価するために製作過程の随所で RF 測定を行った。測定は、用途に合わせて以下に述べる端板法とノーダルシフト法を使い分けて行った。

端板法は、レギュラーセルから数セルだけを取り出し、その両端にアンテナ付きの板を取り付けて測定を行う。測定対象は主に共振周波数や Q 値である。以下 4-1 で述べる 3 セル空洞の RF 測定はこの方法を採用している。

ノーダルシフト法は、金属プランジャーを加速管に挿入して測定を行う。この方法は、プランジャーの先端位置と反射波の位相を測定することでセル毎の位相進みを求めることができる非常に有用な測定方法であり、最も使用される測定方法の一つである。

3-3. 接合

加速管の接合には、ロウ付けや電子ビーム溶接（EBW）、電鋳、拡散接合などが一般に用いられている。上記の接合方法には一長一短があり、加速管に要求されるスペック（剛性や真直性、電気特性等）を考慮しながら最適な方法を選ぶ必要がある。

今回の加速管では、電気特性として低温時における加速管の高い Q 値が最も重要となる。ロウ付けの場合、銅以外の異種金属であるロウ材がディスクとスペーサーの間に介在すると RF のエネルギーロスが増加し、Q 値の低下を招く恐れがある。そこで今回は拡散接合と EBW を用いた接合を採用した。ただし、カプラー部に関しては、構造上の制約で一部ロウ付けを行っている。

具体的な接合方法は、レギュラーセルの部分を 3 分割してそれぞれを拡散接合で接合した後、カプラー部を含めた各々のパーツを EBW で繋ぐことにした（図 2）。尚、EBW を行う継目近傍では接合時の熱変形が予想されたため、スペーサーの側面に共振周波数調整用のチューニングピンを取り付けている。

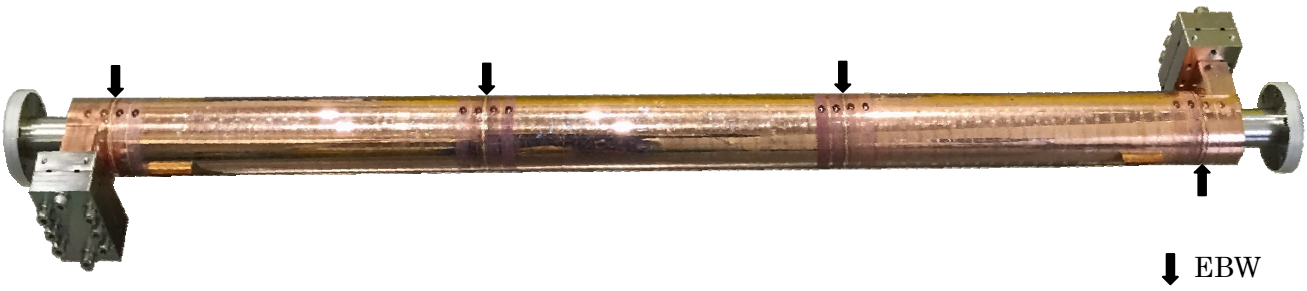


図 2　加速管の全体図

4. 加速管の評価

4-1. 基礎試験 ～3 セル空洞～

加速管を新たに製作する際、3～6 セル程度の試作空洞を製作して基礎試験を実施するのが一般的である。基礎試験の目的としては、電磁界シミュレーションの解析結果と実測値との比較や接合条件の最適化、チューニング機構の確認等が挙げられる。

我々も 3 セル空洞を製作し、基礎試験を実施した（図 3)。空洞本体は拡散接合で接合した後、クライオチャンバー内に設置して低温状態での電気特性を評価した。また、スペーサー外径に取り付けたピンを押し引きすることでチューニング効果の検証も行った。

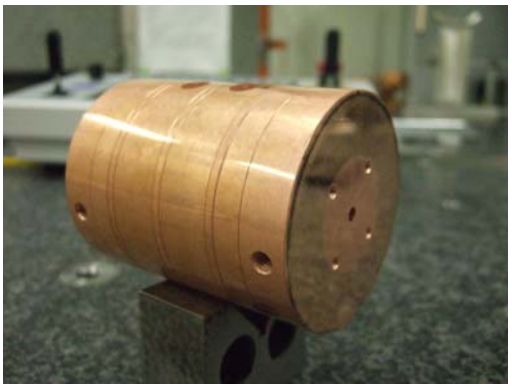
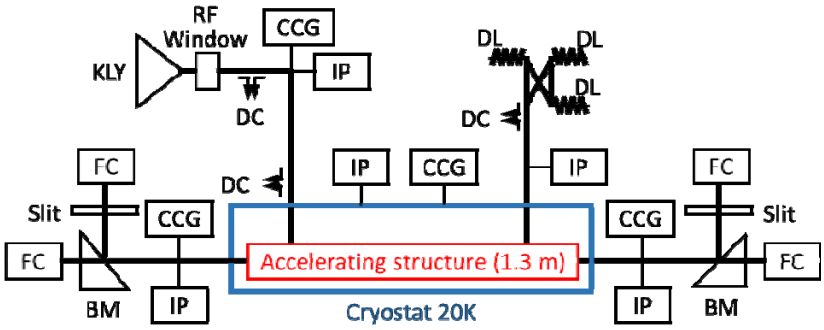


図 3　3 セル空洞

4-2. 大電力試験

製作した加速管の性能を評価するため、大電力試験を KEK で実施した。試験のセットアップを図 4 に示す。加速管はクライオチャンバー内にセットし、20K に冷却した状態で RF を投入した。RF 源にはクライストロンを用いた。加速管からの暗電流を測定するために加速管の上下流にファラデーカップとベンディングマグネットを配置した。RF のパルス幅を変化させながらコンディショニングを行った結果、パルス幅 1.0μs、繰り返し 50Hz において加速勾配 30.9MV/m を達成した。暗電流に関しては検出限界 100fA 以下であったため測定することができなかった。



KLY：クライストロン
DC：方向性結合器
DL：ダミーロード
FC：ファラデーカップ
BM：ベンディングマグネット
IP：イオンポンプ
CCG：冷陰極真空計

図 4　大電力試験の模式図

5. まとめ

今回、クライオ電子リニアックのCバンド加速管の製作と評価を行った。製作に関しては、加工からRF測定、接合といった一連の工程を経て1本の加速管に仕上げることができた。製作した加速管は大電力試験によるコンディショニングの結果、加速勾配30.9MV/m（パルス幅1.0μs、繰り返し50Hz）まで到達することができた。

今後は、より高い加速勾配を実現すべく、加速管の温度をより安定させる冷却機構の検討を行う予定である。

Akihiro Saji[1], *Kosuke Ihara[2], Shuhei Gotanda[2], Yutaka Ota[2], Jun Nakagawa[2], Katsumi Endo[2], Seiya Yamaguchi[3], Yukinori Kobayashi[3], Takakazu Shintomi[3], Shinichiro Michizono[3], Yoshisato Funahashi[3], Mitsuhiro Yoshida[3], Shuji Matsumoto[3], Toshikazu Takatomi[3], Kenji Ueno[4], Isamu Sato[4]

[1]The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI, [2]Toyama Co., Ltd.,

[3]High Energy Accelerator Research Organization, KEK, [4]Mitsubishi Corporation Technos Co., Ltd., [5]Nihon University

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(3) アルバックにおける超伝導加速空洞開発 ～材料精製から空洞試作・評価まで～

(3) Development of Superconducting Cavity in ULVAC

*永田 智啓[1]，村上 裕彦[1]，篠澤 精一[1]，増居 浩明[1]，山中 将[2]，井上 均[2]，加古 永治[2]

[1]株式会社アルバック，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導加速空洞は加速器に搭載される部材であり、発生させた荷電粒子を高周波電場に乗せて加速させる一種の粒子加速方式に用いられるものである。近年では、特に高い加速エネルギーの粒子を得る場合には、投入エネルギーに対して得られるエネルギー効率が優れている超伝導状態のニオブが利用されている。しかしながら、ニオブは純金属の中でも高価な部類に入ることや現状では未だ加速空洞の量産技術には課題を抱えていることから、生産性が高く安価な加速空洞製造技術の確立が強く求められている。我々は課題を解決するために、高純度インゴットの精製技術、加速空洞部材の塑性加工技術、さらには加速空洞試作といった原料から空洞製造に渡る一貫した開発を進めている。

2. 高純度ニオブインゴットの製造

インゴットを精製するにあたり、ニオブ金属を溶解する手段として我々は電子ビーム溶解方式を採用している。電子ビーム溶解はインゴットを得るのにポピュラーな手法であるが、ガス成分や高融点金属の不純物を効率的に除去するために高真空中にて高出力で精製することが求められる。当社ではすでに電子ビーム溶解方式を用いて製造した金属製品の事業化が行われており、ここで蓄積された技術と真空装置メーカーである強みを活かして、高純度ニオブ精製用の 600 kW 電子ビーム溶解炉を独自の設計により導入した。電子ビーム溶解炉の外観写真を図１に示す。

図１　600 kW 電子ビーム溶解炉外観図

この溶解炉を稼働させてから高純度精製条件を掴むために数十回の溶解テストを行ってきた（図２）。高純度化の評価として、この分野では一般的に残留抵抗比（Residual Resistivity Ratio、 以下 RRR）と呼ばれる値が用いられ、加速器材料購買の仕様値としても盛り込まれていることが多い。ニオブの場合、RRR は以下の数式で記述される。

$$RRR = \rho(300\,K) / \rho(9.3\,K)$$

これは 300 K と 9.3 K における電気抵抗率の比を表すものであり、不純物量を判定する指標の一つとして用いら

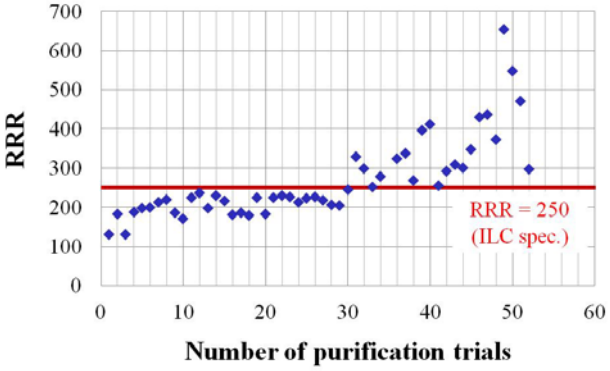


図２　インゴット試作回数と RRR の変遷

れ、一般的に純度が高いほど RRR の値は大きくなる。現状この溶解炉において、国際リニアコライダー計画でニオブ素材の仕様に設定されているような RRR が 250 を超える高純度インゴットの生産が可能となっている。

3. 高純度ニオブ加工における結晶組織

加速空洞としてニオブの超伝導特性を活かす上では結晶化していることは必須であるが、素材を加工して製作するにあたり、不純物を多く含む材料に対してはひずみが十分に蓄積されて熱処理により再結晶化するような加工条件であったとしても、高純度材料ではその限りでなく、鋳造組織の破壊やひずみの蓄積が不十分な場合、加工後の熱処理において再結晶化の進行不足や結晶粒径不均一性を引き起こす可能性がある。以下に、実際に加工強度の違いによる結晶組織の差異についての事例を述べたい。RRR: 300 の高純度インゴットを用いて加速器用の部材を作製するにあたり、従来未精製のニオブに採用していた製造工程で実施したものと、加工強度を改善した工程で実施したものについて取り挙げる。これらの結晶組織については EBSD 法（Electron Back Scatter Diffraction 法）によって評価した（図３）。高純度材料には不十分な加工強度と考えられる a)では、再結晶化しているものの図中矢印にあるように肥大結晶粒や集合組織が確認される。もし、さらに加工を加えて変形させるような場合には、これらの組織の周囲にある微細組織の伸びが追随せずに破断や欠陥発生の起点となりうるのでこのような結晶組織好ましくない。一方、ひずみが多く蓄積している段階と考えられる b)においては、肥大結晶粒や集合組織は確認されず、粒径の均一性が比較的良い結晶組織を形成していることがわかる。このように高純度材料において良質な結晶組織を得るためには、ひずみが十分に蓄積するような工程となるよう注意を要することがわかった。

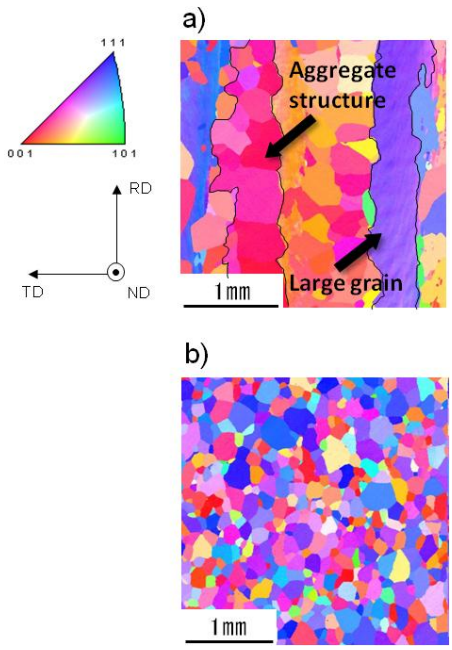


図３　ニオブ材加工後の EBSD 測定における IPF 像
a) after weak process, b) after strong process.

4. 加速空洞の試作と特性評価

RRR: 330 の高純度ニオブインゴットを用いて、溶接方式により単セル加速空洞の作製を試みた。工程は図４に示す通り、インゴットを切断・圧延して得た角板を経て円板状へと加工する。加工ひずみの蓄積状況により工程中に適宜熱処理を入れている。円板をプレス加工によりハーフセルと呼ばれるお椀状に成形した後、これらハーフセル 2 つの大口径部分を突き合わせて溶接し、またその両端にはビームパイプやフランジを溶接して接合させ、内面を鏡面研磨することで完成となる。加速空洞の膨らんだ部分を「セル」と呼び、今回の場合、セルが一つであるため単セル型となる。試作した単セル加速空洞は目視で確認した範囲では傷・変形や溶接不具合部分は観察されなかった。この加速空

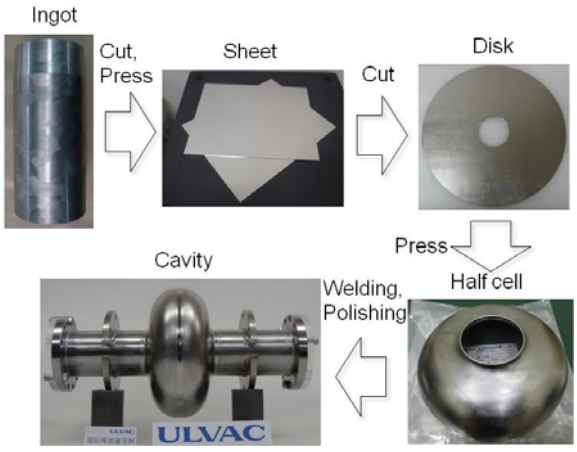


図４　加速空洞の作製フロー

洞について、大学共同利用機関法人 高エネルギー加速器研究機構（以下、高エネ研）において加速特性の評価を実施した（図５）。最大加速勾配 E_{acc}max. = 41 MV/m が得られ、ILC 計画で要求されている特性（E_{acc}max. > 35 MV/m）を達成するものであり、我々の高純度ニオブ材は超伝導加速空洞用材料として十分に適用できるものであることが実証された。

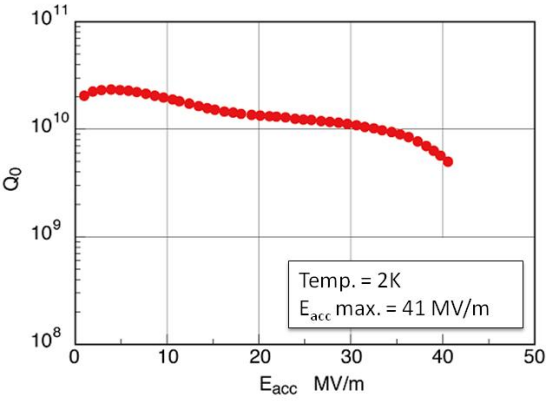


図５　試作した空洞の加速特性測定結果

4. さらなる低コスト化を目指した加速空洞開発

我々は加速空洞製造コストの低減を目指して、空洞本体に溶接を用いないシームレス空洞の開発にも取り組んでおり、高純度ニオブのストレート管から直接的に空洞の形状に成形する手法について検討を進めている。空洞形状へ成形する（膨らます）手段としては、ベローズ管の製造に用いられるような液圧成形法を採用している。この手法によりストレート管を破裂させることなくセル形状に成形することができ（図６）、高エネ研において加速特性の評価を実施した結果、 E_{acc}max. = 37 MV/m という良好な性能が得られた（図７）。現在はスケールアップ展開として、3 セル形状に対応するストレート管をすでに完成させており、今後液圧成形を実施する予定である。

5. おわりに

アルバックでは高純度ニオブの精製技術を確立すると共に、超伝導加速空洞用素材として技術的にもコスト的にも優れたものを見出すことを目的とした一連の材料開発について進めている。精製したインゴットは加速空洞に十分適用可能であることを実証し、空洞作製における塑性加工に関する知見も蓄積している。今後も一層実用的に向けて生産スループットやコストダウンに焦点を合わせた開発を進めていく予定である。

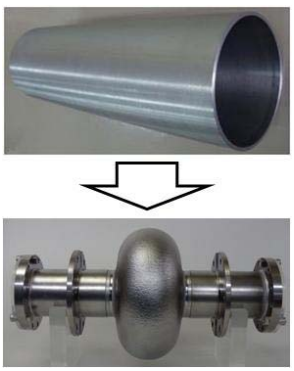


図６　上段：シームレス管、下段：液圧成形後のシームレス空洞

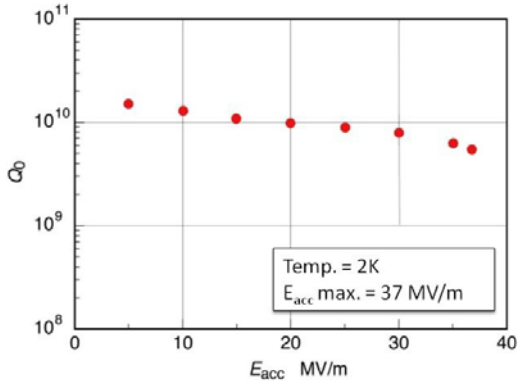


図７　シームレス空洞の加速特性測定結果

*Tomohiro Nagata[1], Hirohiko Murakami[1], Seiichi Shinozawa[1], Hiroaki Masui[1], Masashi Yamanaka[2], Hitoshi Inoue[2], and Eiji Kako[2]

[1]ULVAC Inc., [2]KEK

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

[1E_PL] Safety Goals as a "Social Contract"

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[1E_PL01] Safety Goals as a "Social Contract"

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL02] Incorporating Societal Views into Risk Analysis

*Kazuhiko Noguchi[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1E_PL03] Panel Discussion

*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」) を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」）を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[1E_PL03] Panel Discussion

*Panelists: Shin-etsu Sugawara[1], Kazuhiko Noguchi[2] (1. CRIEPI, 2. Yokohama National Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1G_PL] Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

Chair: Seiichi Koshizuka (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[1G_PL01] Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

*Kotaro Nakada[1] (1. Toshiba)

[1G_PL02] Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

*Masaki Shiratori[1] (1. Yokohama National Univ.)

[1G_PL03] Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

*Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

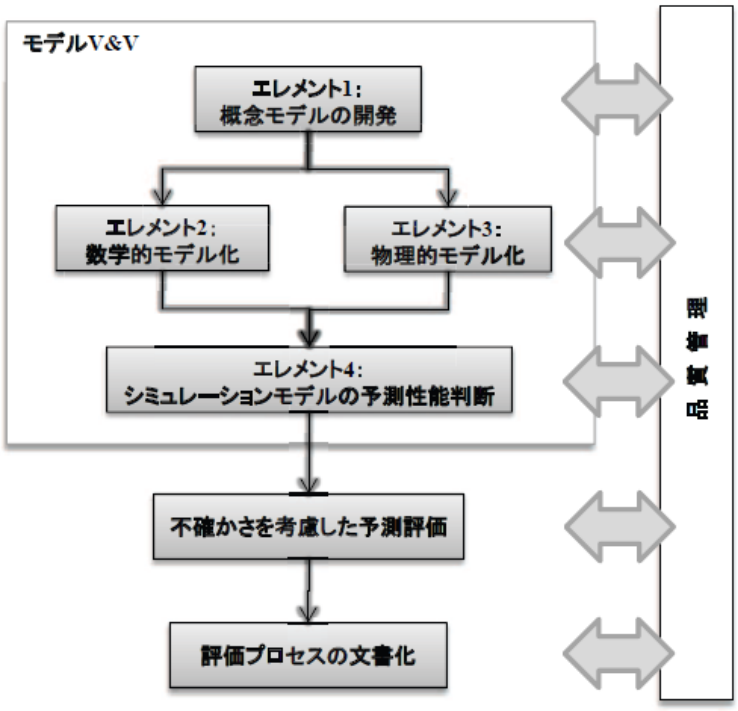


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン（4, 5）が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

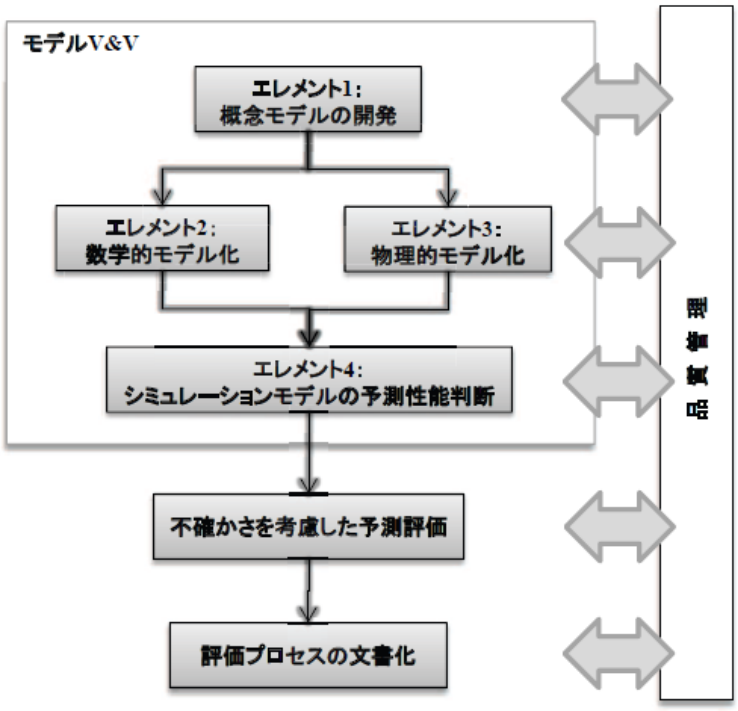


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

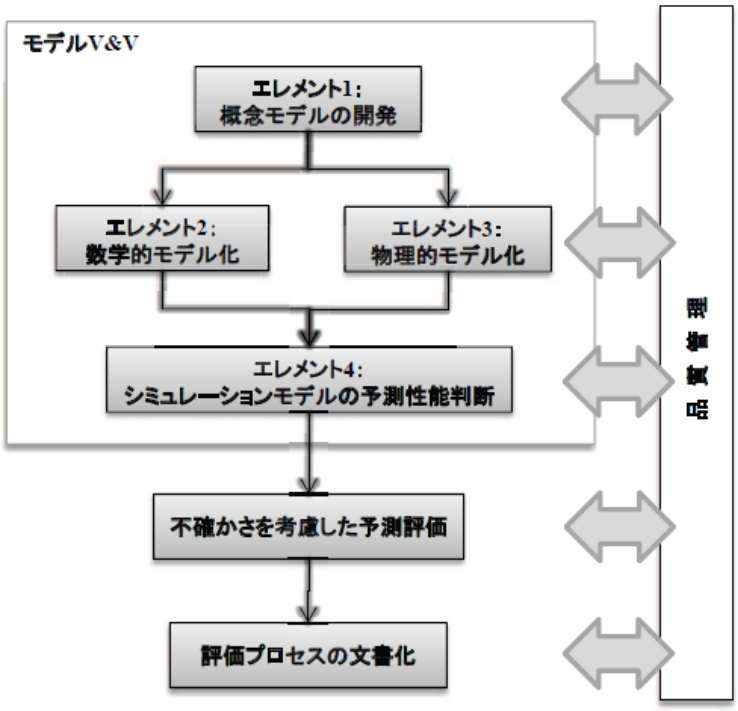


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Fuel Division

[1I_PL] Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

Chair: Kazuo Minato (JAEA)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[1I_PL01] Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development

*Kosuke Tanaka[1] （1. JAEA）

[1I_PL02] Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development

*Hirokazu Ohta[1] （1. CRIEPI）

[1I_PL03] Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development

*Masahide Takano[1] （1. JAEA）

[1I_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（1）MA 含有酸化物燃料の開発の現状と課題

(1) Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development

田中 康介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. MA 含有酸化物燃料の分離変換技術

酸化物燃料を用いた高速炉における分離変換技術としては、低濃度の MA を酸化物燃料に添加して燃焼させる高速炉均質型、比較的高濃度の MA を酸化物燃料に添加した小数の燃料体を非均質に装荷することにより集中的に燃焼させる高速炉非均質型の 2 種類が挙げられる。これらの変換形態を有する高速炉 MA リサイクルシステムの実用化には、燃料を安定的に製造する技術を確立するとともに、燃料の物性（熱的・機械的特性）や照射中のふるまいに及ぼす MA 添加の影響を把握することが求められる。

2. 我が国における MA 含有酸化物燃料の開発状況

高速炉均質型においては、最大 5%までの Am を含有する MOX 燃料の遠隔操作による製造が行われ、照射に必要な所定の仕様（密度、O/M 比等）に調整する技術の確立に成功している。また、この濃度範囲での各種物性に及ぼす Am 添加の影響が評価されている。さらに、高速実験炉「常陽」で MA 含有酸化物燃料の照射試験“Am-1”が行われ、照射初期の組織変化挙動、Pu 及び Am 再分布挙動等に関する知見を得ている。一方、高速炉非均質型は、20%までの Am を添加した MOX 燃料ペレットの製造に成功しているが、所定の仕様を得るためには製造手法の改善、最適化が必要な状況にある。また、酸化物燃料の物性に及ぼす高濃度領域までの MA 含有の影響に関する実験データも限られており、さらなる技術開発が必要である。

3. 海外における MA 含有酸化物燃料の開発状況

燃料製造技術開発としては、フランス CEA において、高濃度の Am を含有する UO_2 燃料（ブランケット燃料）の研究が精力的に行われており、焼結特性に関する基礎的な知見が蓄積されつつある[1)]。

一方、MA 含有酸化物燃料の照射挙動としては、フランスの Phénix 炉において、Am、Np 含有酸化物燃料の照射試験“SUPERFACT”が行われ、照射後試験の結果から、通常の MOX 燃料と類似の照射挙動を示すことが確認されている[2)]。また、米国においても、Am 及び Np 含有酸化物燃料の照射試験“AFC-2C/2D”が高速炉のスペクトルに近づけた条件の ATR 炉において行われ[3)]、現在、照射後試験が実施されている。

4. 今後の展望

これまでの MA 含有酸化物燃料の研究開発は、意図的に回収した MA（ストックパイル）を用いて行われてきた（技術熟成度：TRL4）。今後は、照射済燃料から分離した MA（フィードストック）を用いた工学的規模での実証が必要となる（TRL5）。このステップアップに先立ち、既存施設の能力を最大限に活用し、照射済燃料から分離・回収した少量のフィードストック MA を用いた燃料製造、照射試験、照射後試験からなる“SmART（Small Amount of Reused fuel Test）サイクル”の検討が進められている。

［参考文献］ 1) F. Lebreton et al., J. Nucl. Mater. 438 (2013) 99. , 2) C. T. Walker et al., J. Nucl. Mater. 218 (1995) 129. , 3) K. J. McClellan et al., Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), 2013.

Kosuke Tanaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（2）MA 含有金属燃料の開発の現状と課題

(2) Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development

太田 宏一[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉や加速器駆動未臨界炉を用いて核変換することにより、放射性廃棄物の減容と有害度を低減する技術の開発が世界の研究機関で進められている。金属燃料の電解精製に基づく乾式再処理では、原理的にプルトニウム（Pu）とともにMAが同時に回収される。また、湿式再処理で生じた高レベル廃液から乾式分離によってMAを回収することもできる。これらの乾式技術と整合性の高い金属燃料高速炉は、炉内の中性子エネルギーが高いため、回収したMAが効率的に核変換される。

2. MA 含有金属燃料の特徴

再処理される使用済み燃料の組成やアクチニド回収工程の設計に大きく依存するが､回収されたMAには､化学的性質が類似した希土類元素（RE）の核分裂生成物（FP）が混入し得る。ウラン-プルトニウム-ジルコニウム（U-Pu-Zr）合金からなる金属燃料はREとの混和性が低く、均一な合金を製造するには、REの混入率を5wt%程度以下に抑える必要がある。一方で、REを高除染で除去できれば、数10wt%以上のMAを含む金属燃料も比較的容易に調整できることが確認されている。

3. MA 含有金属燃料の開発状況

3-1. 国際動向

MA含有金属燃料の開発は、我が国をはじめ、米国や欧州を中心に進められている。電中研ではカールスルーエ共同研究センター(JRC-KA)と協力して､U-19Pu-2MA-2RE-10Zr合金(wt%)およびU-19Pu-5MA-5RE-10Zr合金を製造し、高速炉フェニックスで照射を行った[1]。アイダホ国立研究所（INL）は、Uを含まないTRU合金など様々な組成の金属燃料を調整し、アメリシウム（Am）の揮発を抑えた重力鋳造法による燃料製造試験やATRによる照射試験を行っている[2]。さらにINL、JRC-KA、フランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)は、国際共同プログラムFUTURIX-FTAの一環としてフェニックス炉によるPu-12Am-40Zr合金とU-29Pu-6MA-30Zr合金の照射試験を行っている[3]。

3-2. MA 含有金属燃料の照射後試験

燃料製造時には均一に分散していたPuやMAを含む微細なRE析出相が、照射によって移動し、凝集することが予想されるため、通常の金属燃料による照射挙動との相違や燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）への影響を確認する必要がある。特に金属燃料の破損要因となるプレナムガス圧とFCCIによる被覆管減肉を評価するため、各種照射後試験によってFPガスの放出率やMAおよびRE相の挙動が調べられている。

4. 今後の課題

上述のように、日・米・欧を中心とするMA含有金属燃料の開発によって、その挙動が明らかになりつつある。しかしながら、実用化には照射温度の高温化や高燃焼度化を含めた照射実績の蓄積が必要である。

[1] H. Ohta et al., Nucl. Technol., Vol.190 (2015)、[2] S. Hayes et al., GLOBAL2009, 9475、
[3] P. Jaecki, et al., GLOBAL2005, 448.

Hirokazu Ohta[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発
Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)
（3）MA 含有窒化物燃料の開発の現状と課題
(3) Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development

高野 公秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核変換用窒化物燃料の概念

加速器駆動システム（ADS）による核変換専用の燃料として、MA を高濃度に含有した不活性母材型窒化物燃料の研究開発を進めている。MA と Pu の窒化物を ZrN 又は TiN の母材で希釈し、(MA,Pu,Zr)N 単相固溶体ペレットもしくは(MA,Pu)N/TiN 系の粒子分散型ペレットとする概念であり、(MA,Pu)N の含有率は、炉心装荷位置により 20～45mol%程度の範囲である。Pu と MA の窒化物は相互に全率固溶するので燃料の組成自由度が高く、熱伝導率も良好なことから、窒化物は MA を高濃度に添加するための燃料として優れた特性を有していると言える。核変換後は、溶融塩中での電解あるいは化学溶解に基づく乾式再処理によって MA と Pu を回収し、再度窒化物燃料に加工される。

2. 技術開発の現状と課題

2-1. 燃料製造技術

階層型サイクルにおいて、MA と Pu を窒化物に転換する方法は 2 種類並立する。1 つ目は、商用サイクルの高レベル放射性廃液から群分離によって回収された MA 硝酸溶液を、ゾルゲル法経由で MA 酸化物と炭素の混合粒子とし、これを窒素気流中で炭素熱還元により窒化物とする方法である。炭素熱還元による MA 酸化物からの窒化物調製は、これまで JAEA で数十～数百 mg の小規模な実験により実証されており、ZrN との固溶体焼結試料作製までは実施済みである。今後はゾルゲル・プロセスの最適化や、高発熱、遠隔操作、^{15}N 同位体濃縮窒素ガスの経済的利用に対応した製造機器・設備等に関して、工学的観点からの技術開発が課題である。一方、2 つ目の窒化方法は、乾式再処理で回収した Cd-MA-Pu 合金を窒素気流中加熱により Cd を蒸留しつつ、Pu と MA の窒化物を得る方法である。これまでに、ごく小規模の試験で Cd-Pu 系、Cd-Am 系の試験を行い、窒化物粉末が得られることを実証した他、希土類で MA を模擬した数十 g 規模の試験により、工学規模の蒸留窒化装置開発に向けた基礎データ取得を実施中である。

2-2. 燃料の物性データ・ふるまい解析

燃料の性能や核変換時のふるまいを理解するために、熱物性や機械特性データを取得してデータベース化することが重要である。MA 窒化物及び(MA,Pu,Zr)N に関して、比熱、熱伝導率、結晶格子熱膨張率に代表される基礎的な熱物性データは概ね取得済みで、組成・温度依存性に関する物理的解釈を進めるとともに、窒化物燃料物性データベースの WEB 版公開に向けて準備中である。一方、照射時の燃料ふるまいに関しては、軽水炉用の FEMAXI-7 をベースにした解析コードの開発・改良を行っている。窒化物燃料解析用のモジュールを開発し、既知の(U,Pu)N 及び MA 含有窒化物の諸物性データを反映しつつ、ギャップコンダクタンスや He 生成・放出等の現象記述モデル組込みを進めている。実用性の高い解析コードにするためには、照射試験による実データの反映が不可欠であるが、MOX 燃料や金属燃料と比較して窒化物燃料の照射実績は不足しているのが現状である。そのため、核変換用窒化物燃料の照射試験を目指して、短尺ピン規模の製造と検査が可能な遠隔操作機器の検討と整備が今後重点的に取り組むべき課題である。

Masahide Takano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[1I_PL04] Discussion

放射性廃棄物の減容化と有害度低減を目指して、使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉システムや加速器駆動システムを用いて核変換するための技術開発が世界の研究機関で進められている。MAの分離と核変換にはいくつかの方法があり、それらに適合した種々の燃料形態がある。我が国では、MAを含有した酸化物燃料、金属燃料、および窒化物燃料の研究開発が進められている。本セッションでは、MA分離変換のための各々の燃料形態の開発状況、今後の課題、海外動向等について、各々の専門家が講演し、来場者と議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1L_PL02] Nuclear utilization in Japan

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

Mon. Mar 27, 2017 11:10 AM - 12:10 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0201] Nuclear utilization in Japan

*Yoshiaki Oka[1] （1. Chairman of JAEC）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

招待講演

今後の原子力利用

Nuclear utilization in Japan

岡　芳明[1]

[1]内閣府原子力委員会委員長、東京大学名誉教授

1. 原子力委員会：指令塔ではなく羅針盤

中立性を確保しつつ、原子力に関する諸課題の管理運営の視点で活動する。利用の推進についての網羅的な計画などは廃止。役割分担した連携を生み出したい。

２．日本の原子力をめぐる環境変化：変化に対応したものが生き残る

電力競争環境の現出・設備投資環境の変化（総括原価方式の廃止）、原子力国産化時代の終焉、東電福島原発事故に伴う国民の不信、地球環境問題に対する貢献の必要性

３．今後の原子力エネルギー利用：軽水炉利用が重要

再稼働の後は、運転期間延長、稼働率向上（発電量増大）【米国はＴＭＩ事故後、自主的安全性向上と規制の改善で発電量50%増加、重大事象頻度30分の1に低下を達成】。

４．取り締まり型から予防型の安全確保への移行、過酷事故の防止と影響低減に焦点を当てた安全理解

米国がＴＭＩ事故後行ってきた自主的安全性向上と規制の改善の背後にある考え方、当該対象のリスクを下げるのではなく、多数の選択肢の中からリスクをマネージ（ISO31000）、原子力関係者全員の目標。

５．国民性と安全文化：国民性は個人の価値観や社会構造に組み込まれている。長所は欠点、注意が必要

「国民の集団主義が強い場合は、意思決定に際して、個人の責任を明らかにする。現状維持意識が強い場合は、変革を強化する文化を組織に確立することが必要である。」（OECD/NEA　No.7247）

６．根拠に基づく情報の作成提供：ポピュリズムを避ける第一歩、コミュニケーションの前提

根拠の情報の解説やレビューを作成し、検索性を工夫してインターネット向けに提供する。

７．人材育成：べき論からプロダクト重視の活動へ、仕事を通じた人材育成や研究活動への組み込みも

優秀な人材の獲得、基礎を体得した人材の育成、継続教育、研究プラットフォームへの組込み。

８．廃止措置：放射性廃棄物全体計画と一体的に。研究開発施設の廃止措置も

９．核燃料サイクルと高速炉：核燃料サイクルは一歩、一歩。使用済み燃料長期大量中間貯蔵は必須

プルトニウム利用政策は維持【政府の方針】。サイクル事業は民間事業。六ヶ所再処理工場と JMOX 稼働が重要、高速炉はこれまでの反省を踏まえる。研究開発の「死の谷」を超える方策を最初から。

１０．研究開発機関の役割：プロジェクトより知識の体系化と利用サービス・技術サービスでは？

産業界や大学とは異なる役割・相補的な役割：電力は電力供給サービス、メーカは製品製造と保守サービス、大学は教育・研究。

１１．産業界・研究開発機関・大学の役割を踏まえた連携：欧州委員会の NUGENIA などを参考に

１２．パリ協定と原子力利用：海外の経験や経済面への影響を周知し地球環境問題と国民生活の両立を

原子力発電は現在利用可能な技術で大幅削減と国民経済の両立に貢献できる。

Yoshiaki Oka[1]

[1] Chairman, Japan Atomic Energy Commission, Emeritus professor of the University of Tokyo

注：講演内容は必ずしも政府や原子力委員会の見解を示すものではありません。

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1L_PL03] Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

Chair: Yasuo Komano (MHI NS ENG)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

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

[1L_PL0302] Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*Ken Nakajima[1] （1. Kyoto Univ.）

[1L_PL0303] Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*Nobuaki Sato[1] （1. Tohoku Univ.）

[1L_PL0304] Education Environment and Future Issue on Undergraduate and Graduate Schools

*Masayoshi Uno[1] （1. Univ. of Fukui）

[1L_PL0305] Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Panelists: Ken Nakajima[2], Nobuaki Sato[3], Masayoshi Uno[4], Hiroaki Muta[5], Toshiaki Hiyama[6] （1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Univ. of Fukui, 5. Osaka Univ., 6. Kyushu Univ.）

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

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

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える

Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

研究炉に関わる研究環境と課題

Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*中島　健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

研究用原子炉は、その名前のとおり「研究」のための原子炉であり、主に核分裂反応で発生する中性子を利用した研究に用いられる大型の実験装置である。この他に、核特性を測定することを目的とした低出力の原子炉である臨界実験装置もあり、本報告ではこれらをまとめて「研究炉」と呼ぶ。研究炉を用いて行われる研究分野は多岐にわたっており、例えば、京都大学研究用原子炉 KUR の利用分野を見ると、物理・化学・生物といった基礎的な研究分野から、工学・農学・医学、さらには考古学などの応用分野までの幅広い研究分野が対象となっている。

2. 日本の研究炉の状況

我が国には、研究の目的や用途に応じて型式の異なる研究炉が 14 基あり、福島第一原子力発電所の事故前には、これらが研究や人材育成に利用されていた（一部、改造工事で停止中も含む）[1)]。しかし、事故後は原子力安全規制の見直しに伴い、すべての研究炉が停止し、2017 年 2 月現在で 8 基（うち、5 基は日本原子力研究開発機構が所有、3 基は大学が所有）の炉が再開のための規制対応中である。このうち、大学炉の 3 基は昨年に設置変更許可を取得しており、間もなく運転再開となる見通しであるが、長期間にわたる研究炉の運転停止は、幅広い分野の研究開発や原子力人材育成に多大な影響を与えている。また、再開後の運転継続にあたっては、高経年化対策や使用済燃料取り扱い等のハード上の課題に加え、安全管理の人員確保といったソフト上の課題に対応していくことが必要となる。

日本原子力学会では、このような研究炉の状況を踏まえ、研究炉の役割について調査・検討を行う「研究炉等の役割検討・提言分科会」を「原子力アゴラ」特別専門委員会内に設置し、これまでに教育・人材育成の観点からの研究炉の実績調査を行い、その結果を踏まえた提言を中間報告書[2)]として取りまとめた。また、文部科学省・原子力科学技術委員会では、「原子力人材育成作業部会[3)]」において、研究炉停止の人材育成への影響を調査するとともに、新たに「原子力研究開発基盤作業部会[4)]」を立ち上げ、研究炉を含む今後の原子力研究施設の必要性やあり方についての検討を開始した。

本報告では、研究炉に関する現状及び上述の本会や文部科学省等の研究炉に関連する活動をレビューし、研究炉の今後について検討することとしたい。

参考資料 1) http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sakutei20/siryo2-3.pdf

2) http://www.aesj.net/document/com-s_agora20160331.pdf

3) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/079/index.htm

4) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/index.htm

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
核燃・RI 施設に関わる研究環境と課題
Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*佐藤 修彰[1]
[1]東北大学

1. 概要

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原子力発電所の廃炉への対応等において、若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育環境と課題に焦点をあて、今後の在り方、対応について意見交換を行う。

ここでは、特に②の核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題に関して報告する。福島第一原子力発電所事故以降、大学等においては研究炉の停止や廃止があり、また、核燃料および RI を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。現在の核燃施設については、原子炉等規制法による施設管理や、保障措置に対応した核燃料物質の計量管理があり、また、RI を使用する施設では、放射線障害防止法による安全管理が行われている。一方で、法人化以降は労働安全衛生法に基づく安全管理への対応も求められてきた。既存の施設では、老朽化している施設の維持管理や、福島原子力発電所事故以降に発足した新規制への対応に苦慮している。一方で IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、放射線安全管理の品質保証などより高度な対応を迫られ、一事業所の対応ではなく、大学あるいは全国規模での対応が必要である。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。現在、学会内では、特別研究委員会「原子力アゴラ」内に「核燃等研究施設提言検討分科会」を設置し、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境について担当教員より現状について調査し、まとめている。一方、大学の核燃および RI 施設の実際の管理状況、すなわち、施設の使用状況や経年劣化対策、核燃料物質計量管理など、施設の維持管理に必要不可欠なハード面での業務と、教育訓練、被曝管理、規制庁への変更申請や、在庫および変動報告、立入検査への対応などソフト面での業務に関して、教員あるいは職員がどのように対応しているかを、実例を挙げて紹介する。これらを踏まえて、個々の大学での施設維持管理の在り方、国内規模での施設の維持管理の在り方、さらには共同研究体制の在り方を検討し、原子力分野における教育・研究環境と展望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。

*Nobuaki Sato[1]
[1]Tohoku Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

学部・大学院に関わる教育環境と課題
Education Environment and future issue on Undergraduate and Graduate Schools

*宇埜 正美[1]
[1]福井大学

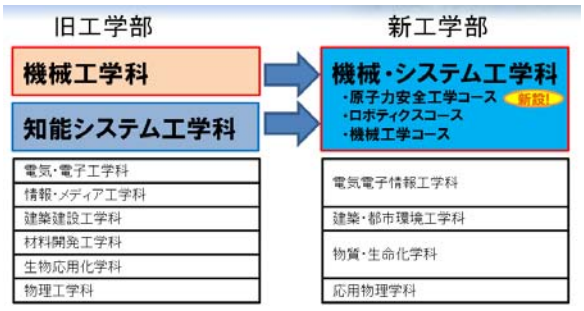
1. 概要

それまでは旧七帝大や東工大、いくつかの私立大学で行われていた原子力関連の単独の学科または専攻による原子力教育は、平成に入って始まった国立大学の大学院重点化の時期に、学生のニーズに対応する組織再編により、次々と失われていった。

そのような中、福井大学は、平成 16 年度に立地地域における大学として、「安全と共生」をキーワードに原子力関連の独立専攻（原子力・エネルギー安全工学専攻）を設置し、平成 21 年度には、「高速炉を含む核燃料サイクルの確率を目指して」附属国際原子力工学研究所を開所している。（開所当時は、福井市内の文京キャンパス）この頃は、福井工大（平成 17 年度）でも新たな原子力関連の専攻が設置されている。

まだリーマンショックの余波で大卒、修士卒の就職状況が決して良くなかった平成 20 年頃にかけては、原子力関連の求人状況は比較的良かったため、原子力を学ぶ学生は容易に確保できたようである。この頃は、東大の専門職大学院は別として、一度失われた「原子力工学科」や「原子力工学専攻」が復活することはなかったが、筑波大、大阪府大、八戸工大など「原子力教員協議会」のメンバーが大幅に増えた時期でもある。

しかし、平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故を受けて、原子力をとりまく状況は一変する。その影響は各大学で様々であり、その詳細を把握していないが、福井大学では事故の翌年、附属国際原子力工学研究所を敦賀キャンパスに移転させ、同時に防災部門を設置するなどの改組を行った。さらに事故から 5 年後の平成 28 年度からは原子力の学部教育を開始した。具体的には、下図に示す様に、福井大学の工学部をそれまでの 8 つの小学科から 5 つの大学科に改組すると同時に、機械システム工学科に原子力安全工学コースを設置した。福島事故以降、福井大学の他には、長岡技術科学大学、大阪府大、福井工大でも新たな原子力関連の学科・専攻の設置や改組が行われた。当日は、本コースを中心とした福井大学における原子力の学部、大学院教育について解説するとともに、現時点での課題も紹介する。



*Masayoshi Uno[1]
[1]Univ. of Fukui,

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
パネルディスカッション（今後取り込むべき課題は何か）
Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*上坂 充[1], *中島 健[2], *佐藤 修彰[3], *宇埜 正美[4], *牟田 浩明[5], *檜山 敏明[6]

[1]東京大学，[2]京都大学，[3]東北大学，[4]福井大学，[5]大阪大学，[6]九州大学

1. 概要

福島第一原子力発電所事故以降、この３月で６年が経過する。この間、原子力をめぐる状況が大きく変わりつつある。事故直後の対応から廃炉措置を目指した長期的な対応とともに、新規制の下での原子炉の再稼働がある。このような状況に即していくためには、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。

しかしながら、大学等における研究炉の停止や廃止があり、また、RI および核燃料を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。一方で、IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、既存の研究施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮している。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応等を考えると若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について関連機関より報告をもとに、今後の在り方、対応について意見交換を行う。具体的には

① 研究炉に関わる研究環境と課題と題して、京大原子炉をはじめ、研究炉の現状と展開について、アゴラの提言検討委員会より、これまでの経緯と展望・課題について京大　中島先生からの報告、

② 次に、大学研究施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題について東北大佐藤先生からの報告、

③ 学部・大学院に関わる教育環境と課題と題して、国内大学の原子力系学科における学部・大学院の構成や教育体制の現状および課題について福井大　宇埜先生からの報告がある。

これらの報告を受けて、同じく核燃および RI 施設を管理している阪大　牟田先生と九大　檜山先生にパネリストに入っていただき、パネル討論を行う。上坂会長が司会を務め、阪大および九大の現状について簡単に現状を報告していただく。続いて、施設の現状、管理体制への対応、規制への対応などの課題を整理しながら、意見交換を行う。これらを踏まえて、原子力分野における教育・研究環境と展望について、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。

*Mitsuru Uesaka[1], *Ken Nakajima[2], *Nobuaki Sato[3], *Masayoshi Uno[4], *Hiroaki Muta[5] and *Toshiaki Hiyama[6]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Kyoto Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui, [5]Osaka Univ., [6]Kyushu Univ.,

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL0306] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[1M_PL] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[1M_PL01] Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Akio Yamamoto[1] （1. Nagoya Univ. ）

[1M_PL02] Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Yasuhisa Ikeda[1] （1. Tokyo Tech）

[1M_PL03] Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

*Fumitoshi Manabe[1] （1. MHI）

[1M_PL04] Open Discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles : SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

---

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

(Mon. Mar 27, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[1M_PL04] Open Discussion

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

再処理施設の安全確保の考え方は、原子力発電プラントを参考にしつつグレーデッドアプローチの考え方を取り入れたものであるべきであるが、わが国には未だ明確化されたものがない。原子力安全検討会では、多種・多様な設備が存在するという再処理施設の特徴を勘案しつつ、原子力発電所と同様な考えに基づき，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全確保の基本的考え方を整理し，さらに再処理施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法について、報告書を取りまとめた。本セッションではこれらの課題及び提言について意見交換する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2B_PL] Activities in internatiional organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

Chair: Takeshi Iimoto (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room B (16-102 Building No.16)

[2B_PL01] The acitivities of UNSCEAR

*Hiroshi Yasuda[1] （1. Hiroshima Univ.）

[2B_PL02] The acitivities of IAEA

*Hidenori Yonehara[1], Toshiyasu Terada[1] （1. NRA）

[2B_PL03] The acitivities of ICRP

*Michiaki Kai[1] （1. Oita Univ. of Nursing &Health Sciences）

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題

Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

（1）国連科学委員会（UNSCEAR）の活動

(1) The activities of UNSCEAR

*保田 浩志[1,2]

[1]広島大学, [2]国連科学委員会事務局

国連科学委員会（UNSCEAR）の歴史・役割と、UNSCEAR が 2013 年国連総会報告書附属書として刊行した福島第一原発事故影響評価に関する報告書の内容等について概説する。

キーワード：国連科学委員会, UNSCEAR, 福島原発事故, 影響, 線量, アセスメント

1. UNSCEAR とは

原子放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation、通称「UNSCEAR（アンスケア）」）は、1955 年の国連総会で設置された国連の委員会で、27 の加盟国（2017 年 1 月現在）が任命した科学分野の専門家で構成される。その事務局はオーストリア国ウィーン市にある。

同委員会の役割は、電離放射線による被ばくの線量と影響について科学的評価を行い、その結果を国連総会に報告することである。そのために、UNSCEAR では、事務局を通して国連加盟国、国際組織および非政府組織等から関連するデータや学術論文等を収集しつつ、重要な課題の検討やそれについての科学的評価を実施し、年次会合での審議・承認を経て、信頼に足る情報を報告書にとりまとめている。

2. 東電福島第一原発事故に関する報告書

2-1. 報告書作成の経緯

2011 年 3 月に東京電力福島第一原子力発電所において過酷事故（以下「福島原発事故」)が発生したのを受け、UNSCEAR は、その二か月後（2011 年 5 月）に開いた年次会合において、当該事故の人体や環境への影響を科学的に解析・評価して 2013 年の報告書にまとめる計画を定めた。そして、2 年半以上にわたる集中的な取り組みを経て、2014 年 4 月に「2011 年東日本大震災後の原子力事故による放射線被ばくのレベルと影響」と題する報告書（以下「UNSCEAR 福島報告書」）[1]を刊行した。

同報告書の作成には、18 の国連加盟国からの 80 名以上の専門家に加え、国連専門機関（IAEA、WMO、FAO、WHO および CTBTO）の専門家が無償で協力した。専門家は主要なカテゴリー（情報収集・品質評価、環境放出・拡散・沈着、公衆・環境の被ばく、作業者の被ばくおよび健康影響）に基づいて５つのグループに分かれて検討・執筆作業を行った。筆者は、2011 年 12 月から約 3 年間 UNSCEAR 事務局においてプロジェクトマネージャーとして勤務し、福島報告書の作成に関わる諸々の調整作業に携わった。

*Hiroshi Yasuda[1,2]

[1]Hiroshima Univ., [2]UNSCEAR Secretariat.

2-2. UNSCEAR 福島報告書の概要

UNSCEAR 福島報告書では、福島県民、日本の他の都道府県の住民、原発サイトやその周辺で緊急作業に従事した作業者およびその他の人々についての線量が解析評価され、それに基づいて将来予想される健康影響に関する推察が述べられている。また、陸域および水域の生態系への放射線被ばくの影響についても論じられている。その主要な見解を以下にまとめる。

・ 事故による被ばくを受けた人々について、発がん率は現在の水準を保持する
・ 推定された線量が最も高い小児の甲状腺がんリスクは理論上増加する可能性がある
・ 先天性異常／遺伝的影響は観られない
・ 作業者の発がん率に識別可能な上昇は観られない
・ 野生生物には一過性の影響が観られる

2-3. フォローアップ

UNSCEAR では、2013 年報告書を刊行した後も、福島やその周辺における状況について、新たに公表された研究成果を集約・評価して、年刊の白書（正式な国連総会報告書ではない刊行物）にまとめる作業を継続している。2017 年 1 月現在、2015 年白書[2]および 2016 年白書[3]がウェブ公開されている。

また、UNSCEAR 福島報告書および後続の白書の内容を日本の市民、特に福島県在住の人たちに深く理解してもらうことを狙いとして、UNSCEAR の専門家が継続して日本を訪れ、対話型の説明会を開催してきた。これまでに、UNSCEAR の主催により、福島市、郡山市（2014 年度）、いわき市、南相馬市（2015 年度）、会津若松市（2016 年度）および東京数か所で説明会が実施された。

これらのフォローアップ活動は今後も続けられる予定で、筆者もその円滑な実施のために引き続き力を尽くしたいと考えている。

参考文献

[1] UNSCEAR: Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami. UNSCEAR 2013 Report to the General Assembly, with scientific annexes, Volume I: Report to the General Assembly, Scientific Annex A, 2014; United Nations, New York.

[2] UNSCEAR: Fukushima 2015 White Paper: Developments since the 2013 UNSCEAR Report on the levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident following the great east-Japan earthquake and tsunami, 2015; United Nations, New York.

[3] UNSCEAR: Fukushima 2016 White Paper: Developments since the 2013 UNSCEAR Report on the levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident following the great east-Japan earthquake and tsunami, 2016; United Nations, New York.

2017 年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション
東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題
Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

(2) 国際原子力機関（IAEA）の活動

(2) The Activities of IAEA

*米原　英典[1]，寺谷　俊康[1]
[1]原子力規制庁　放射線対策・保障措置課

東京電力福島原子力発電所事故島事故の対応として、IAEA が策定した行動計画、事故報告書の作成、及び福島県との協力プロジェクトなどの活動と放射線安全基準の見直しの状況について紹介する。

キーワード：国際原子力機関，IAEA，東京電力福島原子力発電所事故，原子力安全行動計画，RASSC，BSS

1. はじめに

事故に関連して IAEA が実施した放射線防護と環境モニタリングに関連する活動のうち、原子力安全行動計画（NSAP)、福島第一原発事故報告書の作成、および放射線モニタリングと環境修復の分野についての福島県との協力プロジェクトの状況について紹介する。また、RASSC（放射線安全基準委員会）における事故に関連した安全基準文書の改訂の状況と新たな安全文書の策定の計画などについて紹介する。

2. IAEA の東京電力福島原子力発電所事故に関連した活動

2-1. 原子力安全行動計画（NSAP）

2011 年 6 月に開催された閣僚会合において、事故で学んだことと教訓を活かして、原子力安全、緊急時への準備と対応および放射線防護を強化するために、IAEA は原子力安全行動計画（NSAP）を策定するように要請された。これを受けて、IAEA は 12 件のプロジェクトを含む行動計画を策定し 2015 年末までに実行した。この行動計画の一部として「福島第一原子力発電所事故報告書」が作成された。

2-2. 「福島第一原子力発電所事故報告書」の作成

報告書は、規制当局、原子力関係者など専門家とともに広く一般の人々を対象とするもので、約 180 名の専門家が協力して２年間以上の歳月をかけて作成し、2015 年に発行された。詳細版は 5 巻の分冊で構成されており、第 4 巻は放射線の影響についてまとめられ、放射線防護に対してとられた措置についてその課題と勧告が提示されている。

2-3. 放射線モニタリングと環境修復の分野における福島県との協力

平成 24 年 12 月に福島県と IAEA との間で協力に関する覚書が締結された。放射線モニタリング、除染、人の健康を優先分野と定めたうえで、IAEA と福島県がそれぞれ提案したプロジェクトが進行しており、前半の３年間（2013 年～2015 年）の結果が中間報告書としてとりまとめられている。

2-4. RASSC での安全文書の検討状況

多くの原子力施設関連の安全基準文書が見直される中、RASSC（放射線安全基準委員会）が主導し審議している国際基本安全基準（BSS）については、事故を踏まえた新たな内容の追加の必要は無いと判断した上で 2014 年に発行されている。今後、見直しがなされる見込みであるとともに、「過去の原子力または放射線の事象に影響を受けた地域での生活」等の新たな課題に関する文書の検討が始まっている。

３．まとめ

IAEA では原子力発電所事故の放射線防護上の教訓を踏まえ安全基準文書に反映する作業が続いている。

*Hidenori Yonehara[1] and Toshiyasu Teratani[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority

2017 年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

東京電力福島原子力発電所事故に関連した国際機関の活動と今後の課題

Activities in international organizations concerning the Fukushima Daiichi accident and future issues

（3）国際放射線防護委員会(ICRP)の活動 -福島事故の教訓に基づく Publication 109, 111 の改訂-

(3) The activities of ICRP

-Updates of Pub.109 and 111 based on the Fukushima accident-

*甲斐 倫明[1]

[1]大分県立看護科学大学

ICRP は、福島第一原子力発電所事故後、福島ダイアログなどの地域住民との対話を続けてきた。福島事故の経験をもとに、緊急時および事故後復興期の放射線防護のあり方を再検討した ICRP Pub.109 および 111 の改訂作業の概要について紹介する。

キーワード：緊急時被ばく状況，現存被ばく状況，放射線防護文化, 防護の最適化、参考レベル

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故の経験は、従来の緊急時の放射線防護および事故後の放射線防護のあり方に大きな影響を与えた。ICRP の被ばく状況アプローチは放射線防護の基本的な枠組みであるが、我が国では 2007 年勧告の法令取り入れが進んでいないこともあって、福島事故時には法的な整備がないことが一層の混乱を招いた。ICRP Pub.109 および 111 の改訂は今後の緊急時対応及び事故後対応を想定した放射線防護の検討を加速するものとなろう。

2. 緊急時被ばく状況

Publication 109「緊急時被ばく状況における人々の防護のための委員会勧告の適用」は個々の防護策を単独で検討するのでなく、すべての被ばく経路に関連する防護策を全体として最適化することを勧告した。福島事故の経験は放射線科学に関する問題よりも広い社会的な側面を考慮して防護策を選択することが強調されている。参考レベルは個々の防護策ではなく全体の戦略を考えるためのレベルとして最適化を補助するものである。小児甲状腺モニタリング、緊急時作業者、食品管理など新たな課題が検討されている。

3. 現存被ばく状況としての復興期

現存被ばく状況の移行は地域復興に向けたフェーズであり、正当化と最適化を基礎とする放射線防護の枠組みが同様に適用される。この状況において放射線科学の問題以上に、多面的課題を考慮した複雑な復興プログラムを実施していかなければならない。復興は長期に及ぶために、政府レベルと自治体レベルに加えて、それらの支援のもとで住民自らが参加する防護に参加することが求められる。防護策の計画においてはステークホルダーの関与が重要な枠割をもつようになる。

参考文献

[1] M.Kai, Update of ICRP Publications 109 and 111. Health Phys. 110, 213-216,2016.

[2] M.Kai, Experience and current issues with recovery management from the Fukushima accident. Annals of the ICRP,44, 153-161,2015.

* Michiaki Kai[1]

[1]Oita University of Nursing and Health Sciences

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

[2C_PL] Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

最終報告書をとりまとめて

Chair: Kohta Juraku (Tokyo Denki Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (16-203 Building No.16)

[2C_PL01] Purpose explanation

*Hiroyuki Torii[1] （1. New Technology 21）

[2C_PL02] Positioning of direct disposal in the nuclear fuel cycle of Japan

*Muneo Morokuzu[1] （1. PONPO）

[2C_PL03] Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the people

*Ryuichi Yamamoto[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

総合講演・報告 1

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告
—最終報告書をとりまとめて—

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

（1）趣旨説明

Purpose explanation

鳥井　弘之[1]

[1]テクノ未来塾

1．本研究専門委員会を巡る社会的状況

○　原子力委員会が 2012 年に直接処分を核燃料サイクルの選択肢と位置づけ

○　政府は 2015 年 5 月に特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針を改訂

2．研究委員会の検討経緯

○　全 5 回の準備会合；2012 年 11 月～2013 年 3 月

○　都合 45 回の研究委員会開催；2013 年　5 月～2017 年 3 月

○　日本原子力学会年会に於ける企画セッション
（2014 年春・秋、2015 年春・秋、2016 年春、2017 年　春）

○　外部との意見交換；2016 年 11 月のサイエンスアゴラでトークセッション開催

○　若手の参加；オブザーバーではあるが学生や若手研究者の参加もあった

○　有識者からのヒアリング；地層処分の専門家　原子力政策の専門家、核不拡散の専門家、倫理問題の専門家、日本語の専門家、原子力広報経験者、市民との対話の経験者など 8 名の方からのヒアリングも実施した。

3．研究委員会の繰り返し議論された論点について

○　全量再処理政策と直接処分検討の関係について

・　核燃料サイクルにおける直接処分の位置づけについて

・　ガラス固化体と直接処分の技術的・社会的相違点について

○　処分問題に共通する論点課題として以下の論点にも議論が集中した

・　広報活動と、求められるコミュニケーションの違いについて

・　コミュニケーションや意志決定に於ける政治が果たすべき役割について

・　世代間の公平、将来世代に対する現世代の責任とは、現世代とは、など。

○　原子力全般に関わる事項について

・　社会が原子力施設を受け入れやすくなる環境の整備について

・　原子力に於けるコスト試算のあり方について

4．本企画セッションの趣旨

○　研究委員会の最終時期を迎え、最終報告書のとりまとめに取り組んでおり、繰り返し議論した論点について学会員の皆さんに紹介し議論を深めたい

○　サイエンスアゴラに於ける議論を紹介し、一般の方々が処分問題をどう受け取っているかを紹介したい

○　可能ならこの場の討論を次につなげたい。

---

[1]Hiroyuki Torii

[1]New Technology 21

2017年春の年会

総合講演・報告 1

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告
―最終報告書をとりまとめて―

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

（２）我が国における核燃料サイクルと直接処分の在り方 －柔軟性と言う考え方－

Issues on Direct Disposal of High Level Radioactive Waste in Japan;
Think about Flexibility of Policy

諸葛宗男[1]
[1]パブリックアウトリーチ

1. はじめに

我が国は原子力発電所で使用した核燃料は再処理して、プルトニウムとウランを取り出し、再使用することとしている。しかし、核燃料をリサイクルするとプルトニウムの高次化が進み、そのうちに原子炉で燃やせなくなる。要するにそのような使用済燃料は全量再処理との方針の為だけに再処理しても、取り出したプルトニウムを使えない。だから、全量再処理という考え方に拘らず、一部の使用済燃料は直接処分するとか、もっと柔軟に考えたらどうか、という考え方が原子力委員会で出てきた。再処理／直接処分併用方式（以下「併用方式」と略す。）の検討という考え方である。そして国は 2014 年度から、各研究機関で併用方式採用に向けた技術検討を行うよう要請し、現在は各機関とも既に技術検討に着手している。

本委員会は、このような環境の中、日本原子力学会としても併用方式を採用する場合の社会的な影響の検討が必要であろう、との認識で日本原子力学会の中に平成 25 年度に設置されて検討を進めてきた。

上述した通り、本委員会は基本的には併用方式を採用した場合、社会環境へどのような影響があるのかを検討するために設置されたが、委員の中には当然、処分場そのもののことも議論すべきという意見もあり、両者が若干混在する結果となった。委員会としては初期の目的を認識しており、議論の中では共存方式を採用する場合についての社会的影響評価が主体になっていることはもちろんである。

2. 併用方式の技術的方法

放射性廃棄物には低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物がある。両者とも地中に処分するが、種類によって処分方法が異なる。放射性廃棄物は、放射能レベルによって 4 区分されているが、現在埋設処分が進められているのは、「放射能レベルの比較的低い廃棄物」に分類されているものである。制御棒などの「放射能レベルの比較的高い廃棄物」は現在、原子力発電所内に保管されている。これについては、原子力規制委員会によって、地下 50 メートルより深い地中にコンクリートピットと同等以上の施設を設置して埋設処分することによって安全性を確保するとの基本的な考え方が示されている。

放射能レベルの高い、高レベル放射性廃棄物は日本のように再処理する国では、安定化させるた

Muneo Morokuzu[1]
[1]PONPO

めガラスで固めて処分することとしている。したがって、高レベル放射性廃棄物はガラス固化体とも呼ばれている。ガラス固化体はオーバーパックと呼ばれる金属製容器に入れて、地下 300 メートル以深の地下に埋設し、地下水を防ぐために周囲をベントナイトと呼ぶ粘土で埋めることとしている。

一方、直接処分する国では使用済燃料の燃料集合体をキャニスターと呼ばれる金属製容器に入れて、地下 300 メートル以深の地下に埋設し、地下水を防ぐために周囲をベントナイトと呼ぶ、粘土で埋めることとしている。ガラス固化体を入れたオーバーパックを埋めるか、使用済燃料集合体を入れたキャニスターを埋めるかの違いだけで、隙間などの坑道をベントナイト等で埋め戻すのは両者とも共通である。

高レベル放射性廃棄物はゴミ処理の焼却場などと同じで、どの国でも NIMBY(Not In My Back Yard)（我が家の裏には御免）施設として立地場所選定に苦労している。立地場所が選定されているのはフィンランドのオルキルオト処分場とスウェーデンのフォルスマルク処分場の 2 ヵ所だけである。偶然だが、両方とも直接処分の処分場である。国際的には我が国の他、フランスやロシアなどが再処理方針を採っていて、米国や北欧各国は直接処分方針を採っている。米国やドイツは一時、処分場の立地場所が決定したが、その後覆るなど複雑な状況にある。なお、各国の進捗状況は専門機関から適宜報告されている[1]。

3. 併用方式の比較

併用方式の経済性であるが、使用済燃料を直接処分する場合は、処分場の建設費は安くなるが、再処理工場を廃止措置する費用、即ち政策変更コストを考慮すると割高になる。しかし、一部の使用済燃料だけ直接処分する場合は再処理工場の廃止措置費用が発生しない。そのため再処理するか直接処分するかの比較と同じになり、当然割安になる。したがって、併用方式の場合の経済性は割高とは言えない。原子力委員会の経済比較資料[2]によれば、中間貯蔵分を直接処分する場合、kWh 当たりの核燃料サイクル費は 1.43 円が 1.34 円に低減すると試算されている。

４．併用方式の場合の直接処分の高レベル放射性廃棄物の処分場

併用方式の場合の処分場をどうするかであるが、ガラス固化体処分と直接処分は 2. で述べた通りガラス固化体のオーバーパックと直接処分のキャニスターの大きさが異なるため、坑道の寸法等は異なるが、坑道をベントナイト等で埋めるという似たような方法が採られるので、一つの処分場の中で、エリア分けをして、ガラス固化体処分エリアと直接処分エリアを併用することは可能である。そうすれば処分場の地上設備などは共用可能になる。

５．直接処分費の試算

直接処分費用の試算について述べる。既に建設が進んでいるフィンランドやスウェーデンの技術資料では一つのキャスクに PWR 燃料の場合は 4 体、BWR や VVER 燃料は 12 体入れられることになっている。一方、我が国の評価では PWR 燃料は 2 体、BWR 燃料は 5 体としている。この結果、政府の試算[3]によると、直接処分はガラス固化体処分に比べて、処分場の体積は約 5 倍、潜在的有害度は約 8 倍となる。そして中間貯蔵分を直接処分した場合の直接処分費は、約 0.04 円/kWh になるとされている。

---

1 「諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について」, 経済産業省資源エネルギー庁電力・ガス事業部 放射性廃棄物対策課,2016.2

2「核燃料サイクル政策の選択肢に関する検討結果について」, 第 22 回原子力委員会資料 1-2,2012.6.21.

3 「核燃料サイクル・最終処分に関する現状と課題」, 経済産業省資源エネルギー庁, 総合資源エネルギー調査会原子力小委員会第 6 回会合資料 3,2016.9

2017年春の年会

総合講演・報告 1

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会報告
―最終報告書をとりまとめて―

Final report from the Research Committee on the social acceptance of spent nuclear fuel disposal

（３）市民から見た高レベル放射性廃棄物の処分の論点 ーサイエンスアゴラの経験も含めてー

Issues on Disposal of High Level Radioactive Waste from the People;
Including Experience of the Science Agora

山本隆一[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分については、いわゆる地層処分に関わる専門家集団の中では既に 40 有余年にわたる議論を経験していることも有って、将来世代に対する倫理的側面も含めて国際的にもほぼ合意が形成されていると言ってよいだろう*1。しかしながら、例え原子力に関わっている技術者/研究者（≒原子力学会員；専攻はどうあれ、市民から見れば専門家集団の一員）であっても、処分に関わる議論に加わってこなかった者（報告者も含む）にとっては、この地層処分に関わる議論の理解は容易ではないのが本音のところであろう。ましてや、日常生活で原子力を身近に感じない一般市民にとって、「10 万年を超えて担保すべき安全」に関する議論は世代を超えた倫理的側面も含めて、全く荒唐無稽な「お話し」としか捉えられないのではなかろうか。

当委員会では発足当初よりこの点について繰り返し議論になり、人文・社会科学系のメンバーは勿論のこと、地層処分を専門としない技術系/研究系のメンバーからも、多くの疑問が提起され、地層処分専門家との間で議論となる場面が見られた。当委員会ではこうした経験を踏まえ地層処分の専門家とそれ以外のメンバーのギャップの所在を見極め、それを埋める方策を検討するべく、様々な分野の方から講演を頂いたり、若手のオブザーバーに協力を頂いたり、あるいはより一般市民に近い方々との対話を目指してサイエンスアゴラでトークセッションを開催したりしてきた。本論ではその一端を紹介し、当セッションに参加頂ける諸氏と市民目線の問題意識の共有を図りたい

2. 高レベル放射性廃棄物の処分に関わる議論～特に倫理的側面について～

使用済燃料そのものは勿論のこと、その再処理で生ずる高レベル放射性廃棄物のガラス固化体や副産物としての TRU 廃棄物は、それに起因するリスクが人類の歴史と比較評価されるほど非常に長い期間存在し続ける。それ故に、既に原子力の恩恵を受けてきた我々は、その結果として生ずる放射性廃棄物の放射能の影響から 10 万年を超える将来に至る超長期にわたって、人類と環境を如何に防護し続けるかという壮大なテーマに取り組まざるを得なくなっている。そこでは、我々が直接対話することもできない将来世代に対する責任といった、これまで人類が想像したことも経験したことも無い倫理的側面についての議論が含まれざるを得ない。当然ながら、その結論は自明ではなく、それどころか、様々な倫理的な立場が時には互いに対立したり、矛盾したりする場合さえ見られる。

Ryuichi Yamamoto[1]
[1]JAEA

3.市民の立場

では、これまでこういった情報を得る機会に触れず、それ故にそのことについて考える機会も無く、従ってその意思を表明することも無かったであろう大多数の一般市民はこの問題をどう捉えるのだろうか。その一端は、昨年11月に経験したサイエンスアゴラでのトークセッションから得られた一般参加者の発言から伺える。

同トークセッションではNHKの「10万年後の安全をどう守れるか」と題した番組（約15分）を視聴して頂いた後、20名程度の参加者に5つのグループに分かれてもらい、ファシリテーターの進行で40分ほど自由討論をして頂いた。その結果、概略以下のような意見が有った。

① 放射性廃棄物については政府任せにするのではなく一人一人が考えて判断すべき
② 科学で分らないところをもっと国民に知らせて欲しい
③ 処分の方法を今全て決めるのか、新技術も出てくるのではないか、柔軟に対応できないか
④ 専門家間の合意はどこまでできているのか教えてほしい
⑤ 「現世代」というが、20代もそこに入るのか、若手の中で議論が必要、興味がもてる説明が欲しい
⑥ 10万年という長期ではなく、手前の数百年というところに重きを置いて議論してはどうか

4. 専門家集団としての方向性

これらの意見から導き出せる（広い意味での専門家集団としての）原子力学会としての方向性は以下のようなものになるのではないかと報告者は考えているが、諸氏の御意見を伺いしたい。

イ）専門家集団は将来世代の権利や責任をどのように考えてきたか、広く市民に向けて情報発信する必要がある
ロ）その中で、地下環境も含めて、自然についてどこまで理解できていてどこからが分らないのか良く議論し、市民に明示すべき
ハ）また地層処分に関わる様々な分野の（狭い意味での）専門家間で合意できている部分と合意できていない部分について、それぞれ良く議論し、明示すべき
ニ）その上で、現世代がやっておくべきと考えていることと、将来世代に任せるべきと考えていることを専門家集団からのメッセージとして明示すべき
ホ）一方で、専門家集団ができるのは科学的事実の説明でしかないので、これに基づいて国の方針を作ってもらうために、市民の代表としての政治家に働きかけるべき

以上

*1 国際的な合意形成の証としては、以下のような文献が有る。例えば、何故、地層処分を選択するのかについて、はじめての世界的な合意事項となり、その後、世界の共通認識となったものとしては

OECD NEA(1984) :Geological disposal of radioactive waste.

また、廃棄物を発生させた世代が責任をもち、将来世代に負担を遺さないようにするという理念のもとに、合意を得つつ、また新たな技術の導入に柔軟でありつつ、段階的な進め方が重要としたものとしては

OECD/NEA(1995): The environmental and ethical basis of geological disposal. A collective option of the NEA RWMC

さらに、将来に負担を遺さないための決定的な手段として、基本的には地層の有する機能に安全確保を委ねるという、passive safety systemが構築できるから地層処分、ということについては以下の文献が有る。

OECD NEA,1999 Confidence in the long-term safety of deep geological repositories, Its development and communication.

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

[2D_PL] Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[2D_PL01] Real-time Image Processing for Radiography

*Koh-ichi Mochiki[1] （1. Tokyo City Univ.）

[2D_PL02] Development of LiTA System and Utilization of FPGA

*Setsuo Sato[1] （1. KEK）

[2D_PL03] Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique

*Kenji Shimazoe[1] （1. Univ. of Tokyo）

[2D_PL04] Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion

*Toshiyuki Nakano[1] （1. Nagoya Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

（1）ラジオグラフィのための画像信号実時間処理

(1) Real-time Image Processing for Radiography

*持木幸一[1]

[1]東京都市大学

1. はじめに

東京都市大学原子力研究所は平成 2 年に至るまで武蔵工大炉 (TRIGER-2) が稼働しており、中性子ラジオグラフィ(NRG ; Neutron Radiography) による非破壊検査を受託事業とすべく、最先端の測定装置類を整備するとともに、動態の中性子透過像を録画するために、実時間画像処理装置 MDIPS (Musashi Dynamic Image Processing System)の開発に着手した。その後、当時の日本原子力研究所に 20MW の JRR3M が完成し NRG 専用の照射施設が整備され、中性子強度が 1.5 x 10^8 n/cm^2/s と世界最高レベルの実験施設となり、動画像取得には最高の実験環境が整い、その場観察ができる実時間信号処理装置として MDIPS は活躍した。また、中性子・γ線同時表示装置やラチチュード拡大装置も開発された。一方では、低強度での NRG 装置として、線源に Cf-252 を用いた輝点重心法のための信号処理装置を開発し、この重心処理を高速度カメラの画像信号に適用する高速処理装置を開発中である。また、被検体の内部が立体的に表示される実時間立体透視装置の開発も行ってきた。これらの実時間画像信号処理装置について、当日は動画像を交えて概説する。

2. ラジオグラフィ用実時間画像処理装置

2-1. MDIPS

LiF;ZnS 中性子コンバータ上に生成される動画像を自作の SIT 管カメラで撮像し、図 1 に示すシステムで実時間処理し、ED ベータの録画装置に実験中に録画した。ラジオグラフィ独特の透過率や被検体の厚さやボイド率などの情報を疑似カラーで可視化するシステムとなっている。

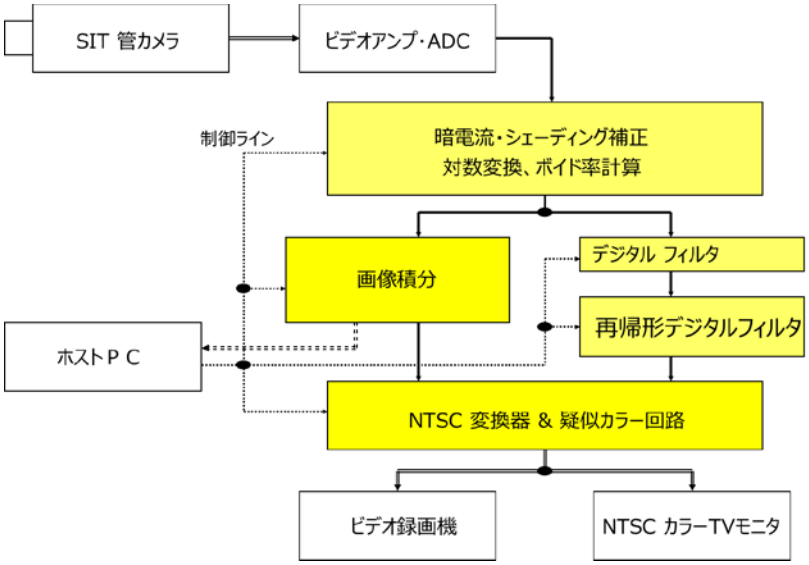


図１　中性子ラジオグラフィ用実時間画像処理装置

2-2. 中性子・γ線同時表示装置

東芝が開発した中性子は赤色成分に、γ線は緑色成分に多く情報を有する２色コンバータを使用し、一つのカラーカメラからの信号を赤と緑に分離し、連立方程式を解くことにより、中性子透過画像とγ線透過画像を実時間で表示する装置である。

2-3. ラチチュード拡大装置

開発当時、通常の動画用 TV カメラは８ビット分解であり、階調分解能が不十分であった。静止画であれば積算処理で改善できた。そこで、動画像でも階調分解能をあげ、ラチチュードを拡大するために、中

性子コンバータの発光強度が青色、緑色、赤色の順で成分が多い蛍光体を作成し、動画像をカラーカメラで撮像し、各カラー成分の画像に青、緑、赤の順に重み係数が小さくなるようにして積和計算し、この合成後の数値に応じて疑似カラーで表示する実時間処理処置を開発した。

2-4. 中性子輝点重心超解像処理装置

低強度であるCf中性子源を利用する撮像カメラやパルス中性子透過分光法で使用される高速度カメラでは、１フレーム内に含まれる信号成分が極めて少ないため、中性子コンバータとカメラの間に光増倍用のイメージインテンシファイア（I.I.）を組み込んだシステムとなるが、このI.I.で画像にボケが発生し、解像度が劣化する要因となっている。そこで、各中性子発光輝点の重心画素座標を求め、その画素にだけ１を加算する方式を輝点重心処理法と呼び、図２にその実時間信号処理のブロック図を示す。また、重心計算において、少数点以下も利用し、さらに解像度を改善する方法を超解像処理と呼んでいる。

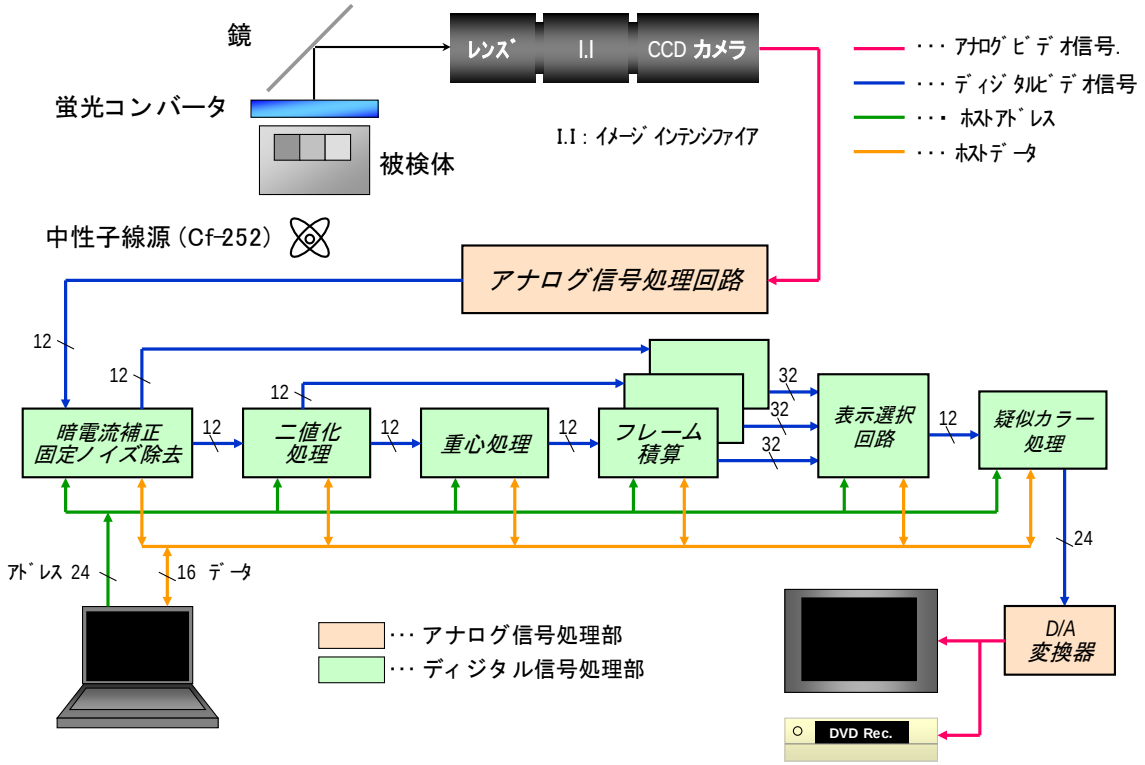


図２　中性子輝点重心実時間処理装置

2-5. 立体透視装置

１枚の蛍光コンバータで透過像を動画で取得し、被検体を一定速度で回転させておき、動画像遅延装置からの遅れた画像と現在の画像の２つの画像を左右の目に別々に映るような立体ディスプレーで表示する装置を開発した。X線を使用する場合には、非破壊検査用立体透視システムが簡便に実現できる。

3. まとめ

開発した装置のほとんどは、武蔵工業大学の電気電子工学科やコンピュータメディア工学科時代に修士の学生が回路設計・基板設計・半田付け・制御ソフト作成など、一人で製作したもので、研究室の技術レベルや学生のスキルアップのために最新のディジタル部品や開発環境を用いて開発した。テーマにはそれぞれユニークさはあったが、共用に耐える装置としては完成度が低いものであった。とはいえ、学生の能力を最大限に伸ばすことには大いに役に立つものであった。

*Koh-ichi Mochiki[1]

[1]Tokyo City Univ..

2017年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

（2）LiTA システム開発と FPGA 活用

(2) Development of LiTA system and Utilization of FPGA

*佐藤　節夫[1]

[1]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

現在、簡便に使用できる高計数率で位置分解能が良い検出器がほとんどない。そこで、これらの要求を満たし、原理が簡単で確実に動作するピクセル検出器を開発した。検出器には、16×16 のマルチアノード型光電子増倍管（MA-PMT）を使用したため、256 ピクセルの信号を処理する。ピクセルごとに高速処理する高計数率モードと、ピクセル間の重心計算をする高位置分解能モードを持つ。全ピクセルに高速アナログ―デジタル変換回路（ADC）を付け、波形処理で信号強度を求めた。256 個の ADC を VME 規格のダブルハイト（約 23cm）1 枚幅（2cm）サイズの 4 モジュールに収めた。高速処理やピクセル間比較のために、最新のゲートアレイ（FPGA）を活用している。LiTA システムの構成と性能を説明し、FPGA での処理の概要を報告したい。

2. LiTA システム

2-1. 基本構成及び FPGA の活用

中性子実験で一番よく使用されているのは ^{3}He ガス検出器で、高い検出効率であり、γ線をほとんど感じない。また、封じ切りで何十年もほとんど変化なく使用できる。反面、ガス管であるために位置分解能は 8mm ぐらいが限界であり、計数率も 10kcps（count per second）程度が限界である。LiTA システムはこれらの限界を超えるために開発した。^{3}He 検出器の 40%程度の検出効率で、3mm の位置分解能で、50Mcps の計数率に耐えられる。

LiTA システムは、中性子とシンチレータの反応光を、16×16 配列の MA-PMT を使用して検出する。3.04mm 間隔の配置なので、49mm 角の受光面となる。256 ピクセルの信号をアンプで増幅し、高速 ADC でデジタル化し、FPGA で中性子を判別して制御 PC にネットワークで送り出す。256 ピクセル分の高速 ADC を 4 枚の VME 規格モジュールに持つ。各 ADC は 40MHz-12bit でピクセル信号をサンプリングし、波形処理でパルスを判別し、波高値を求める。その後の処理で高計数率モードと高位置分解能モードに分かれる。

ADC は高密度化のために 8 入力型を使用し、LVS 信号でシリアル出力する。40MHz-10bit なので、400MHz で受信する。この信号を 1 個の FPGA で 32 ピクセル分受信するので、FPGA の性能を最大限に引き出す必要がある。400MHz のクロック周波数を 1/2 の 200MHz に下げるために DDR で送られてくるので、FPGA の DDR 機能を活用している。ADC を FPGA の近くに配置し、なるべくクロスせずに最短になるピンを選んで配線している。また、1 個の ADC-IC の 8 入力信号が FPGA の単一の内部ブロックに収まるように配置したり、時間制約を掛けたりして、FPGA の仕様・特性を考慮した設計にしている。

2-2. 高計数率モード

高速 ADC で得られた波高値から、単純にヒストグラムに分類蓄積していく。位置分解能は実ピクセルサイズの 3mm となるが、計数率は 50Mcps になる。中性子シンチレータに使用している ^{6}Li は反応光の残光時間が 100~200ns 程度なので、200ns のパルス幅と仮定して 10%損失（パルスの重なり）に抑えると、平均

で 2us に 1 パルスまで許容される。1 ピクセルあたり 0.5Mcps 程度なので、256 ピクセルに平均に分散されるとすると、125Mcps 程度まで測定できることがわかる。

この高速にデータを処理するために、ピクセルごとに平均で 2us 内に 1 データが処理できればよいので、比較的容易である。ただし、2 個の大容量外部メモリ IC に書き込むので、100Mcps の測定をする場合、20ns にデータの更新（読出し、処理、書き込み）ができなくてはならない。平均で 100Mcps の処理は不可能であるが、通常の時間分析測定ではピーク負荷に耐えられれば良いので、先入先出（FIFO）メモリを FPGA の内部メモリで構成すれば、ピーク負荷が吸収できるので、可能である。

2-2. 高位置分解能モード

高計数率モードでは、シンチレータを互いのピクセル間でクロストークが起こらない程度に小さくする必要があり、高価な検出器になる。また、位置分解能がアノード間隔に制限されるので、3mm しか得られない。そこで、計数率を犠牲にして、切らないシンチレータを使用し、ピクセル間のクロストークを利用した重心計算で、アノード間隔より細かい位置分解能を得る、高位置分解能モードを開発した。8 分割ができるようになり、0.4mm のピクセルサイズで計測できるようになった。シンチレータからの反応光を数ピクセルに広げるので、計数率は 5Mcps 程度が限界になる。

重心計算を FPGA 内で行うのはほとんど不可能なので、中性子と思われるピクセルデータを検出することに専念し、実際の重心計算は制御 PC で行う。具体的には、FPGA の並列処理を利用して 256 ピクセルを隣り合った 4 ピクセルまとまりに区分し、その区分ごとに信号があった場合に最大値を持つピクセルと周りの 8 ピクセルの波高値をイベントデータとして制御 PC に送り出す。取り込みやすい配置で入力した信号を FPGA 内で実際の隣同士に 2 次元的に配置し直し、並列に比較していくアルゴリズムは煩雑であったが、高性能な FPGA のお蔭で達成できた。

3. まとめ

LiTA システムの複雑で高速性能が要求される処理を、FPGA で実現できた。LiTA システムの特長は FPGA のプログラミングにより作り出されているといえる。

ADC を高密度化するために、DDR でシリアルに出力される 8 入力 ADC を使用した。1 モジュールあたり 400Mbps（bit per second）で 256 ピクセル分の DDR 入力処理ができている。

高計数率モードでは、全体で 50Mcps の中性子データが処理できている。外部メモリの処理速度は追いつかないが、FPGA 内に高速 FIFO メモリを構成することでピーク負荷に耐えられる。

重心計算では、実空間での隣同士の比較が必要であるので、FPGA の設計の柔軟性を活用して、ハードウェアの変更を最小にし、プログラムで吸収できた。

---

*Setsuo Satoh[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization.

2017年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

（3）Time over Threshold 方式による多チャンネル信号処理

(3) Multi Channel DAQ System by Time over Threshold Technique

*島添 健次[1]

[1]東京大学

1. 背景

近年の放射線測定技術、発生技術の高度化により、低被曝線量を目指したフォトンカウンティング検出器や PET (Positron Emission Tomography)等の医用イメージング装置では高速の応答および微細ピクセルを有する検出器が求められている。また廃炉等などの過酷環境下などにおいては高計数率耐性を有する検出器の開発が望まれている。

2. 放射線計測と多チャンネル信号処理システム

2-1. Time over Threshold(TOT)方式による多チャンネル信号処理

TOT は閾値を超えた時間情報から入射したエネルギーを推定する方法である。回路構成が比較的簡易であり、ピクセルサイズの小型化、ピクセル数の増大に伴い、読出回路面積や消費電力の制約が大きいエネルギー計測を必要とするピクセル検出器において有望な信号処理技術である。エネルギー情報をパルス幅情報にエンコードするため後段の FPGA(Field Programmable Gate Array) 等のディジタル信号処理との相性がよい。欧米で主に使用されている Medipix 等のピクセル検出器においても TOT 方式が採用されている。一方で通常の TOT 方式はエネルギーの線形性に問題あるためコンプトンカメラなどのエネルギー分解型の検出器には適用が困難であった。著者らは動的閾値を用いる dTOT 方式やスルーレートを制限する方式を考案し適用することでエネルギー線形性の改善を行ってきた。

2-2. TOT 法を用いたイメージング検出器

TOT は立ち上がりエッジに時間情報、パルス幅にエネルギー情報を有した信号伝送であるため、時間情報エネルギー情報を必要とする幅広い放射線検出器に適用が可能である。著者らは、TOT 方式を搭載した ASIC(Application Specific Integrated Circuit 専用集積回路)の開発により、無人ヘリ搭載型のコンプトンカメラ、高エネルギーX 線を用いた CT 用のフォトンカウンティング検出器、高速高位置分解能を有する次世代型 PET システムへの適用を初めて行ってきた。本講演においてはこれらの開発を行ってきた放射線イメージング検出器およびアプリケーションを含めた研究を紹介することとしたい。

2-3. 今後の開発と展望

現在 TOF (Time Of Flight)型 PET およびコンプトンカメラのハイブリッドイメージング検出器に応用可能な高速時間分解能、エネルギー分解能を有する ASIC の開発を進めている。また TOT 方式を含めたアナログディジタル変換技術に加えてデータの圧縮や読出まで含めたシステムの集積化が今後期待される。

---

*Kenji Shimazoe[1]

[1]Tokyo Univ.

2017年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線計測と多チャンネル・高速処理システム

Recent Developments of Fast and Multi Channel DAQ System for Radiation Measurement Study

（4）原子核乾板読み出しに特化した GPU による高速情報処理

(4) Fast Processing by GPU Specialized for Nuclear Emulsion

*中野 敏行[1]，吉本雅浩[1]，駒谷良輔[1]

[1]名古屋大学

1. 序

原子核乾板（図 1）は飛跡記録型の放射線検出器として 1950 年代に本質的な部分が確立し、サブミクロンに達する空間分解能を生かして、様々な研究に応用されてきた。写真乾板の一種である原子核乾板は、荷電粒子が原子核乳剤中のハロゲン化銀結晶を通過し、生成された潜像を現像することで微小な銀粒子として固定する。最少電離粒子の飛跡は、100μm あたり 30-40 個の微小な銀粒子の並びとして記録される。原子核乳剤層の厚さは一般に 50μm 以上と、通常の写真フィルムよりも大幅に厚い事も特徴であり、それによって飛跡情報を完全な 3 次元情報として得ることができる。我々名古屋大学のグループにおいては、原子核乾板の高分解能よってのみ成しえる短寿命な素粒子やニュートリノ等の素粒子研究に用いてきた。近年では、ミューオンラジオグラフィーなどへの応用など、飛跡検出器として大面積化や多層化による量的な拡大が強く望まれ、原子核乾板に記録された飛跡読み取りの高速化が重要な課題となっている。

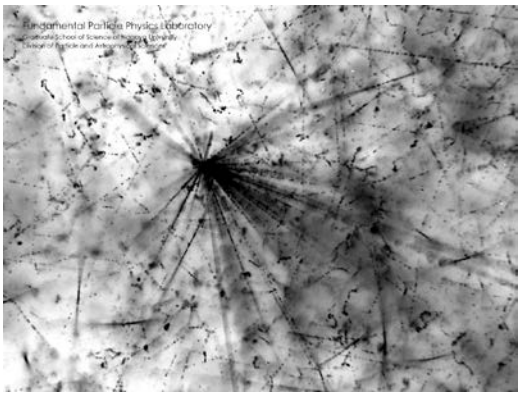


図 1.　原子核乾板に記録された飛跡の光学顕微鏡での観察例。高エネルギー原子核による反応。蒸発核子および、多重発生による中間子を読み取ることができる。

2. 原子核乾板飛跡の読み取り手法の高速化

我々は 1980 年代から、光学顕微鏡による原子核乾板の読み取り手法について継続的に開発を行ってきた（図 2）。原子核乾板には、製造から現像までの飛跡をすべて蓄積するという性質から、多くの場合には不要である自然放射能に起因する低エネルギー成分が多く記録されており、運動量が大きくより直線的な飛跡情報のみを画像処理によって選択的に抽出する必要がある。最新の読み取り装置である”HTS”（図 3）は、5mm×5mm の視野を持つ光学顕微鏡であり、72 個の撮像素子を用いて視野を 1 億 5 千万画素でデジタル化する。さらに、厚さ約 60μm の乳剤層を深度方向に 4 μm 間隔で撮影することで、乳剤層のほぼ完全な 3 次元情報を取り込むことを可能にする。これらを単純な画像データーとして保存すれば、100cm²あたりテラバイトに相当する。その情報量は膨大であり、保存することが困難であることから、リアルタイムに飛跡を抽出し記録することが必須である。従来の装置では、飛跡抽出における画像処理には FPGA を用いてきたが、HTS では高速性・アルゴリズムの自由

度から GPU による 3 次元画像処理を採用した。

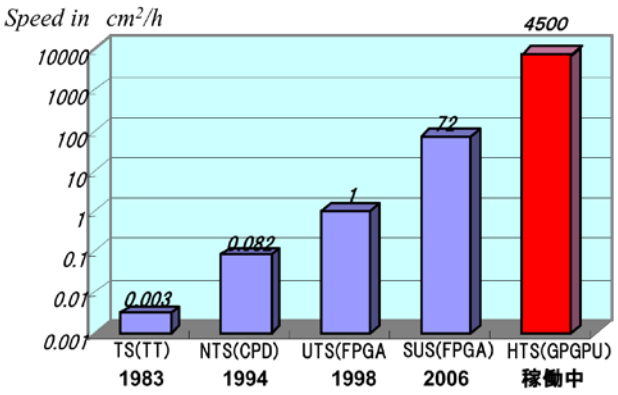


図 2. これまでに開発した原子核乾板読み取り装置のスループットの変遷。

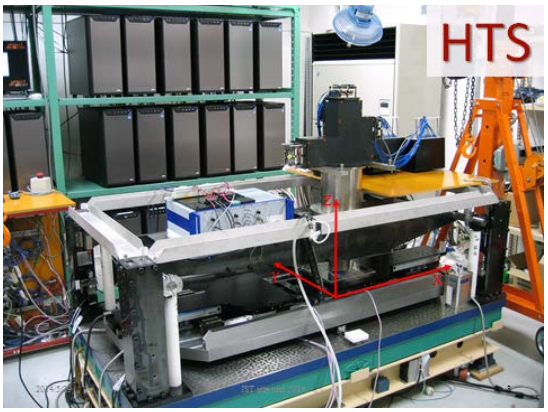


図 3. 最新の読み取り装置。手前が撮像用光学顕微鏡装置、後に 36 台の画像処理用 PC 群が並ぶ。

3. 性能

HTS の現状でのスループットは、1 秒間に 5 視野、すなわち毎時 4500cm²に相当し、一世代前の装置に比べて 60 倍を得ることが可能となった。これには、36 台の PC と 72 基の GPU によって、画像の 2 次元フィルター処理および 3 次元飛跡探索処理を行うことで達成した。飛跡の検出効率については、支持体の両面に乳剤層を持つ両面乾板において、表および裏の両方で認識できたもののみを検出できたとした場合でも概ね 97%を達成している。また、両面乾板 1 枚によって得ることができる飛跡の角度は、支持体の両面で飛跡を接続することで、片面で測定するよりも高精度な角度を算出することができる。この場合、垂直入射時でおよそ 2.4mrad を得ることができており、この角度精度から推定される片面における飛跡の位置精度は 0.34 μ m となっている。

4. まとめと展望

HTS は従来比で 2 桁近い読み取りスループットの改善をし、大量の原子核乾板の読み取りを可能にすることができた。今後ますます大規模化する、次世代の素粒子実験、気球搭載型ガンマ線観測よる天文学、宇宙線によるミューオンラジオグラフィーへの応用や、我々の気付かなかった分野へのさらなる発展が期待できると考えている。

* Toshiyuki Nakano[1] , Masahiro Yoshimoto[1] and Kousuke Komatani[1]

[1]Nagoya Univ.

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

[2E_PL] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

Chair: Atsushi Mukunoki (JGC)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

*Kiyoshi Matsumoto[1] （1. Waseda Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

(Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[2E_PL01] Progress of OECD/NEA Data Bank and the Japanese involvement

*Kiyoshi Matsumoto[1] （1. Waseda Univ.）

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）は1958年に発足し、日本は1972年に加盟しました。OECD/NEAの一部門であるデータバンクは、原子力の研究開発に必要な核データ及び計算コードの開発、収集、妥当性検証及び提供等を実施しています。日本は1978年の設立当初から参加し、最大拠出国であり、国内登録機関数も他国を圧倒して最大です。講演者は、NEAデータバンクのHeadを2011年5月から2016年8月まで務めました。この5年数カ月の経験から、NEAデータバンクの歴史、現状、課題、日本との関係について、紹介・報告を、講演者の感想も加えてお話します。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[2F_PL] Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room F (16-206 Building No.16)

[2F_PL01] Global Nuclear Educational Network and Model Programs for Strategic Nuclear Human Resource Development

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

[2F_PL02] Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)

*Tamotsu Kozaki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL03] Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan by Using Live Response Analyzer System

*Hideki Tenzou[1,2] (1. National Inst. of Tech., 2. NIT Kagawa College)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材

Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

（1）グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的教育モデル事業

(1) Global Nuclear Educational Network and Model Programs for Strategic Nuclear Human Resource Development

*竹下健二[1]，西村　章[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

1. 事業の目的　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 16 大学と国内の産業界が連携・協力して、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を国内のみならず世界の次世代の若者達と共有し、国内外の質の高い国際原子力人材を戦略的、効果的に、効率的に育成することにより、原子力施設の安全確保や危機管理に貢献する。

2. 本事業の実施内容　平成 25 年度～27 年度の 3 ヵ年に亘り以下の 3 つの課題を通してアジア原子力教育ネットワークの構築を進めた。実施内容とその成果は以下の通りである。

(1) 横断的原子力基礎教育シリーズ・セミナー　原子力基礎（入門）教育に関するシリーズ・セミナー事業として TV 遠隔システムを用いた「原子力道場」を実施した。原子力道場は 3 年間で全 9 回実施し福島原発事故に関連して原発の安全性、防災、危機管理などの講義を配信した。参加学生数は 1 回のセミナーで 100 人以上、全 9 回の延べ人数は 1113 名であった。また参加学生は学部学生が過半数で、非原子力の学生が 6 割以上を占め､本セミナーが原子力の基礎知識の普及と次世代の原子力人材の確保に有益であった。

(2) グローバル原子力人材育成　福島原発事故を教訓とした新たな国際基準策定への貢献や新規導入国の期待に応える人材育成のため、原子力工学の基礎知識を既に有している優秀な学生を選抜し、アジア諸国や IAEA 等に派遣し、現地の専門家・学生との討論や意見交換を行った。派遣学生からは外国から原子力事情を見直せたこと、異文化の相手との論議を通して国際感覚を養うことができたなど、本事業はグローバル人材育成に有益であった。

(3) アジア原子力教育ネットワーク(ANEN)構築　福島原発事故の教訓を踏まえてアジアにおける原子力施設の安全確保や危機管理教育に寄与するため、アジア各国と連携してアジア原子力教育ネットワーク（ANEN）を構築した。具体的には参加各国と日本を国際 TV ネットワークで結び、日本から各国に講義を配信するシステムを構築した。マレーシア、タイ等東南アジア諸国への講義配信では 3 回の講義で延べ約 90 名の受講生があり、これらの学生から講義内容が有益でかつ大いに興味が持てたこと、講義の継続を強く希望するなどのアンケート結果が得られ、相手国の原子力基礎教育の推進に大変有益であった。

3. 成果のまとめと今後の展開　本事業を通して、次のような TV 遠隔講義の有効性が確認できた。

①講師、受講学生共に負担が少なく、全国どこからでも優良な講義を配信できる

②原子力人材の裾野を広げる上で有効な手段である

③海外では自国内での専門家不足で聞けない講義を聞くことができ継続的な配信が求められている

更に海外人材派遣と組み合わせることで、国際原子力人材の育成に本事業が大いに寄与できることも確認できた。今後、このネットワークをグローバルに発展させ、連携大学も全国 18 大学に拡大する。既に平成 28 年度より新規に「グローバル原子力人材ネットワークによる戦略的教育モデル事業」を開始している。

*Kenji Takeshita[1] and Akira Nishimura[1]　[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech.

2017年春の年会

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材

Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

（2）北大における原子力工学分野の大規模公開オンライン講座およびオープン教材を活用した原子力人材育成

(2) Capacity building activities in the field of nuclear engineering at Hokkaido University using Massive Open Online Course (MOOC) and Open Educational Resources (OER)

小崎 完[1]

[1]北海道大学

1. はじめに

情報通信技術を活用した教育・学習の展開が重要となっている。ここでは、本学の原子力系教員が中心となって、学内外の教員・研究者ならびに本学オープンエデュケーションセンターと連携して近年実施している、オープン教材を活用した原子力工学分野の教育活動の概要を紹介する。

2. オープン教材を活用した原子力教育

2-1. オープン教材の制作と公開

2013 年より、文部科学省の原子力人材育成補助事業（国際原子力人材イニシアティブ事業）として開講した講義をビデオに収録し、編集・著作権処理の後にオープン教材（動画）として順次、本学サーバー(1)および iTunes U のコンテンツとして一般公開している。これまでに、原子炉工学、環境放射能、廃炉工学、放射性廃棄物処分工学などの分野を中心に基礎から応用まで 80 以上の講義を収録し、このうち 13 の講義を公開した。これらのダウンロード数は、iTunes U のみでも累計で約 7,000 件である（2016 年 10 月末現在）。

2-2. 大規模公開オンライン講座（MOOC）の開講

MIT およびハーバード大が設立した MOOC の公開サービス組織（edX）から提供依頼を受け、2015 年に「Effects of Radiation: An Introduction to Radiation and Radioactivity（英語版）」(2)を開講した。この講座の受講生は世界 133 ヶ国、3,600 名を超え、その後 edX から応用編の開講依頼があるなどの反響があった。

2-3. OER を用いた教養科目の開講

日本語版化した MOOC 用教材を用いた北海道内 7 大学向け教養教育科目（一般教育演習）を 2016 年に開講した。受講生は文系の学生 7 名を含む計 20 名であった。ここでは、オープン教材を用いた反転授業を行った他、学習管理システムによる受講生の予習状況や内容理解の把握を試みた。

3. 今後の課題

オープン教材の視聴者は多様であるため、原子力の幅広い領域をカバーし、また受講生の学習レベルに応じて入門から応用までの教材を用意することが望ましい。また、制作済の教材でも内容の更新が必要になるケースもあることから、これらを着実に実施できる体制の構築・維持が不可欠である。同様に、オープン教材の制作・公開には、高度な編集、著作権処理、サーバー管理などに対応できる専門スタッフの育成と確保が大きな課題である。

参考文献

(1) http://ocw.hokudai.ac.jp/,

(2) https://www.edx.org/course/effects-radiation-introduction-radiation-oecx-radio101x

---

*Tamotsu Kozaki[1]

[1]Hokkaido Univ.

2017年春の年会

教育委員会セッション

高専～大学院向け原子力 e 教材
Teaching materials of nuclear engineering for higher education using e-Learning systems

（3）全国立高専を対象としたライブアンケートシステムを活用する遠隔講義の実践例
(3) Practice of Remote Lectures Linking 55 NIT Campuses across Japan by Using Live Response Analyzer System

紀聖治[1]，高田英治[2]，*天造秀樹[3]，坂本文人[4]，斎藤誠紀[5]，鈴木茂和[6]，箕田充志[7]，中村格[8]
[1]国立高等専門学校 理事，[2]富山高等専門学校，[3]香川高等専門学校，[4]秋田工業高等専門学校，[5]釧路工業高等専門学校，[6]福島工業高等専門学校，[7]松江工業高等専門学校，[8]鹿児島工業高等専門学校

1. はじめに

全国 55 か所にある高専キャンパスには GI-net という共通の遠隔テレビ会議システムが設置されており、遠隔講義や会議などに使用できるようになっている。原子力に関する専門科目を有しない高専生のために文科省の原子力人材育成事業を活用して、2014 年度から 2016 年度までの間に全国の高専に対し、大学等から専門家を招聘し、90 分の遠隔講義を 31 回、のべ 3,215 人の学生及び教職員に実施してきた。その際に、各講演を録画しており、次年度以降の講義に活用するとともに、配信時間に参加できなかった高専がダウンロードして聴講できるようにした。また、講演者と聴講者の双方向性を改善するためにライブアンケートシステム「Mentimeter」も導入した。本システムにより、学生が携帯電話から WEB を介してリアルタイムにアンケートに回答できる。本報告では Mentimeter を利用した遠隔講義の実践例を紹介する。

2. 全国立高専を対象にした遠隔講義の実践

現在、全 15 回分の講義とその講義資料が高専機構のサーバ上に収録されており、放射線の基礎から計測、原子炉、核燃料サイクル、放射線防護までのコンテンツを任意のタイミングで聴講できるようになっている。図 1 に遠隔講義実施中に講義内容に関する質問を集計しているときの様子を示す。講師は各キャンパスの部屋の様子とともに学生らが回答してくる様子を見て、理解度や意見をリアルタイムに確認することができていた。

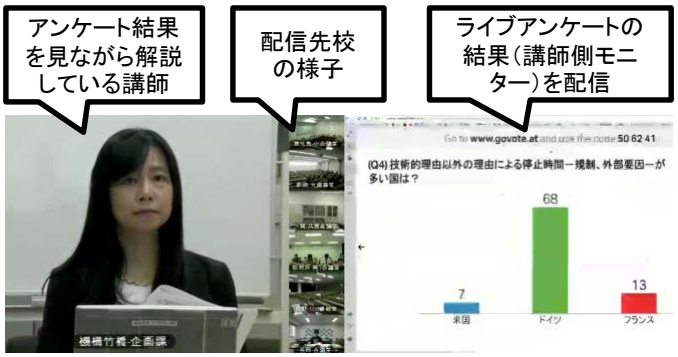


図1. 配信中のモニター映像

3. 教育効果

核燃料サイクルに関する講義を実施したときのプレポスト式アンケートによる学生の意識変化の例を図２に示す。講義の前後で半数程の学生に意識変化が起こったことが確認できた。また、Mentimeter により、簡便に意識変化などを確認できるようになった。

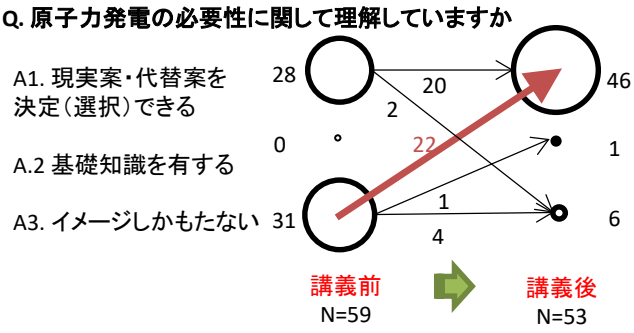


図2. 原子力発電に対する遠隔講義前後の意識変化

*Hideki Tenzou[3]
[3]National Institute of Technology, Kagawa College.

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2G_PL] Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (16-207 Building No.16)

[2G_PL01] Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes

*Kiyoshi Ono[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] Challenges in fast reactor cycle

*Seiichiro Maeda[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Challenges in dedicated nuclear transmutation cycle

*Kazufumi Tsujimoto[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

（1）放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための核燃料サイクル戦略

(1) Nuclear fuel cycle strategy for reduction in volume and toxicity of radioactive wastes

小野　清[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

平成 25 年 9 月に文部科学省がまとめた「もんじゅ研究計画」では、高速炉サイクルの研究開発分野における重要な取組として提示した 3 本柱の一つとして､「廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した研究開発が挙げられた。同じ頃、文部科学省の「群分離・核変換技術評価作業部会」では、加速器駆動システム（ADS）を中心とした研究開発についても推進する方向性が示された。平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においては、資源の有効利用及び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、長期的かつ計画的に講ずべき施策として核燃料サイクル政策の推進を基本方針とすることが改めて示された。その後、平成 27 年 7 月に、経済産業省より長期エネルギー需給見通しが公表され、2030 年度の発電目標として、国内総発電力量 1,065TWh のうち原子力発電の割合を 20～22%とした。このような将来の原子力発電を念頭に、廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した高速炉や加速器駆動システムを導入した核燃料戦略の姿を紹介する。

2. 高速炉サイクル及び加速器駆動システムでのマイナーアクチノイドのリサイクル

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のために、特に着目すべき重要な核種はマイナーアクチノイド（MA）である。高速炉を用いた MA の核変換（MA リサイクル）システムでは、MA は MOX 燃料に 3～5%の割合で均質に装荷されリサイクルされる。現在の軽水炉体系から将来は最終的に高速炉体系に移行するシナリオを想定した場合、全ての高速炉で MA がリサイクルされ、高速炉燃料加工施設において MA 装荷燃料を取り扱うことになる。この他、軽水炉体系から高速炉体系に完全に移行せず、軽水炉やプルサーマルの体系と共存するシナリオも考えられる。共存シナリオにおいても、高速炉サイクル導入による使用済燃料貯蔵量の削減やプルトニウムインベントリーの低減を始め、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減の効果は現れる。

一方、加速器駆動システムを用いた MA の核変換（MA リサイクル）システムでは、軽水炉体系とは別に MA リサイクルを行う小規模なシステムを導入する。いわゆる階層型核変換サイクルと呼ばれる加速器駆動システムを用いたシステムは、MA の核変換を効率よく行うことが可能であり、高速炉サイクルでの MA リサイクルと同様、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減等廃棄物処分に大きく貢献できる。

3. 終わりに

2030 年以降の原子力発電利用の見通しがはっきりしない中、原子力発電がある一定割合で推移すると想定した場合、高速炉サイクルあるいは加速器駆動システムによる MA リサイクルの導入により、廃棄物減容及び有害度低減の効果があることが分かった。

Kiyoshi Ono[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

（2）高速炉サイクルにおけるチャレンジ

(2) Challenges in fast reactor cycle

前田　誠一郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉とこれに関連する燃料サイクル（燃料製造、再処理）を用いたシステムは人類にとって持続可能なエネルギーを供給する有力な技術的選択肢の一つと考えられている。ここで、高速炉サイクルから排出される高レベル放射性廃棄物はガラス固化体として深地層処分する計画であるが、長期的な放射性を有するマイナーアクチニド（MA）を高レベル放射性廃棄物から除外することは、地層処分場への負荷や潜在的な有害度の低減に寄与し、廃棄物課題の解決に向けた有効な手段となる。高速炉サイクルは、MA を燃料の一部として、そのシステム内に取り込み、その豊富な高エネルギー中性子を利用してエネルギー源として活用することが可能である。

2. 高速炉サイクルでの MA 利用に向けた多様な分野におけるチャレンジ

高速炉燃料において MA を活用する際には、ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料に MA を数%のレベルで含有させた MA 含有 MOX 燃料を適用する。このため、MA を含有することによる MOX 燃料の物性（融点、熱伝導度等）への影響が体系的に研究されており、その影響が軽微であることが判明しつつある。また、MA 含有 MOX 燃料の原子炉内の照射挙動を把握するため、既に高速実験炉「常陽」において Am（最大約 5wt%）及び Np(約 2wt%)を含む MOX 燃料の照射試験が進められ、ペレット組織変化等の貴重な知見が得られている。「常陽」の運転が再開した後には、燃焼に伴った挙動を確認する長期照射試験や熱的性能を確認するための溶融限界線出力試験を含む、体系的な照射試験を実施する計画である。これらの照射挙動データは MA 含有 MOX 燃料の燃料挙動解析コード等の開発に反映される。

小規模であるものの高速炉での MA リサイクルの実証試験プロジェクトとして、SmART (Small Amount of Reuse Fuel Test)サイクル計画が進められており、高レベル放射性物質研究施設(CPF)にて、「常陽」の使用済み燃料から 1g 以上の MA（Np, Am, Cm）が既に回収されている。今後、MA 溶液の転換を行い、照射燃料試験施設（AGF）にてペレット製造、ピン加工を行い、「常陽」にて照射して一連のサイクルを実証する予定である。

また、1 サイクル当たりの MA 核変換率を上げるために必要な長寿命被覆管材として、高速中性子による損傷に高いレベルまで耐えられる酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼の開発が進められ、製造技術の改良、強度基準の整備が着実に進められている。

3. 終わりに

平成 28 年 12 月末に原子力関係閣僚会議で決定された「高速炉開発の方針」では、高速炉システムの意義が再確認され、高速増殖原型炉「もんじゅ」以降の実証炉に向けた戦略ロードマップを策定することが示された。これらのチャレンジがこのロードマップに反映されていくことが期待される。

Seiichiro Maeda[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

新型炉部会セッション

高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減に向けた技術開発

Development of technologies for reduction in volume and toxicity of high-level radioactive wastes

(3) 核変換サイクルにおけるチャレンジ

(3) Challenge in the dedicated transmutation cycle

辻本 和文[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

分離変換技術は、商用発電サイクルの再処理工場で発生する高レベル廃液から長寿命核種であるマイナーアクチノイド(MA:Np,Am,Cm)を分離回収して、安定核種または短寿命核種に核変換する技術である。分離変換技術を導入した MA リサイクルシステム概念としては、大別して「均質サイクル型」と「階層型」がある（図 1)。「均質サイクル型」では、核変換対象の MA を発電用高速炉燃料に均質に混ぜて燃料として用いるのに対して、「階層型」では、商用発電サイクルとは別の核変換を専門に行う小規模の核変換専用サイクルを用いる。「階層型」概念における核変換システムとしては、コンパクトな核変換専用サイクルで効率よく集中的に核変換を行うために加速器駆動システム(Accelerator Driven System: ADS)を用いる。それぞれの概念で特徴があり、「均質サイクル型」は、高速炉による商用発電と核変換を同時に行うことができるメリットがあり、高速炉による核燃料サイクルが実現した場合には合理的な選択肢である。一方、「階層型」は、発電用核燃料サイクルと核変換システムを切り離すことで、発電用核燃料サイクルの状況から独立して着実に高レベル放射性廃棄物処分に貢献できることが大きな特徴となる。本稿では、核変換システムとしての ADS の概要を述べるとともに、日本原子力研究開発機構(JAEA)で実施されている ADS 研究開発の現状及び将来計画を紹介する。

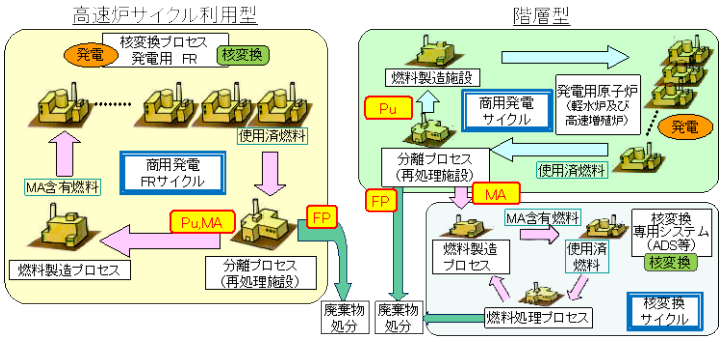


図 1 原子力機構で研究開発を実施している二種類の MA 核変換燃料サイクル概念

2. 階層型核変換サイクルの概要および研究開発の状況

2-1. 加速器駆動システム(ADS)

ADS は、加速器と未臨界炉を組み合わせたシステムである。ADS の運転及び MA 核変換の原理を図 2 に示す。加速器で数百 MeV から数 GeV に加速した陽子を標的である重核種に入射すると、核破砕反応と呼ばれる反応が起き、大量の中性子が放出される。標的である重核種の周りに MA を主成分とする燃料を設置し、標的から放出された大量の中性子を照射すると、MA は中性子を吸収して核分裂反応を起こし、主に短寿命または非放射性の核分裂生成物になる。臨界状態、すなわち核分裂の連鎖反応が外部中性子源無しに一定状態で保持される通常の原子炉とは異なり、ADS では MA 燃料を装荷した炉心を常に未臨界状態にしておく。これにより、加速器からのビーム入射で未臨界炉心内での核分裂連鎖反応は一定状態に保持されるが、ビームを止めれば直ちに連鎖反応は停止するため、安全性の高いシステムとすることができる。

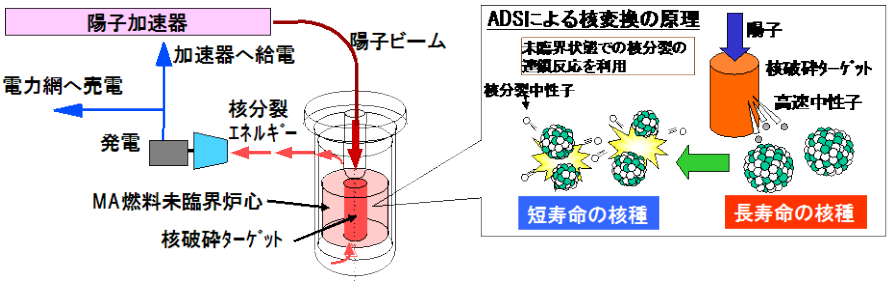


図 2　ADS の原理

ADS を MA 核変換システムとして用いることの利点は、比較的コンパクトなシステムに MA を大量に装荷して MA の核変換量を大きくして効率よく MA の核変換を行うことができるという点にある。中性子による MA の核分裂反応は中性子のエネルギーが 1MeV 以上の領域で大きくなるので、MA を核分裂させて核変換するためには、高速中性子を用いるのが効率的である。しかし、高速炉で MA を核変換する場合には、原子炉の運転制御性の観点からいつくかの問題点が生じる。例えば、正のフィードバック効果を持つ冷却材ボイド反応度が大きくなる一方で負のフィードバック効果を持つドップラー効果は小さくなる。このために、高速炉では装荷できる MA は燃料の数%程度に制限される。一方、ADS は未臨界なので上記の問題点の影響は小さく、燃料の約 60%程度まで MA を装荷することが可能となる。

ADS 用の中性子源として用いる高エネルギー陽子による核破砕反応は、発生中性子当たりの投入エネルギーが少なく、かつ除熱が少なくてもすむという利点があるが、大強度の陽子加速器の開発が必要である。ADS 用の大強度陽子加速器としては、線形加速器が最も有望であると考えられている。線形加速器の加速空洞を超伝導体で製造して超伝導化することで加速器性能（エネルギー効率）を飛躍的に向上できると考えられる。核破砕反応で発生する中性子数は、標的核種の質量数にほぼ比例するので、質量数の大きい核種を標的核種に用いることが望ましい。ADS 用ターゲットとしては、ターゲット自体を冷却材として使える液体ターゲットを用いるのが主流の考え方であり、ADS 用液体ターゲットとして最も注目されているのは、鉛ビスマス共晶合金である。鉛 45%とビスマス 55%の場合、融点(124℃)から沸点(1670℃)まで幅広い温度域で液体であるために比較的扱いやすい。MA を主成分とする燃料で構成される未臨界炉心の冷却には、核破砕ターゲット冷却と同じものを使用するのが設計上合理的であり、液体ターゲットの場合には、ターゲット材が炉心冷却材としても使用される。

JAEA が提案する ADS（図 3）は、超伝導陽子加速器と高速中性子スペクトル未臨界炉心を組み合わせたタンク型システムで、炉心冷却材及び核破砕ターゲットには溶融鉛ビスマス合金を、MA を大量に含む燃料には窒化物を使用する。JAEA では、これまでに ADS の各構成要素に対する基礎的な研究開発を実施してきた。ADS 用加速器については、超伝導線形加速器の構成要素となるクライオモジュールの試作・試験を行い、連続ビーム高エネルギー加速器の技術的成立性に関する基礎的なデータを得てい

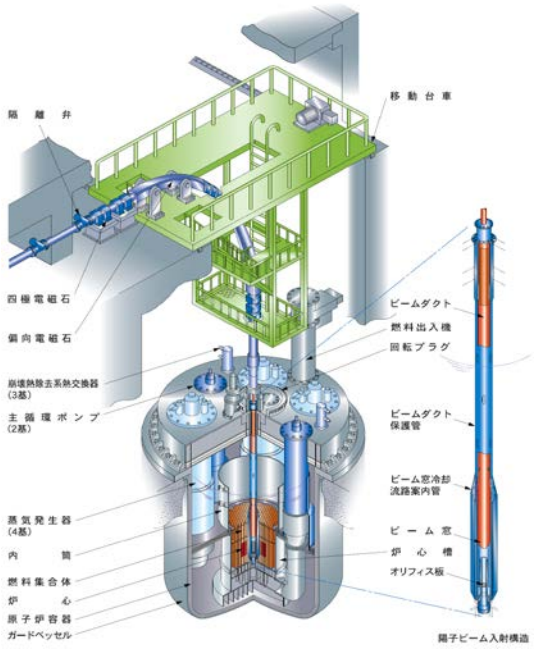


図 3　JAEA で検討している熱出力 800MW の鉛ビスマス冷却タンク型 ADS 概念

る。また、J-PARC では加速エネルギー400MeV の陽子加速器を建設・運転を行っており、J-PARC 加速器の運転経験を蓄積し、加速器信頼性の向上を図っていく。鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット技術については、鉛ビスマス中の材料腐食試験、熱流動試験、不純物挙動試験、材料照射試験等が行われている。材料腐食に関しては、静的腐食試験及びループ試験により、腐食の温度・酸素濃度依存性に関する基礎的データが取得されている。また、材料の腐食特性に大きく関係する酸素濃度測定・制御システムの開発が進められている。さらに、スイスのポールシェラ―研究所の陽子加速器を使って行われた MEGAPIE 国際共同実験で約 1MW の鉛ビスマス核破砕ターゲットの約 4 ヶ月にわたる運転に成功し、現在、ビーム窓材料等の照射後試験が参加各国で進められている。未臨界炉の設計に関しては、核的・熱的・構造面からの解析的研究が進められている。通常の原子炉と最も大きく異なるビーム窓については、球殻を組み合わせたビーム窓概念と流調ノズルの設置による温度及び座屈強度を考慮した概念が検討されている。また、未臨界度の監視技術に関しては、臨界集合体を用いた炉物理試験により、基礎的な見通しが得られている。

2-2. マイナーアクチノイド核変換用製造・再処理

ADS 用の MA 含有燃料としては、窒化物燃料の使用を想定している。図 4 には、MA 核変換用窒化物燃料」の製造工程の概要案を示す。これまでの検討結果から、MA 核変換用燃料として、ウランを含まない高濃度 MA 含有窒化物燃料が第一候補とされている。窒化物燃料は、燃料中に MA 元素を多様な組成で安定な状態で共存させることが可能である点が MA 核変換燃料として適している。また、融点が高く、かつ熱伝導率が大きいため、定常運転条件において燃料温度を融点よりも十分に低く保つことによって燃料中の物質の移動を抑制することが可能である(「コールド・フューエル(cold fuel)」概念)。これによって、燃料の燃焼に伴う FP ガス放出やスエリングなどが抑制されるという利点がある。一方、天然窒素を用いる場合に大量に生成する C-14 の生成を抑えるために天然存在比が 0.36%の N-15 を濃縮して使用する必要があること、空気雰囲気では化学的安定性が十分ではないため不活性ガス雰囲気で取扱う必要があることなどの課題がある。また、これまでに高速炉用燃料用の(U,Pu)N などを含めた窒化物燃料の照射挙動については、十分に把握されているとは言えず、今後の試験研究が必要である。なお、燃焼による MA の生成を抑制し MA 核変換速度を大きくするためには、U を含まない燃料が有利である。U を含まない燃料で問題となる燃焼による反応度変化の抑制を実現するために、現在の設計では燃料中に Pu を含むことにしている(MA と Pu の重量比はおよそ 3:2)。また、熱出力調整のために燃料中に含む中性子に対して不活性な母材の第一候補は ZrN であり、その濃度は約 50wt%としている。ZrN は、MA 窒化物や Pu 窒化物と固溶体を形成するため、燃料内の核種分布の均質性を確保するとともに、化学的に不安定な MA 窒化物の安定性を改善することにも寄与する[4,8]。MA 及び Pu(超ウラン元素：TRU)含有窒化物の製造については、実験室規模では、原料である酸化物を炭素粉末と混合し、窒素ガス気流中で加熱する炭素熱還元法による窒化物生成後に窒素-水素気流中での加熱により残存炭素を除去する調製法が確立されている。これまでに、この方法などで調製された各種の TRU 含有窒化物を用いた物性測定が実施され、その物性値はデータ集にまとめられている。

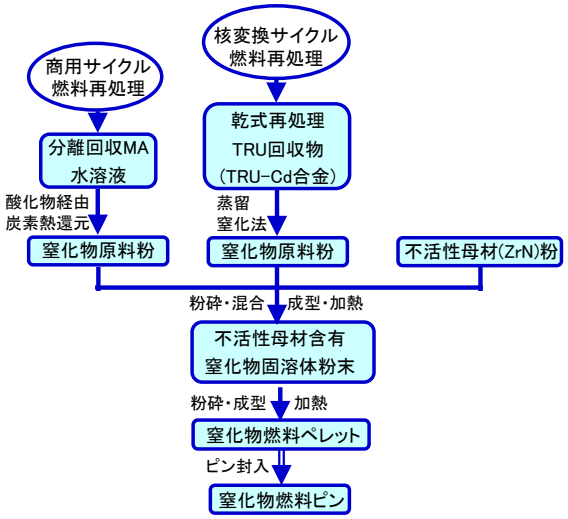


図 4　MA 核変換用窒化物燃料製造工程の概要案

MA 核変換率を向上させるためには、MA 核変換終了後の使用済燃料から残存する TRU を回収し、それを原料として次のサイクルで使用する燃料を製造することが必要である。この燃料処理工程においては、使用済燃料中の核分裂生成物(FP)を分離して安定な廃棄体とする工程も不可欠である。TRU 窒化物は硝酸に可溶であるため、TRU 窒化物への湿式再処理法の適用は可能であると考えられている。しかし、これまでの検討では硝酸に直接溶解すると N-15 の回収が不可能であること、及び処理工程の製品で得られる硝酸溶液から窒化物を製造するには多くの工程が必要なことから湿式再処理法のメリットはないとされている。一方、窒化物燃料は高融点のセラミックスでありながら金属と同程度の電気伝導度を示すこと、窒化物の生成自由エネルギーは溶融塩電解による溶解が可能な程度であること、及び N-15 の回収が比較的容易であることから、金属燃料再処理法として開発された溶融塩電解を主工程とする乾式処理法を第一候補として研究開発を行っている。図 5 には、現在検討されている MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要案を示す。溶融塩電解工程においては、陽極において窒化物が窒素ガスを発生しながら溶解し、金属元素はイオン化して溶融塩中に溶解する。陽極における金属元素溶解後の溶融塩電解工程の原理は金属燃料再処理と同様で、TRU は塩化物の生成自由エネルギーの差を利用して FP と分離され、陰極において回収される。これまでに検討されてきた陰極に液体 Cd を用いる方法は、Pu と MA を一括回収することができるため、原理的に核拡散抵抗性を大きくすることにも寄与する。溶融塩電解によって液体 Cd 陰極中に回収された TRU 元素を窒化物に転換する再窒化工程では、窒素ガス気流中で TRU-Cd 合金を 700℃程度で加熱する「蒸留窒化法」が開発された。これまでに原子力機構では、Pu 及び MA を含んだ窒化物を用いて実験室規模の乾式処理法要素技術に関する試験を実施し、その原理的成立性を確認している。

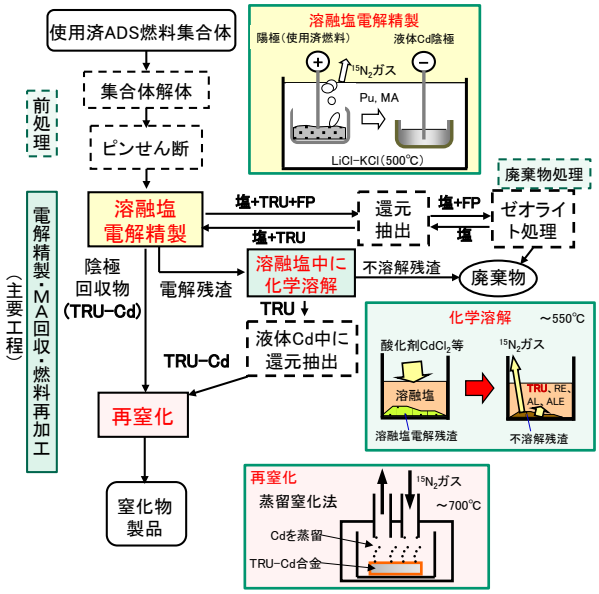


図 5　MA 核変換用窒化物燃料の乾式処理工程の概要

なお、核変換専用サイクルで取り扱う物質の量については以下のように評価されている。現在の ADS(熱出力 800MW)の設計では、炉心に装荷する MA 量は約 2.6t、Pu 量は約 1.8t(TRU 合計 4.4t)であり、1 燃焼サイクル(約 2 年間)で核変換される MA 量は 0.5t である[5,8]。この MA 量は軽水炉 10 基から 2 年間に発生する量に相当し、軽水炉 40 基から発生する MA を核変換するためには 4 基の ADS が必要となる。4 基の ADS 用の燃料として合計 17.6t(燃焼期間が 2 年間なので、1 年当たり 8.8t)の TRU を含んだ燃料の製造、及び同程度の量の使用済燃料の処理を実施することが必要となる。単純に取り扱う燃料の重量で比較すると、核変換専用サイクルの物量規模は、商用発電サイクルの 1/100 程度であると言える。

3. 今後の計画

ADS に関する基礎的な研究開発が実施されているが、実現には多くの技術課題がある。現在、JAEA では J-PARC の陽子加速器を用いて ADS の枢要技術に対する研究開発を行う核変換実験施設（TEF：Transmutation Experimental Facility）の建設を計画している。TEF は、400MeV-250kW の陽子ビームを鉛ビスマス核破砕ターゲットに入射して ADS 用中性子源の技術開発と材料照射を行う ADS ターゲット試験施設（TEF-T：ADS Target Test Facility）と高速中性子スペクトルの臨界集合体と低出力（10W 程度）陽子ビ

ームを組み合わせて ADS や FBR を用いた核変換システムの炉物理特性を研究する核変換物理実験施設（TEF-P ： Transmutation Physics Experimental Facility）で構成される。TEF-T は、ADS 用ビーム窓材料の流動鉛ビスマス中での材料照射試験を行うとともに液体鉛ビスマスターゲット取扱技術の開発を研究開発目的としている。TEF-P は、未臨界状態とした臨界実験施設に陽子ビームを導入し、高速中性子増倍体系を核破砕中性子源で駆動する実験装置である。未臨界度の測定精度や反応度に関する情報の精度を高めるために、臨界状態での実験も行う臨界実験装置である。平成 25 年度から実施された「文部科学省　原子力科学技術委員会　群分離・核変換技術評価作業部会」の「中間的論点の取りまとめ」(平成 25 年 11 月)においては、「J-PARC の核変換実験施設については、次のステージに向けて進むことが適当と考える」と評価されており、今後、TEF 建設に向けた取組を進めていく計画である。

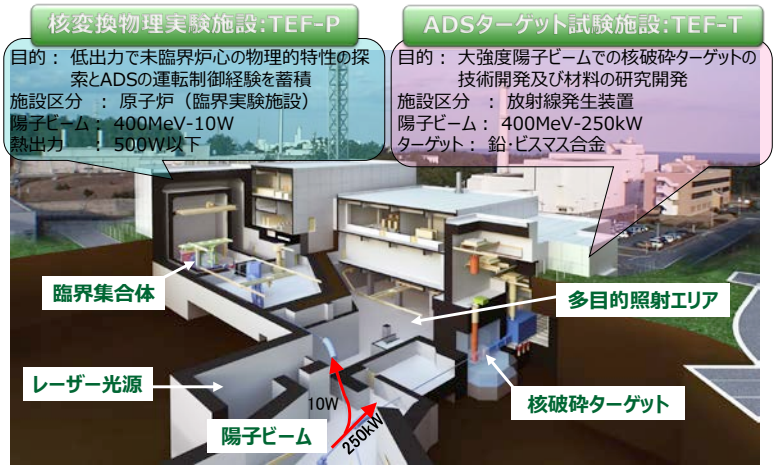


図 6　核変換実験施設(TEF)の概念図

　また、「中間的論点の取りまとめ」においては、階層型燃料サイクル概念の燃料サイクル技術を含めた各技術分野について、「技術成熟度の検討を行った結果、概ね、概念開発段階から原理実証段階に移行することが可能な研究開発段階にあり、工学規模の次のステージに移行することが適当である」と評価された。また、既に原理実証段階にあり実用化に近いと評価されている「高速炉サイクル利用型」に対する技術的オプションとしての成立性の判断に必要なデータ・知見を蓄積していくことが必要である、と指摘された。これらの指摘に対して、原子力機構では使用済 MA 核変換用窒化物燃料の乾式再処理技術の技術成熟度を原理実証段階まで引き上げることを目指し、以前よりも取扱試料量の多い試験に適した装置の開発とコールド模擬試料を用いた試験、及び MA の発熱を考慮に入れたバッチサイズの評価などを実施してきた。今後は、TRU 試料を用いた小規模試験をさらに進め、照射済み酸化物燃料の湿式処理で得られた廃液から分離回収した MA を用いた試験を実施するとともに、高速炉用金属燃料再処理技術として研究開発が進められてきた塩浴からの FP 除去技術や塩廃棄物の処理技術、及び電解残渣の化学溶解などの周辺工程も含めた技術の工学規模での実証を目指したコールド試験などの取り組みを開始する予定である。

参考文献

1)　「「群分離・核変換技術評価について」の中間的な論点のとりまとめについて」文部科学省　科学技術・学術審議会　研究計画・評価分科会　原子力科学技術委員会 群分離・核変換技術評価作業部会 (2013 年 11 月).

Kazufumi Tsujimoto [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

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

[2I_PL] Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[2I_PL01] Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

*Ken Nakajima[1] （1. Kyoto Univ.）

[2I_PL02] The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities

*Toshio Nawa[1] （1. Cyber Defense Institute）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

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・核セキュリティに関する諸課題とその対策
Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

（1）核不拡散・核セキュリティ関連の研究開発、人材育成に関する現状と課題
（MEXT 核不拡散・核セキュリティ部会に参加して）

(1) Current Status and Challenges of R&Ds and Human Resource Development related to Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security (MEXT Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security Working Group)

中島　健[1]
[1]京都大学

1. はじめに

文部科学省・原子力科学技術委員会では、「核不拡散・核セキュリティの強化に必要な研究開発課題，人材育成手法，我が国の保障措置の信頼性向上核セキュリティ体制強化に向けた世界的な流れが加速していく中で、我が国における核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な研究開発課題や人材育成手法その他諸課題について調査検討を行う。」ことを活動内容とした「核不拡散・核セキュリティ作業部会」が設置されている[1)]。報告者は、平成 27 年より、同作業部会に参加してきた。本報告では、同作業部会の最近の活動経験を踏まえて、核不拡散・核セキュリティ関連の研究開発、人材育成の動向について述べる。

2. 核不拡散・核セキュリティ作業部会について

過去の記録によると、標記作業部会は、平成 22 年 4 月に開催された第 1 回核セキュリティサミットを踏まえ、文部科学省において核不拡散・核セキュリティ分野における基礎研究、人材育成事業を開始することとして、「原子力分野の研究開発に関する委員会」（現：原子力科学技術委員会）のもとに設置された。平成 23 年 1 月には第 1 回会合が開催され、その後 2 回にわたり関連技術開発の事前評価及び検討を行った後、しばらく活動休止の状態であったが、平成 27 年度より大幅に委員を交代して活動を再開している（平成 27 年 5 月に第 4 回会合を開催後、平成 28 年 12 月までに 7 回開催）。平成 27 年の第 4 回会合において示された本作業部会の主な検討事項は以下のとおりである。

（1）核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な研究開発課題について
（2）核不拡散・核セキュリティ体制強化に必要な人材育成手法について
（3）その他，核不拡散・核セキュリティに関する諸課題について

平成 27 年度には、同作業部会において、我が国の核不拡散・核セキュリティの中核機関である日本原子力研究開発機構の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）の活動について、これまでの活動の評価及び今後取り組むべき事項についての検討を主に行った。平成 28 年度は、「核不拡散・核セキュリティ分野の国内外のニーズ、同本分野における我が国の強みや技術開発課題等を整理し、今後進めるべき技術開発テーマを同定するために必要な情報を俯瞰図等にまとめる。」こととしている。

本セッションでは、これら最近の核不拡散・核セキュリティ作業部会の活動状況について報告するとともに、報告者の視点から、今後の方向性について述べる。

参考資料　1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/076/index.htm

---

Ken Nakajima[1]
[1]Kyoto Univ.

2017年春の年会

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・核セキュリティに関する諸課題とその対策
Challenges and Solutions of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

（2）原子力施設においてサイバーセキュリティ事案が発生する要因と現実的な対策

(2) The Causes and Practicable Measures for Computer Security Incidents in Nuclear Facilities

名和 利男[1]

[1]サイバーディフェンス研究所

1. 原子力施設を取り巻くサイバー環境の変化

ここ数年、サイバー環境は国家レベルから個人レベルまで大きく変化し、社会生活や経済生活に大きな影響を与えている。これに変化の中で、原子力施設もさまざまな領域で巻き込まれ始めている。この状況を原子力施設の「外的変化」及び「内的変化」の観点で眺めると、現在及び今後のサイバーセキュリティ事案の発生を許してしまう環境が理解できる。

1-1. 外的変化

- 重要インフラを標的とした「サイバー攻撃の発生頻度の向上」
- サイバー攻撃技術の極端な高度化及び巧妙化による「検知不能領域の拡大」
- 自動制御システム計装エンジニアリングにおける「汎用的な技術及び製品」の浸透

1-2. 内的変化

- HMI 及び計測制御装置における「汎用的な技術及び製品」への依存度の高まり
- 「エアギャップネットワーク」に対する IT 情報機器のアクセス頻度の向上
- 敷地内及び施設内における電子機器及びネットワークの「共用化」

2. 主なサイバーセキュリティ事案とその発生要因

さまざまな制約や要求の厳しさが増している原子力施設において、高品質・低コスト・短納期を実現し、かつシステム稼動の安定性が確保された「汎用的な技術及び製品」の導入が段階的に行われている。この状況に、上述の外的変化及び内的変化の影響が加わることで、「通常利用する可搬記憶媒体」、「管理不足の IT 情報機器やネットワーク」そして「持ち込み電子機器」等を介したサイバーセキュリティ事案の発生可能性が高まってきている。さらに、多層請負構造の中で発生する「設置時にハードウェア内部に組み込まれたモジュール」や IT 情報機器の扱いに慣れた「施設内部の業務従事者」による不正活動に起因した事案も発生も強く懸念されている。

2-1. 「業務利用する可搬記憶媒体」を介した不正プログラムによる不正挙動

- 情報（業務）システムに対して計測・制御システムの計測データ等を取り込む等のために「業務利用する可搬記憶媒体」は、不正プログラムの展開手段として攻撃利用されることがある。その多くは、情報（業務）システムの内部に、それを実行する別の不正プログラムが検知回避された状態で存在している。

2-2. 「管理不足の設備機器のネットワーク」を介した不正侵入

- 原子力施設におけるレガシーシステム（計算機システム等）の多くは、特注の専用システムであることが多く、段階的に進んだネットワーク化された全体構成が十分に文書化されていないため、運

用者がネットワークの接続形態を正確に把握できていない領域が発生している。

2-3. 「持ち込み電子機器」を介した不正侵入

- プライベート利用或いは保守管理の目的で原子力施設に持ち込まれる電子機器は、悪意のある高度なプログラムが内在されていた場合、一定条件下で非接触通信により不正侵入が成功する可能性がある。

2-4. 「調達時にハードウェア内部に組み込まれた不正モジュール」による不正挙動

- 調達時に十分な技術的審査を行なっていない場合、製造或いはキッティング時にハードウェア内部に不正モジュールが組み込まれるケースが発生している。この不正モジュールは、計測・制御システムの設備を停止させてしまう可能性がある。

2-5. 「施設内部の業務従事者」によるシステムの不正操作

- 施設内部の業務従事者に対するセキュリティ文化の醸成や個人の信頼性確認制度の導入の不徹底が続いた場合、業務従事者による不正操作を許す職場環境が作られてしまう懸念がある。

3. 現実的な対策

サイバーセキュリティ事案に対する現実的な対策は、”情報（資産）”を対象とする「情報セキュリティ体制」ではなく、”設備とプロセス”を対象とする「(サイバーセキュリティ）事案対処態勢」を構築する必要がある。

3-1. 「情報セキュリティ体制」と「事案対処態勢」の違い

- 「情報セキュリティ体制」は管理策（Security Control）に基づいた各担当者の役割分担を重要視するが、「事案対処態勢」は想定事案に相応する対処行動及びその能力維持を重要視する。

3-2. 「事案対処態勢」の構築のための重要ポイント

- 全ての関係者が、徹底的な状況認識（Situation Awareness）を行うこと。
- 専任されたチームが、検知（Detect）→トリアージ（Triage）→対処行動（Respond）の各プロセスを確立及び実務能力の構築を行うこと。

3-3. 「事案対処態勢」の継続強化ためのアクションアイテム

- 状況認識（Situation Awareness）の共有や向上のために、サイバーセキュリティ事案への対処態勢関係者による定例会及び外部の専門家を招聘した勉強会を実施。
- 連絡体制の維持のために、定期的な疎通確認訓練（Communication Check Drill）或いは電話会議（Teleconference）を実施。
- 意思決定能力の向上及び最新の脅威動向の把握のために、脅威シナリオをベースにした TTX（Table Top Exercise; 机上演習）を実施。

Toshio Nawa [1]

[1] Cyber Defense Institute, Inc.

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

[2J_PL] Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[2J_PL01] Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding

*Kan Sakamoto[1] （1. NFD）

[2J_PL02] Development of the SiC/SiC fuel cladding

*Tatsuya Hinoki[1] （1. Kyoto Univ.）

[2J_PL03] Development of the accident tolerant control rod

*Hirokazu Ohta[1] （1. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

材料部会セッション

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

(1) FeCrAl-ODS 鋼被覆管の開発

(1) Development of the FeCrAl-ODS fuel cladding

*坂本　寛[1]

[1]日本核燃料開発株式会社

1. 背景

シビアアクシデント時における軽水炉の安全性向上には、既存システムとの整合を考慮しながら炉心（燃料棒や制御棒等）に使用される材料の事故耐性を向上させることが有効である。燃料被覆管では、高温水蒸気に対する酸化耐性を向上させて反応熱及び水素発生を抑制すること、また燃料を含む隣接材料との反応を抑制することで事故耐性を向上することが可能である。なお、当然のことながら安定した発電のためには、燃料被覆管は炉内において長期にわたり健全性を保つ必要があり、事故耐性の向上だけでなく、通常運転時の適合性、成立性も現行燃料と同等以上であることが求められる。本発表では、事故耐性燃料被覆管の候補の一つである FeCrAl-ODS 鋼被覆管の開発の現状と今後の展望について紹介する。

2. FeCrAl-ODS 鋼の特徴

FeCrAl-ODS 鋼は、鉄、クロム、アルミニウムを主成分とした酸化物分散強化（ODS）フェライト鋼である。FeCrAl 鋼は、高温水蒸気（大気）に暴露されることで、酸化に対して優れた耐性を持つアルミナ被膜が表面に形成され、高温水蒸気や隣接材料（例えば、UO_2燃料、制御材（B_4C）、ステンレス等の金属材料）との高温反応を大幅に抑制できる、という優れた特徴を有している。一方、軽水炉の適用の観点からは、主成分である鉄、クロムの熱中性子捕獲による反応度の低下（反応度ペナルティー）が起こるため、被覆管材への適用のためには薄肉化が必要となる。FeCrAl-ODS 鋼は酸化物分散強化によって強度を高めることで薄肉化を可能とし、反応度ペナルティーを軽減する材料である。

3.開発の現状

現在、文部科学省の原子力システム研究開発事業と経済産業省資源エネルギー庁の発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業において研究開発が進められている。前者では主に事故耐性の向上を図るための材料開発を行っており、高温水蒸気耐性、高温強度を高めた FeCrAl-ODS 鋼の開発に成功している。後者では、事故時だけでなく、通常運転時を含む燃料サイクル全般での成立性、適用性を調べるための総合的な実用化のための研究開発が行われており、燃料挙動解析や核・熱的特性解析等の解析手法の開発も含まれている。これら事業でのこれまでの取り組みにより、FeCrAl-ODS 鋼被覆管を現行 BWR 炉心に適用することで、現行燃料と同等以上の成立性を確保しながら事故耐性を向上できる見通しを得ている。

4. 今後の展望

FeCrAl-ODS 鋼の現在の技術成熟度(TRL： Technology Readiness Level)は、概ね TRL-3（工学化の開発課題と開発目標の明確化、工学的に実用化が達成可能な範囲）～TRL-4（プロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータの確立）の段階にあり、資源エネルギー庁の事業では短中期的に TRL-4 を達成することを目指している。TRL-4 の達成には、特に材料照射試験、模擬燃料棒照射試験等による照射データの取得、燃料挙動予測精度の検証が必要であり、客観的な評価を行いながら、それら課題に取り組んでいく予定である。

Kan Sakamoto[1]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd (NFD)

2017年春の年会

材料部会セッション

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and Perspective of the Accident Tolerant Fuel Cladding and Control Rod Development

（2）SiC/SiC 被覆管の開発

(2) Development of the SiC/SiC fuel cladding

*檜木 達也[1]

[1]京都大学

1. 緒言

SiC の優れた耐酸化特性から、SiC/SiC 複合材料は軽水炉における事故耐性燃料として米国を中心に世界で研究開発が進められている。中性子照射環境下では、結晶性の高い SiC が優れた寸法や強度の安定性を示すことが明らかになっている。SiC/SiC 複合材料は、作製方法により結晶粒サイズや不純物が異なり、通常時の耐高温水特性や事故時の耐高温水蒸気特性は、これらの材料特性に大きく依存する。液相焼結（LPS）材においては、アルミナやイットリア等の残存不純物が腐食を促進することが明らかになっている。また、SiC/SiC 複合材料においては繊維/マトリックスに C 界面相が存在する場合は、高温酸化雰囲気で大きく強度特性は劣化してしまう。照射効果を含む通常時の高温水から事故時の高温水蒸気環境に耐えるための SiC/SiC 被覆管開発の現状と今後の展望について述べる。

2. 研究開発方針

耐照射特性の観点から SiC 繊維は高結晶性の Hi-Nicalon type-S 又は Tyranno SA のみが対象となる。マトリックスは化学蒸気浸透（CVI）法で形成される高純度 SiC か、LPS 法で形成される焼結助剤等の不純物を含む SiC が対象となる。LPS 法で形成される SiC に関しては、耐高温水、耐高温水蒸気のための不純物制御が必須である。C 等の繊維/マトリックス界面相は、事故時の高温水蒸気と反応してしまうため、界面相を用いない材料開発を進めるか、表面に界面相を露出しないように SiC を形成するか、表面被覆技術の開発が必要となる。照射環境下での耐高温水特性や燃料との共存性に関して、明らかにする必要がある。

3. 現状と今後の展望

マトリックスの参照材となる CVD SiC は 1400℃の高温水蒸気に対して表面に数μm程度の酸化膜が形成されるのに対して、LPS SiC は焼結助剤量に応じて 10μm 程度から数 10μm 程度の焼結助剤成分と入り混じった酸化層が形成される。しかしながらジルコニウム合金は同条件で破損するため、高温水蒸気に対して SiC は大きな優位性があると言える。SiC の高温水腐食は溶存酸素に大きく依存し、20ppb の条件では、腐食量は非常に限られているが、8ppm の条件では材料の不純物に大きく依存することが明らかになった。LPS SiC では、粒界をイットリウム・アルミニウム・ガーネット（YAG）で形成することにより、CVD SiC に近い耐食性を示した。SiC 複合材料に関しては、YAG で粒界を制御するとともに、繊維/マトリックス界面相の無い粒子分散マトリックス複合材料の開発を行い、耐高温水、耐高温水蒸気特性に優れた SiC 複合材料を開発した。SiC は照射に対して非常に安定であるにも関わらず、イオン照射による照射欠陥が高温水腐食特性に大きく影響を及ぼすことが明らかになった。照射による表面電位変化の影響が示唆され、詳しいメカニズムの理解とそれに基づく表面改質、表面被覆の開発が今後の大きな課題である。

---

*Tatsuya Hinoki[1]

[1]Kyoto Univ.

2017年春の年会

材料部会セッション

事故耐性燃料被覆管及び制御棒開発の現状と今後の展望

Status and perspective of the accident tolerant fuel cladding and control rod development

(3) 事故耐性制御棒の開発

(3) Development of Accident Tolerant Control Rod

*太田 宏一[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

原子力発電の自主的安全性向上への取り組みの一環として、過酷事故の抑制や事象進展猶予の確保、非凝集性ガスの発生量削減、さらに放射性物質の放出抑制を目的とする事故耐性の高い燃料および炉心構成材の開発が世界的に注目されている。制御棒は、事故発生の如何によらず必要に応じて炉を停止し、継続的に未臨界を確保するための重要な炉心要素である。一方で、軽水炉で広く用いられている B_4C や Ag-In-Cd をステンレス鋼で被覆した制御棒の場合、事故時の大規模な燃料破損に先行して制御棒が破損し、溶落すると考えられる。さらに高温水蒸気と接触した B_4C や蒸気圧の高い Cd が揮発し、制御材と燃料物質が分離することも予想される。この時、緊急冷却措置として、真水や海水を注入した場合には、燃料が冠水し再臨界に至る懸念がある[1]。そこで、制御棒に関しても事故耐性に着目した開発が国内外で始められている。

2. 事故耐性制御棒の候補材

電力中央研究所は、過酷事故の初期過程において燃料棒に先行して破損せず、炉心が大規模に溶融、固化した場合にもウランと共存することが期待される「事故耐性制御棒」の開発を世界に先駆けて進めている。この制御棒開発では、通常時の炉心制御への影響を最小限に抑えながら、長期に渡って現行制御棒と同等またはそれ以上の制御棒価値を維持することも目指し、RE_2O_3-ZrO_2 または RE_2O_3-HfO_2 (RE:希土類元素) を新型中性子吸収材として利用する。また最近では、AREVA NP 社が、高融点で化学的安定性が高く、照射時の低スエリング特性や寿命延伸が期待できる Eu_2HfO_5 や Sm_2HfO_5/HfC を用いた制御棒開発に着手している。

3. 開発の進捗

これまでに、上記の新型中性子吸収材が現行の中性子吸収材と同等以上の反応度価値を有すること（右図）、1600℃までステンレス鋼被覆管材との高温共存性が高いこと[2]、室温～100℃の凝集水との共存性[2]や 1200℃以下の高温水蒸気雰囲気で熱化学的安定性に優れていること[3]が確認されており、事故耐性制御棒の概念成立上の問題は見出されていない。

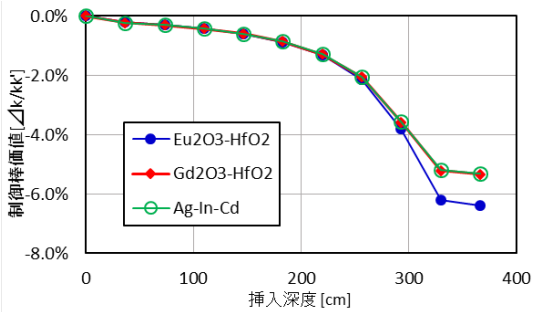


図 制御棒価値の挿入深度依存性解析結果

4. 今後の展開

提案されている事故耐性制御棒では、信頼性の高い現行のステンレス製被覆管が流用できる。また、図 1 に示すように部分挿入時の制御棒価値は現行材と同等であり、通常時の炉心制御には大きな影響を与えず、比較的短期間で実用化し、現行の軽水炉に導入できると期待される。その結果、高い事故耐性と全制御棒挿入時の未臨界度余裕の増大が実現できる。一方で、中性子照射挙動に関しては、実際の新型制御材を用いた照射試験によって確認する必要がある。さらに、事故耐性燃料の開発が進み、新型被覆管や燃料が実用化される際には、それらとの共存性の確認も重要な課題と考えられる。

[1] Recriticality in a BWR Following a Core Damage Event, NUREG/CR-5653、
[2] H. Ohta et al., Top Fuel 2016, 17556、[3] 中村ら、日本原子力学会 2017 春の年会、1I06

*Hirokazu Ohta[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

[2K_PL] Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs

Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)
Chair: Nobuyuki Ueda (CRIEPI)
Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[2K_PL01] Overview of the research committee

*Nobuyuki Ueda[1] （1. CRIEPI）

[2K_PL02] Safety characteristics and safety requirements for HTGR

*Hirofumi Ohashi[1] （1. JAEA）

[2K_PL03] Safety design issues to meet the safety requirements

*Kazutaka Ohashi[1] （1. Fuji Electric）

[2K_PL04] Design basis events and acceptance criteria

*Kazuhito Asano[1] （1. TOSHIBA）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

総合講演・報告 2

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs; Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

（1）研究専門委員会の概要

(1) Summary of the Research Committee

*植田　伸幸[1]

[1]電中研

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、高温の核熱を発電以外の用途にも利用できることから、第４世代原子炉の一つとして、世界各国で実用化に向けた研究開発が進められている。我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた高温ガス炉の技術基盤の確立が、日本原子力研究開発機構（JAEA）により進められている。平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」をはじめ、「経済財政運営と改革の基本方針2014」（いわゆる「骨太の方針」）（平成26年6月閣議決定）や「日本再興戦略」改定2014（平成26年6月閣議決定）において、高温ガス炉などの安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うことが明記されており、東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、安全性を高度化した原子炉としての高温ガス炉への期待が高まっている。

諸外国では、欧米において1960年代から高温ガス炉技術の研究開発が進められてきたが、近年では、米国、韓国において実証炉の概念設計、中国において実証炉の建設が進められている。特に中国やインドネシアにおいては、商用炉の導入計画を有しており、高温ガス炉に関する国際競争が高まりつつある状況にある。我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ当該技術を海外へ積極的に展開し、原子力安全の国際貢献に資するため、HTTR の設計、建設、運転・試験などを通じて蓄積した知見を取り込んだ高温ガス炉の安全基準を早急に示す必要がある。

このような背景のもと、平成25年4月に日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会を設立し、高温ガス炉の固有の安全性を反映させた実用高温ガス炉の安全要件の検討を進め（図１）、平成27年3月までの２カ年の検討内容をとりまとめた。

高温ガス炉の安全基準の整備にあたり、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の検討を経て作成された高温ガス炉における新たな安全確保方策に係る安全要件を具体化するため、安全設計と安全評価との相互関係を踏まえた安全設計プロセスを検討し、安全設計及び安全評価に関する基本的な考え方を構築することが必要であると考えられた（図２）。そこで、高温ガス炉の安全設計プロセスを具現化することを目的として、平成27年度より日本原子力学会に専門委員会を設立し、検討を開始した。

本報告では、研究専門委員会の２カ年の活動の概要について報告する。

2. 検討の進め方

高温ガス炉の安全基準作成の一環として、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方を構築し、前研究専門委員会で作成した安全要件の実用高温ガス炉への適用性を確認すると共に、安全要件を具体化していく安全設計プロセスについて、安全設計と

安全評価を繰り返していく際の手順や設計基準事象選定、設計評価項目、判断基準、評価手法などに関する基本的な考え方をまとめる（図３）。

なお、高温ガス炉全般を対象とするが、燃料要素形式については、我が国で技術開発を行っているプリズマティック型（ブロック型）を中心に検討を進めている。

以下に、各検討項目の概要を示す。また、検討スケジュールを図４に示す。

① 安全設計プロセスの検討

安全設計、システム設計、安全評価などに関するプロセスを系統的に整理し、安全設計のプロセス、性能要求項目（安全設計における評価項目）をまとめる。検討に際しては、設計と評価の相互関係を整理し、安全評価におけるリスク論の適用も視野に入れる。

② 設計基準事象の検討

決定論的手法及び確率論的手法を活用し、事象の包絡性を考慮しつつ、多重故障を伴う事象シーケンスを含む設計基準事象選定の考え方を構築する。また、代表的な設計に対する、具体的な設計基準事象の検討も行う。

③ 許容基準の検討

保守的評価に加え、最適評価の適用性を考慮しつつ、安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC）に対する許容基準をまとめる。

④ 新たな安全性評価法の検討

固有の安全特性や受動的安全特性を積極的に採用する高温ガス炉の特長を踏まえた、新たな安全評価手法の可能性について、水炉や高速炉で適用されている安全評価手法（決定論的、確率論的）に拘らない評価手法について、定量的な評価指標を含めて検討する。

⑤ IAEA CRP における活動のフォローアップ

JAEA が参画している IAEA の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project: CRP）の第１回研究調整会合において、下記の方針が定められたことから、当該活動をフォローし、必要に応じて本研究専門委員会の活動に反映させる。

3. 成果の活用

本成果は、今後の高温ガス炉の安全指針（性能水準要求）の策定などに活用する。

4. まとめ

本総合報告・講演では、委員会活動の概要（本報告）に加え、本研究専門委員会における最終報告として、高温ガス炉の安全上の特長と安全要件の概要をセッション(2)で報告すると共に、安全要件を達成するための設計事項と設計基準事象と許容基準（②、③）について、それぞれセッション(3)、(4)で報告する。

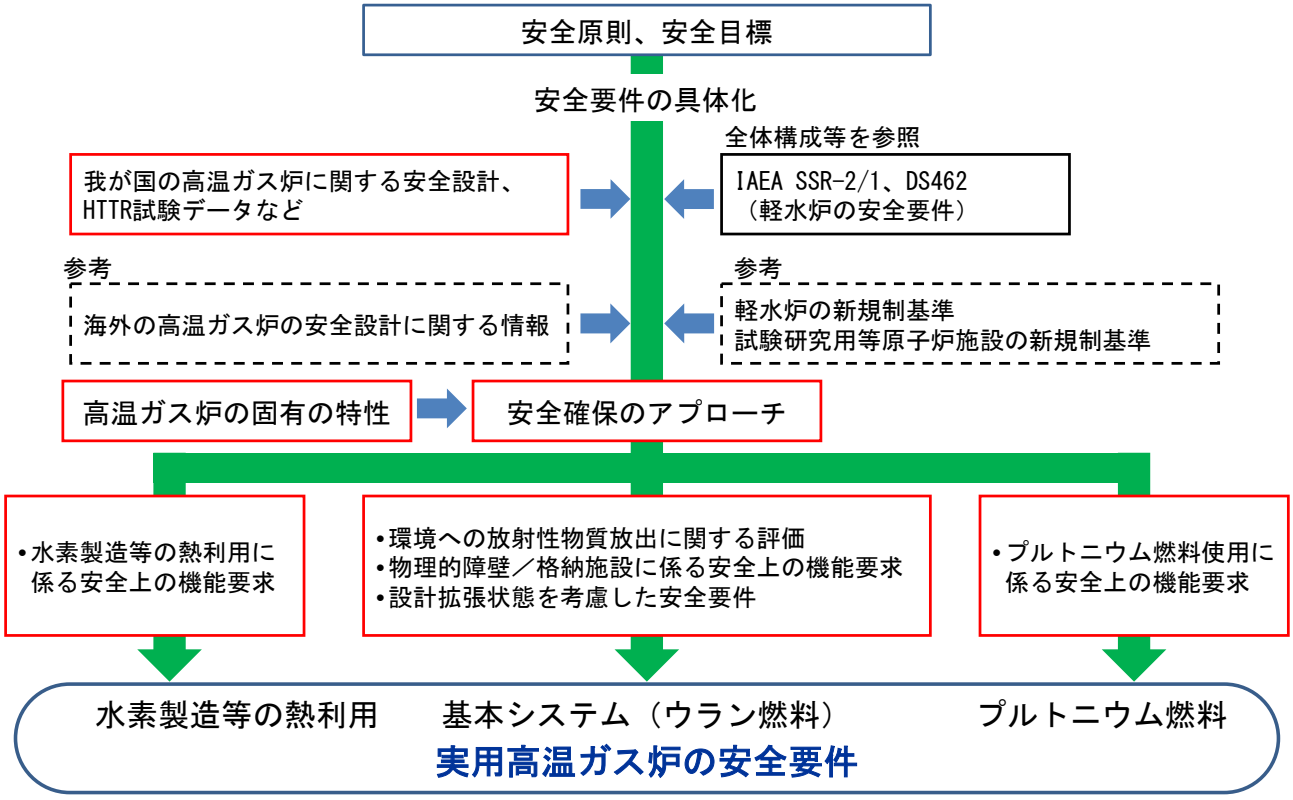


図１　前研究専門委員会「高温ガス炉の安全設計方針」（平成 25 年 4 月～平成 27 年 3 月）における検討フローの全体概要

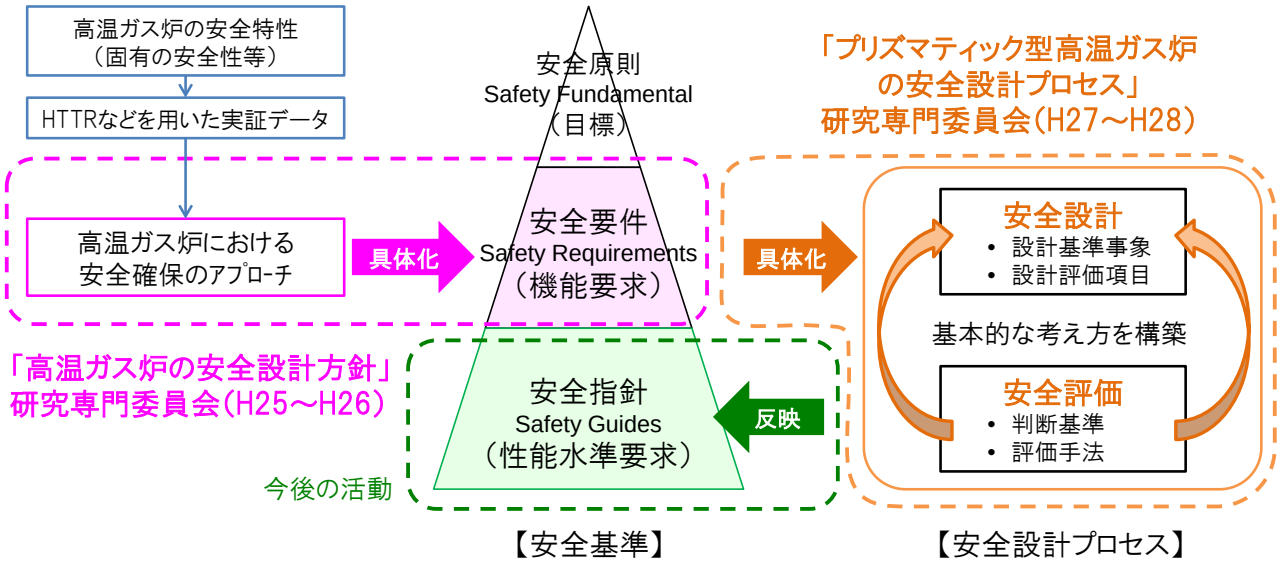


図２　前研究専門委員会と本研究専門委員会の関係

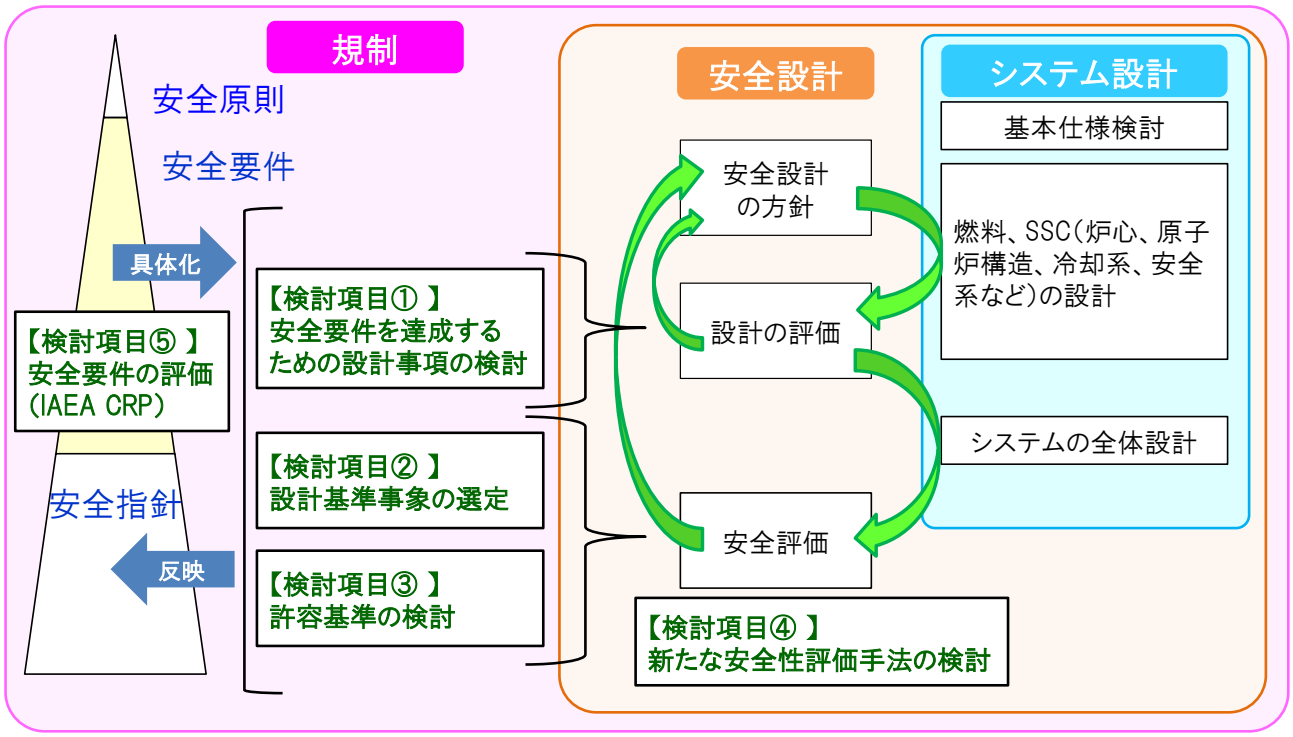


図３　本研究専門委員会における検討の全体像

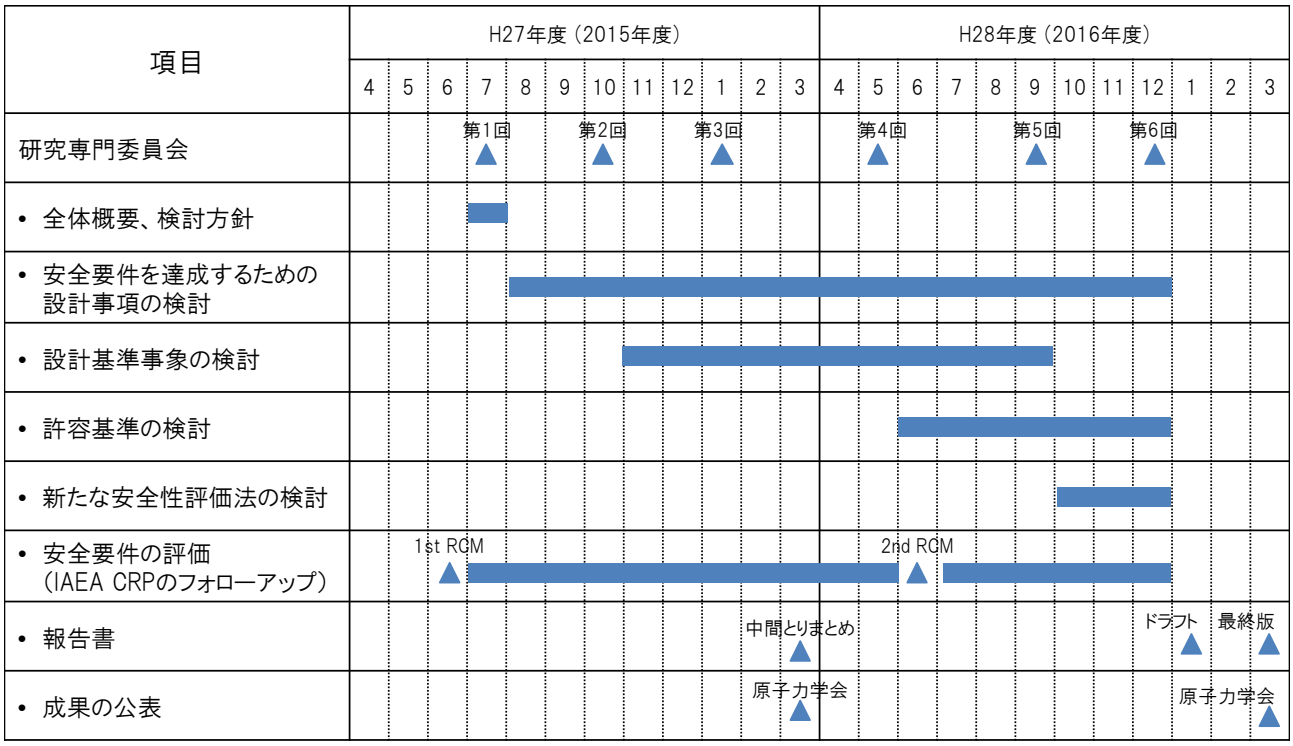


図４　本研究専門委員会の検討スケジュール

*Nobuyuki Ueda[1]

[1]CRIEPI

2017年春の年会

総合講演・報告 2

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs; Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(2) 高温ガス炉の安全上の特長と安全要件の概要

(2) Safety characteristics and safety requirements for HTGR

*大橋　弘史[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用できることから、第 4 世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では、我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」などにおいて、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、福島第一原発事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR や実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準の国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～26 年度）において、実用高温ガス炉の安全基準のうち機能要求を規定する安全要件を作成した。これに引き続き、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会（平成 27 年度～28 年度）において、実用高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）を繋ぐ考え方の構築を進めてきた。本講演では、高温ガス炉の安全上の特長及び安全要件の概要について報告する。

2. 高温ガス炉の安全上の特長

2-1. 高温ガス炉の原子炉基本構成

(1) 燃料（被覆燃料粒子）

軽水炉では、金属材料で被覆した燃料を使用するが、高温ガス炉では、セラミックで被覆した三重等方性（TRISO）被覆燃料粒子を用いる（表 1)。高温ガス炉燃料の一例として、プリズマティック型高温ガス炉である HTTR の燃料を図 1 に示す。被覆燃料粒子は、燃料核（二酸化ウラン、ウランの炭化物と酸化物混合等）を熱分解炭素及び炭化ケイ素（SiC）で 4 重に被覆した直径約 1mm の粒子型の燃料である。被覆燃料粒子の 4 重の被覆材は、内側から、①低密度の熱分解炭素（PyC）層（バッファー層)、②内側高密度 PyC 層、③SiC 層、④外側高密度 PyC 層で構成されている。被覆燃料粒子は耐熱性に優れ、1600℃以上の高温においても被覆の健全性は損なわれず核分裂生成物（FP）を確実に燃料内に閉じ込め、2000℃以上にならなければ短時間うちに FP 保持機能が失われることはない[1)]。被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックスを用い燃料コンパクトとして成型され、燃料棒に装荷さえる。更に、六角柱の黒鉛ブロックの空孔に燃料棒が装荷され、燃料棒と黒鉛ブロック間の環状流路が冷却流路孔となる。炉心は、燃料ブロックを積層し外周を反射体ブロックで取り

表 1　原子炉の基本構成

	高温ガス炉	軽水炉
燃料	セラミック被覆（被覆燃料粒子）	金属被覆
減速材	黒鉛	水
冷却材	ヘリウムガス	水

囲むことにより形成される。

(2) 減速材（黒鉛）

高温ガス炉では、減速材として黒鉛を用いる。黒鉛は減速能が水に比べて低いため相対的に大きな質量、すなわち大きな体積を必要とする。このため、炉心出力密度は軽水炉の 1/10 以下になるが、炉心は発熱密度に比して大きな熱容量を持つことになる。これにより、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化は小さく、かつ、緩慢となる。黒鉛は、耐熱性に優れ（昇華温度約 3000℃）、2500℃程度までは強度の低下がなく、燃料の制限温度よりも高温においてでも構造健全性を維持することができる [1)]。また、黒鉛は熱伝導が高いことも特長であり、事故時における炉心径方向への熱輸送に大きく寄与する。更に、核分裂生成物を保持する能力も有しており、炉心からの放射性物質放出量の低減に寄与できる。なお、高度に構造化され、高密度、高純度で耐食性に優れた原子炉級黒鉛（graphite）は、石炭（coal）及び木炭（charcoal）とは別の材料であって自己燃焼しない [2)]。一方、黒鉛材料は空気や水蒸気と反応し酸化するため、高温ガス炉の安全評価では、1 次系配管破断による炉心へ空気侵入事故や熱交換器伝熱管破断による炉心への水侵入事故を設計基準事故として選定し、黒鉛構造物の酸化量を評価し炉心の構造健全性を確認している [3)]。

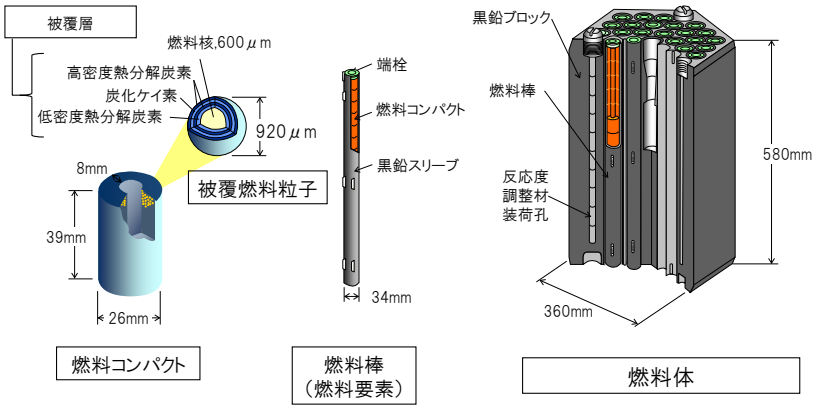


図 1　高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）

(3) 冷却材（ヘリウムガス）

高温ガス炉では、冷却材として 4～7MPa に加圧したヘリウムガスを用いる。冷却材のヘリウムは原子炉の使用条件下では気体であり相変化がなく、また核的な効果（中性子の減速や吸収など）をほとんど持たないため、1 次冷却系配管の破損などによりヘリウムガスが喪失しても、水・蒸気の二相流で生じるような相変化に起因する温度変化がなく、炉心の反応度にも影響を与えない。また、化学的に不活性で放射化しないため、燃料、構造材及び事故時に関与する可能性がある化学物質（酸素、水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素）との化学反応や核反応を起こさず、材料腐食や腐食生成物の放射化の問題もない。

2-2. 高温ガス炉の固有の安全性

上記の原子炉基本構成要素の特長から得られる高温ガス炉の固有の安全性は、以下にまとめられる。

- 燃料の耐熱温度が高い
- 炉心構造物（黒鉛）の耐熱温度が高い。このため、炉心構造物の溶融のおそれがない
- 発熱密度に比して炉心の熱容量が大きいため、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が小さく、かつ、緩慢
- 低出力密度、炉心の長尺設計により、原子炉圧力容器表面からの熱放射等により崩壊熱除去が可能
- 全運転状態を通じて、大きな負の反応度温度係数をもつ。このため、反応度温度フィードバックによる自然炉停止特性、出力自己制御性が得られる

3. 実用高温ガス炉の安全要件

3-1. 安全確保の考え方

安全要件の作成にあたり、前述の高温ガス炉の固有の特性を活かした、実用高温ガス炉における安全確保の基本的考え方を以下のように定めた。

- 放射性物質の重大な放出を招く可能性のある状況が実質的に排除されるようにする

- 被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能を維持する
- 受動的安全設備あるいは固有の特性に基づき、必要な安全機能を達成する

すなわち、実用高温ガス炉の安全設計では、多重故障を伴う事象に対しても設計で対処し、炉心の著しい損傷事故（被覆燃料粒子被覆層の損傷に伴う環境への著しい放射性物質の放出）が発生しないように設計することを要求することとした。

3-2. 実用高温ガス炉の安全要件の概要

上記の安全確保の考え方に基づき、実用高温ガス炉の安全要件を作成した。このうち、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を中心に、軽水炉の安全要件[4]との違いを含めながら以下に概説する（図１）。

(1) 放射性物質の閉じ込め

軽水炉の安全要件では、燃料要素及び燃料集合体に関して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にのみ、これらの健全性維持が要求されている。一方、実用高温ガス炉では、被覆燃料粒子の優れた放射性物質閉じ込め機能を活用し、原子炉格納施設への放射性物質閉じ込め機能要求を緩和すること、更に、究極の安全性を目指した高温ガス炉では、事故状態に被覆燃料粒子のみに放射性物質閉じ込め機能を期待することを目指している。そこで、運転状態及び事故状態のすべてにおいて、安全確保の観点から要求される放射性物質閉じ込め性能が維持されるように設計することを被覆燃料粒子に対する安全要件としている。また、軽水炉の安全要件では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能要求を課す設備として「格納容器」の設置を規定しているが、実用高温ガス炉の安全要件では、燃料に対して事故時における放射性物質閉じ込め機能維持を要求することにより、気密性能の緩和（コンファイメントの適用）を容認している。

(2) 原子炉の停止

高温ガス炉では、原子炉停止系として制御棒系と後備停止系（制御棒系が何らかの原因で挿入できない場合のバックアップ）を設ける設計が一般的である。一方、HTTR を用いた安全性実証試験で確証されているように、高温ガス炉は優れた固有の炉停止特性を有し、燃料の高い耐熱性や出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して炉心の温度変化が小さくかつ緩慢である特性とあいまって、1 次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する[5]。このような特長を考慮し、軽水炉の安全要件では原理の異なる独立 2 系統を要求しているのに対し、高温ガス炉の安全要件では原理の異なる 2 つの手段を要求することとし、固有の炉停止特性を 1 つの停止手段とみなす考え方としている。

(3) 炉心からの除熱

HTTR を用いた安全性実証試験によって、炉心の強制冷却を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉圧力容器の外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能であることの実証を進めている[5]。すなわち、安全上、炉心の強制冷却は不要であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されない事故時を含め残留熱の除去が必要なすべての状態において、炉室の自然対流及び原子炉圧力容器からの熱放射によって間接的に炉心を冷却できる可能性がある。このことから、実用高温ガス炉の安全要件では、軽水炉に要求されている非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）を適用除外とし、原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）のみを要求する考え方としている。

また、外部電源喪失に対しては、受動的な設備と固有の安全性による安全確保を要求しているため、軽水炉で規定されている炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備への電源供給は不要であり、プラントパラメータ監視、放射線モニタリングへの電源供給のみを要求している。

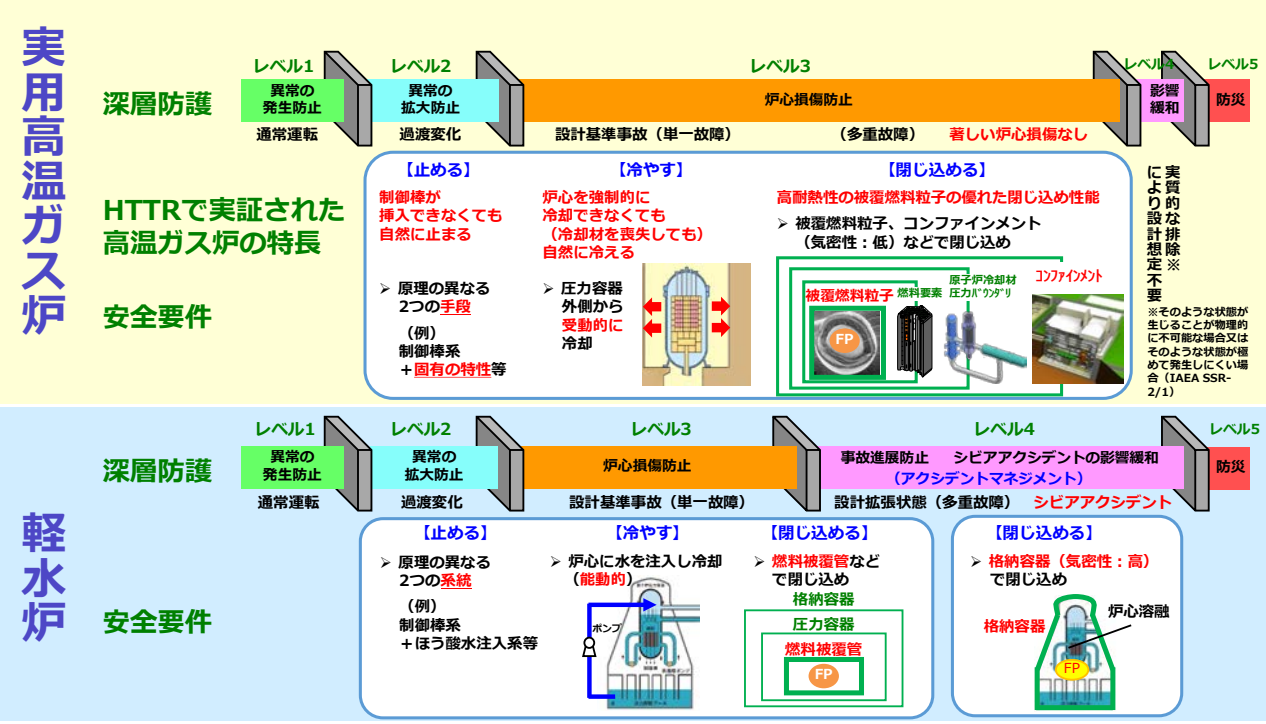


図 2　実用高温ガス炉の安全要件の概要

3-3. IAEA CRP における安全要件の検討

国際原子力機関（IAEA）の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（CRP）において、高温ガス炉建設の実績を有する先進国や今後の導入を検討している新興国などの 8 カ国（日本（原子力機構）、中国、独国、インドネシア、カザフスタン、韓国、ウクライナ及び米国）が集い、平成 26 年 12 月から 3 年間の計画で、国際標準となる実用高温ガス炉安全要件案について検討を行っている。これまでの 2 回の研究調整会合（平成 27 年 6 月、平成 28 年 6 月）などを通じて、日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した安全要件や米国が提案する安全要件についてのレビューを進めている。今後、１つの安全要件にまとめ、NE シリーズ技術報告書として刊行する計画である。

4. まとめ

高温ガス炉の安全上の特長、IAEA における国際標準化を目指して日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の概要について報告した。実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

参考文献

1) 林君夫, 沢和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, ”高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界, “ JAERI-M 89-162, Japan Atomic Energy Research Institute (1989).
2) D. G. Schweitzer, D. H. Gurinsky, E. Kaplan, C. Sastre, “A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the U.S. NRC,” NUREG/CR-4981 (1987).
3) S. Katanishi, K. Kunitomi, “Safety Evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300),” NED, 237, pp. 1372-1380 (2007).
4) IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 Rev.1 (2016).
5) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol., 51 (11-12), pp. 1427-1443 (2014).

*Hirofumi Ohashi[1]

[1]JAEA

2017年春の年会

総合講演・報告 2

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs; Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(3) 安全要件を達成するための設計事項

(3) Safety design issues to meet the safety requirements

*大橋　一孝[1]

[1]富士電機

1. はじめに

日本原子力学会では実用高温ガス炉の安全基準作成や国際標準化に資するため、平成 27 年度から 2 年間、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めてきた。具体的には、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25～26 年度）において作成した安全要件の実際の設計への適用を図るため、機能要求である安全要件を具体的に展開することを目的とし、安全要件を達成するために燃料や原子炉を構成する構築物、系統及び機器（SSC：Structure, System and Component）の安全設計において評価すべき事項（以下、「安全要件を達成するための設計事項」という。）を検討した。本講演では、この検討結果について報告する。

2. 検討範囲

検討にあたり、基本方針を以下のように定めた。

- 実用高温ガス炉を構成する燃料や SSC の設計のうち、重要性が高く、かつ、安全要件が軽水炉のそれと大きく異なるものを対象とする。
- 軽水炉などと共通で一般的な設計に関する安全要件は検討の対象外とする。（例えば、要件：フェールセーフ設計、要件：安全上重要な設備の校正、試験、保守、修理、交換、検査及び監視、など）
- 高温工学試験研究炉（HTTR）や原子力機構が設計した実用高温ガス炉（GTHTR300）の設計方針の考え方（設置許可申請書添付書類八など）を適宜、参考とする。

上記の検討方針に従い、全 82 の要件から構成させる実用高温ガス炉の安全要件のうち、燃料及び以下に示す SSC の設計に関する安全要件を検討範囲とした。

(1) 燃料設計
- 要件 43：被覆燃料粒子の性能
- 要件 44：燃料要素の性能

(2) 炉心設計（炉心、原子炉停止系）
- 要件 45：原子炉の炉心の構造上の能力
- 要件 46：原子炉の炉心の制御
- 要件 47：原子炉の停止

(3) 原子炉冷却材系設計

- 要件 48：原子炉冷却材系の設計
- 要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護
- 要件 50：原子炉冷却材の浄化

(4) 2 次冷却材系設計

- 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計

(5) 崩壊熱除去系設計

- 要件 52：原子炉の炉心から最終的な熱の逃し場への残留熱の輸送

(6) 格納施設設計

- 要件 53：原子炉の格納構築物
- 要件 54：原子炉のコンファインメント
- 要件 55：コンファインメントからの放射性物質の放出の管理
- 要件 56：コンファインメントの隔離
- 要件 57：コンファインメントの立入り
- 要件 58：コンファインメントの状態の管理

3. 検討結果

上記検討範囲の安全要件について、各安全要件に規定されている機能要求を整理し、それら各機能要求を達成するために安全設計において評価すべき事項(安全要件を達成するための設計事項)へと展開した。ここでは、一例として、燃料設計のうち「被覆燃料粒子の性能」に関する安全要件（表 1）及び炉心設計のうち「原子炉の炉心の制御」に関する安全要件（表 2）についての検討結果を以下に示す。

3-1. 燃料設計

被覆燃料粒子の性能に対する安全要件（表 1）では、下線付括弧書きで示すように、「運転状態、事故状態及び燃料取扱時の構造健全性維持」が機能要求として規定されている。この機能要求について、安全要件を達成するための設計事項へ展開した結果を表 3 に示す。また、安全要件を達成するための設計事項に関連する設計パラメータやプラント挙動に関するパラメータなどを着目パラメータとして表中に示す。被覆燃料粒子の損傷挙動は原子炉の状態によって異なるため、「通常運転時」、「運転時の異常な過渡変化及び事故時」及び「燃料取扱時」に分類して整理し、これらの主要な破損挙動について、破損挙動に影響を与える条件や事象を考慮して、被覆燃料粒子の健全性を評価することを定めた。

3-2. 炉心設計

原子炉の炉心の制御に関する安全要件（表 2）では、「核的な固有の特性（自己制御性、安定性）の担保」、「出力分布の最適化」及び「反応度添加の抑制」が機能要求として規定されている。この機能要求から安全要件を達成するための設計事項へと展開した結果を表 4 に示す。

「核的な固有の特性（自己制御性）の担保」については、反応度出力係数がすべての運転範囲において負となるようにすべきことを定めた。「核的な固有の特性（安定性）の担保」については、通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱、並びに、キセノンの生成による出力分布の空間振動に対して、出力振動が十分な減衰特性をもつようにすべきことを定めた。

また、「出力分布の適正化」については、炉心が比較的小型（30MW）の HTTR では、通常運転時の燃料温度制限の観点から、燃料温度分布が平坦になる出力分布を得るようにしているが、炉心を大型（600MW）の GTHTR300 の設計では、事故時の燃料温度制限の観点から、最大出力密度を抑えるため出力分布を平坦化するようにしていた。このような最適化は設計に依存することから、ここでは「通常運転時に適切な出

力分布とすべきである」という表現とした。

「反応度添加の抑制」については、運転時の異常な過渡変化で想定される反応度投入事象、想定される反応度が投入される事故及び高温全出力運転中において想定される制御棒の落下事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても燃料などの設計限度を超えることがないように、制御棒の反応度添加量などを制限することを定めた。

表１　燃料設計（被覆燃料粒子の性能）に関する安全要件

要件 43　：　被覆燃料粒子の性能

原子炉システムの被覆燃料粒子は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。【運転状態、事故状態及び燃料取扱時の構造健全性維持】

6.1. 考慮されるべき劣化プロセスは、次のものから生じるものを含まれなければならない。すなわち、被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇、被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動、被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響、照射、温度の変化、化学的影響、静的及び動的な荷重、である。データ、計算及び製造の不確かさに対する許容幅が考慮されなければならない。

6.2. 燃料の設計限度は、放射性物質の放出が容認限度以下に保たれるように、燃料製造時における被覆燃料粒子被覆層の破損率、製造工程で生じる被覆燃料粒子外面のウランによる汚染の割合、並びに、すべての原子炉システム状態における燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率などに関する限度を含めなければならない。

6.3. 被覆燃料粒子は、燃料取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

表２　炉心設計（原子炉の炉心の制御）に関する安全要件

要件 46　：　原子炉の炉心の制御

原子炉システムの原子炉の炉心のあらゆる状態で生じる中性子束分布は、原子炉の停止後に生じる状態、燃料の交換中又は交換後の状態並びに予想される運転時の事象及び事故状態を含めて、固有の安定性を持たなければならない【核的な固有の特性（自己制御性、安定性）の担保】**。中性子束分布、レベル及び安定性をすべての運転状態において定められた設計限度内に維持するための制御系への要求は最小にされなければならない**【出力分布の適正化】。

6.6. 原子炉の炉心内の中性子束分布とその変化を検出・制御する適切な手段が、設計限度を超えるような炉心領域がないことを確実なものとするために、必要に応じて設けられなければならない。

6.7. 反応度制御装置の設計では、摩耗並びに燃焼、物理的特性の変化及び気体の発生のような照射の影響について十分な考慮が払われなければならない。

6.8. 運転状態及び事故状態において正の最大投入反応度とその投入率は、冷却能力を維持するため、及び原子炉の炉心へのいかなる重大な損傷も防止するため、制限又は補償されなければならない【反応度添加の抑制】。

表 3　燃料設計（被覆燃料粒子の性能）に関する安全要件を達成するための設計事項

機能要求	安全要件を達成するための設計事項	着目パラメータ	原子炉状態
通常運転時の構造健全性維持	通常運転時における燃料の設計限度(燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率など)を超えることがないよう、被覆燃料粒子被覆層の仕様(被覆層厚さなど)を適切に定め、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇 • 考慮すべき条件:燃料温度、燃焼度、照射(中性子束、照射時間)の影響 ② 被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動 • 考慮すべき条件:燃料温度、燃料内温度勾配、照射(中性子束、照射時間)の影響 ③ 被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響 • 考慮すべき条件:燃料温度、燃焼度、照射(中性子束、照射時間)の影響	燃料破損率等 ①被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇:応力 ②被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動:燃料核移動距離 ③被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響:腐食距離	通常運転時
運転時の異常な過渡変化時及び事故時の構造健全性維持	運転時の異常な過渡変化及び事故時における燃料の設計限度(燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率など)を超えないことの確認のため、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 異常昇温による SiC 層の熱的劣化 • 評価事象の例:除熱異常、反応度投入 ② 異常昇温による内圧上昇 • 評価事象の例:除熱異常、反応度投入 ③ 酸化性ガス(空気、水・蒸気)による酸化の影響 • 評価事象の例:空気侵入、水侵入	燃料破損率等 ①異常昇温による SiC 層の熱的劣化・破損:燃料温度 ②異常昇温による内圧上昇:応力、エンタルピー ③酸化性ガス(空気、水・蒸気)による酸化の影響:腐食雰囲気指標(酸素分圧及び温度など)	運転時時の異常な過渡変化時 事故時
取扱時の構造健全性維持	燃料要素及び燃料体の輸送時及び取扱中に破損等を生じないよう、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。 ① 燃料取扱に伴う荷重及び応力 • 評価事象の例:燃料取扱、燃料取扱中に想定される落下に際して加わる荷重	応力	燃料取扱時

表 4　炉心設計（原子炉の炉心の制御）に関する安全要件を達成するための設計事項

機能要求	安全要件を達成するための設計事項	着目パラメータ	原子炉状態
核的な固有の特性（自己制御性）の担保	すべての運転範囲で炉心が負の反応度フィードバック特性をもつように、ドップラー効果に基づく負の反応度温度係数を有し、このドップラー効果と減速材温度効果等を総合した反応度出力係数はすべての運転範囲で負となるようにすべきである。	反応度温度係数、反応度出力係数	通常運転時
核的な固有の特性（安定性）の担保	通常運転時に起こり得る出力変化及び外乱に対して、燃料に関する設計限度を超えることがないよう、固有の負の反応度フィードバック特性と原子炉出力制御装置により、炉心が十分な減衰特性をもつようにすべきである。	減衰性	通常運転時
	キセノンの生成による出力分布の空間振動に対して、燃料に関する設計限度を超えることがないよう、固有の負の反応度フィードバック特性と、解析評価等により必要と判断される場合は原子炉出力制御装置により、炉心が十分な減衰特性をもつようにすべきである。	炉規模（大きさ、中性子束レベル）、減衰性	通常運転時
出力分布の適正化	通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリ、燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、燃料の濃縮度、配置、反応度調整材の配置等を適切に定め、通常運転時に適切な出力分布とすべきである。	燃料温度、出力分布	通常運転時
反応度添加の抑制	運転時の異常な過渡変化で想定される反応度投入事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料の健全性を確保できるよう、制御棒の反応度添加量と反応度添加率を制限すべきである。	反応度添加量、反応度添加率	運転時の異常な過渡変化時
	想定される反応度が投入される事故に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料や燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、制御棒の反応度添加量を制限すべきである。	反応度添加量	事故時
	高温全出力運転中において想定される制御棒の落下事象に対して、原子炉の緊急停止を行わなくても、燃料や燃料からの FP 放出などに関する設計限度を超えることがないよう、制御棒が落下した場合の負の反応度添加量を制限すべきである。	反応度添加量	事故時

4. まとめ

原子力学会研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」において検討した、安全要件を達成するための設計事項について報告した。当該設計事項は、燃料や原子炉を構成する SSC の設計において性能水準要求を定める安全指針の基本的考え方となるものである。今後、本検討結果を含めた実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

*Kazutaka Ohashi[1]

[1]Fuji Electric

2017年春の年会

総合講演・報告 2

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs; Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

（4）設計基準事象と許容基準

(4) Design basis events and acceptance criteria

*浅野 和仁[1]

[1]東芝

1. はじめに

日本原子力学会では実用高温ガス炉の安全基準作成や国際標準化に資するため、平成 27 年度から 2 年間、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めてきた。本講演では、設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方の検討結果について報告する。

2. 設計基準事象の選定方針

2-1. 検討範囲

安全設計とその評価で対象とすべき内的事象に起因する設計基準事象は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を対象としている。「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）にて作成した「実用高温ガス炉の安全要件」では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の対象範囲を以下のとおりとしている。

(1) 運転時の異常な過渡変化

「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該事象が継続した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのある事象に進展するおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

(2) 設計基準事故

「当該事象が発生した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

なお、設計基準事故は、「『単一故障基準』を適用した在来の設計基準事故」と「起因事象が発生した際に、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象」の２つに区分している。

2-2. 選定方針

設計基準事象の選定フローを図１に示す。実用高温ガス炉の安全要件に基づき、起因事象に加えて多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象を設計基準事象の対象とする。そのため、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象の選定に当たっては、起因事象と緩和機能の成否の組み合わせを考慮した経路「事故シーケンス」を網羅的に摘出する。事故シーケンスの同定には決定論的な手法を用いる。

これは、高温ガス炉の基本構成要素である、被覆燃料粒子、黒鉛製炉内構造物、ヘリウム冷却材の固有の特性から、高温ガス炉では炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないため事象進展が簡素であること、受動的な安全設備の採用が可能であり、支援系が不要または簡素なので事故シナリオの把握が容易なためである。

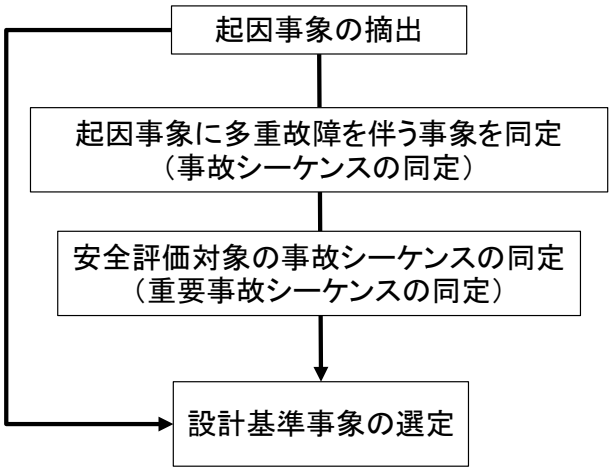


図１　設計基準事象選定の流れ

同定された事故シーケンスのうち、発生頻度を評価及び参照した結果、発生の可能性が極めて低い、又は、発生を仮定してもその影響が十分に小さいと考えられるものは設計基準から除外した。ただし、除外した事象については、事業者が定期安全レビューにおいて最新の科学的知見及び技術的知見に基づき、事象の頻度や影響を継続的に見直すこと、見直しの結果、除外した事象が設計基準の除外基準に適合しなくなった場合には、これを設計基準事象に取入れることを要求する。

次に、起因事象及び事故シナリオの特徴を代表するとともに、安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しくなると想定される事故シーケンスを安全評価対象とする「重要事故シーケンス」として同定する。以上で同定された起因事象及び重要事故シーケンスを設計基準事象とする。なお、外的事象は、サイト条件に基づき設計基準を設定するとともに、設計基準の外的事象に起因する安全系の多重故障が発生しないように設計することを要求する。

3. 許容基準の考え方

3-1. 検討方針

本検討では、実用高温ガス炉の設計評価において、その事象を収束させるべき許容基準、すなわち、安全評価の判断基準の考え方を定めた。具体的には、実用高温ガス炉の安全要件に基づき導出された「安全要件を達成するための設計事項」のうち、「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」に関連する安全要件を達成するための設計事項の確認に必要な着目パラメータを選定する。また、HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータとの比較により見落としのないことを確認するとともに、判断基準の考え方を参考に許容基準案を定める。

3-2. 検討結果

表１に運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する「安全要件を達成するための設計事項」のうち、プラント挙動に関する着目パラメータの検討結果を示す。一方、HTTR の運転時の異常な過渡変化に対する許容基準は、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層が損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設が通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認すること」を目的として定められている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- 被覆燃料粒子被覆層の破損を十分許容し得る小さな値とすること。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。

表１　運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する安全要件を達成するための設計事項のうち、プラント挙動に関する着目パラメータ

プラント状態	安全要件	着目パラメータ
運転時の異常な過渡変化	要件 43：被覆燃料粒子の性能 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	燃料破損率
	要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計	原子炉冷却材 圧力バウンダリにかかる圧力
	要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	原子炉冷却材 圧力バウンダリ温度
設計基準事故	要件 43：被覆燃料粒子の性能 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	燃料破損率
	要件 44：燃料要素の性能 要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 54：原子炉のコンファインメント	燃料要素の燃料部が 黒鉛ブロック内に留まること （燃料要素下栓の 残存等価厚さ）
	要件 45：炉心の構造上の能力 要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 54：原子炉のコンファインメント	炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト）が炉心支持に必要な強度を有していること
	要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護 要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計	原子炉冷却材 圧力バウンダリにかかる圧力
	要件 48：原子炉冷却材系の設計 要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送	原子炉冷却材 圧力バウンダリ温度
	要件 58：コンファインメントの状態の管理	コンファインメント バウンダリにかかる圧力、温度
	要件 51：水又は水蒸気を用いた 2 次冷却材系の設計 要件 58：コンファインメントの状態の管理	可燃性ガス濃度
	要件 54：原子炉のコンファインメント 要件 58：コンファインメントの状態の管理	被ばく量

また、設計基準事故については、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層の著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射線による敷地周辺への影響が大きくならないよう放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認すること」を目的として許容基準を定めている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- 未臨界性と炉心の冷却性を確保していること。

- 被覆燃料粒子被覆層の著しい破損を生じないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。
- コンファインメントバウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- コンファインメントバウンダリは安定した強度を確保していること。
- 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

次に、前述の「安全要件を達成するための設計事項」から導出した着目パラメータと HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータを比較した。その結果、安全要件からトップダウン的に導出した着目パラメータに見落としがないことを確認した。また、HTTR 判断基準の考え方を参考に、導出した着目パラメータに対応する許容基準を下記のとおり定めた。

(1) 運転時の異常な過渡変化

1) 燃料最高温度は 1600°C を超えないこと。

2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
   - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること
   - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。

(2) 設計基準事故

1) 被覆燃料粒子の有意な破損が生じることなく、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。具体的には、
   - 被ばく上有意な被覆燃料粒子の破損が生じないこと。
   - 燃料要素の燃料部は、黒鉛ブロック内に留まっていること。
   - サポートカラムが炉心を支持するのに必要な強度を有していること。

2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
   - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き最高使用圧力の 1.2 倍以下とし､1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
   - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。

3) コンファインメントバウンダリの健全性が保たれること。
   - コンファインメントバウンダリにかかる圧力によって、コンファインメントバウンダリを破損させないこと。
   - コンファインメントバウンダリの温度は、制限値を超えないこと。
   - コンファインメント内の可燃性ガス濃度が爆発範囲外であること。

4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

4. まとめ

原子力学会研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」において検討した、実用高温ガス炉の設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方について報告した。今後、本検討結果を含めた実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

*Kazuhito Asano[1]

[1]Toshiba Corporation

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

[2L_PL] Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[2L_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

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

[2L_PL02] Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ

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

[2L_PL03] Risk Appraisal and Management

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

[2L_PL04] Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus of Tokyo Tech)

[2L_PL05] Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Inst. of Technol.)

[2L_PL06] The report from a waste examination subcommittee

*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(1) 福島の廃炉の概況と課題全般

(1) General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

宮野　廣[1]

[1]廃炉検討委員会委員長，法政大学

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。このため、日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うとともに学会事故調の提言・課題をフォローするため、平成 26 年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」(廃炉委、委員長：宮野廣、副委員長：関村直人、岡本孝司)を設置し、活動を進めてきている。

特に、関心の高い個別検討課題に取り組むために分科会を設立。即ちリスク評価分科会（主査：山口彰)、建屋の構造性能検討分科会（主査：瀧口克己)、ロボット分科会（主査：吉見卓)、事故提言・課題フォロー分科会（主査：山本章夫)、廃棄物検討分科会(主査:柳原敏)を設けて検討を進めている。

本セッションにおいては、冒頭、福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況と課題全般を委員長から紹介する。これらの情報を共有したうえで、廃炉検討委員会の各分科会での活動成果を紹介し、原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

Hiroshi, Miyano[1]

[1]Hosei Univ.

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(2)事故課題フォロー分科会(事故進展に関する未解明事項フォローWG)の取り組み

(2) Activity of Subcommittee on Follow-up of Unresolved Issues of the Accident from AESJ

事故課題フォロー分科会主査　名古屋大学　山本章夫

事故進展に関する未解明事項フォローWG 主査　東京大学　越塚誠一

1. 概要

原子力学会は、2014 年 3 月に「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」(以下、事故調報告書)を出版し、その中で将来にわたる原子力災害防止にむけた提言をとりまとめた。学会廃炉委員会の事故提言フォロー分科会(現事故課題フォロー分科会)においては、事故調報告書の提言についての取り組み状況と、事故進展に関する未解明点のフォローを実施している。

2. 事故調提言への取り組み状況の取りまとめ

提言に対する取り組みの調査結果については、2016 年 3 月に「学会事故調最終報告書における提言の取り組み状況(第 1 回調査報告書)として取りまとめた。本文書は、原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の HP よりダウンロード可能である。

3. 事故進展に関する未解明点のフォロー状況

3-1. 目的・計画

事故後 5 年が経過し、事故進展についてはかなりの知見が得られてきている。これまでに得られた事故進展に関する新たな知見、これらに基づく未解明事項の解明状況を整理し、とりまとめることは、安全性向上及び廃炉作業の計画をする上で重要である。そのため、「事故進展に関する未解明事項フォローWG」を設置し、以下の検討を計画している。

- フォローすべき課題(未解明点)を確認する。学会事故調報告書、東電未解明レポートなどを参照し、現在すでに解明された課題でも、事故直後に未解明点とされていたものを含めて整理する。
- 抽出された課題について、最新の知見を確認し、事実関係を取りまとめる。
- 残されている課題を整理し、今後、安全性向上や水平展開などの観点から優先して解明に取り組むべき課題について検討する。
- 未解明点の調査・検討に際して生じると考えられる課題を整理する(例：廃炉作業時のデータ取得に関する留意事項、データを分析する際の留意事項など)
- 企画セッションや、シンポジウムを通じて情報発信を行う。

3-2. 活動状況

2017 年 2 月までに 3 回の WG を開催し、調査する文献のリストアップ、未解明点リストの整理、未解明点に対する新たな知見の文献調査を実施中である。

3-3. 今後の予定

今後 3 回程度の WG の開催を通じ、2017 年 9 月を目処として調査結果を報告書として取りまとめる予定である。

4. まとめ

事故課題フォロー分科会の取り組み状況を取りまとめた。事故進展の未解明点に関する新たな知見の整理・収集・検討を引き続き進めていく。

Akio Yamamoto

Nagoya University

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(3)リスク評価分科会報告（リスク評価とリスク管理）

(3)Risk Appraisal and Management

山口　彰[1]

[1]リスク評価分科会主査，東京大学

福島第一原子力発電所の廃炉では、１号機から３号機の原子炉と格納容器内にある燃料デブリ、使用済み燃料プール内燃料、高濃度汚染水など、複数の放射能ハザードを扱う必要がある。これらのリスクは、原子力発電所の運転に伴うリスクとは様相が大きく異なっている。そこで、重要度の高いリスクから低減していくことが最善であり、それに応じて適切に優先度を定める必要がある。目的は、安全に着実に廃炉を進めることである。リスクの大きさは、以下の４つの要因に依存すると考えられる：放射性物質の量と性状、閉じ込めの性能、移行のしやすさ、取出しと保管・管理。すなわち、危険物質の量だけでなく、それを安定に閉じ込められるか、管理できるかなどを総合的に判断してリスク低減の優先度を決めるべきであろう。また、リスクは閉じ込め能力や監視機能、異常時の対応能力などを強化することによっても低減できること、リスク低減作業の困難さも留意する必要がある。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構の戦略プラン 2015 並びに戦略プラン 2016 の評価も参考にしつつ、本検討では3号機の使用済み燃料プールからの 566 体の燃料取出しを題材としてリスク管理を考える。既に、4 号機の燃料プールからは 1533 体の燃料集合体が 2014 年 12 月に取り出しを完了している。国際リスクガバナンス協議会は、リスクガバナンスの構成要素をリスクの事前分析、リスク評価、リスクの解釈、リスク管理、リスクコミュニケーションとしている。それに従い、タスクを決定した。

まず、(1)事前分析として燃料取出しの成功パスの記述とそれに対する障害要因を摘出した。あらゆるリスク要因を網羅的に検討することが重要と考えてのことである。次に、(2)リスク評価としてリスクの大きさを定量化する考え方を検討した。ここで重視した点は、すべての作業、すべてのリスク要因を摘出することである。リスクをもたらすシナリオの数は膨大になることから、起こりやすさや影響度を考慮して多段階でスクリーニングを実施するプロセスを提案した。この結果、定性的ではあるも、作業の優先度やリスク管理上、注目すべきタスクを定めた。なお、これらの成果を、確率論的安全評価とリスク管理に関する国際会議(PSAM13)にて報告した[(1)]。

(1) Akira Yamaguchi, Kazuki Hida, Yasunori Yamanaka, Yoshiyuki Narumiya, Risk Assessment Strategy for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 13), October, 2016, Seoul, Korea.

Akira Yamaguchi[1]

[1]The University of Tokyo

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(4) 「建屋の構造性能検討分科会」からの報告
― 中間報告・2017 年版にむけて ―

(4) Activity of Subcommittee on Structural Performance of Reactor Building

瀧口克己[1]

[1]建屋構造健全性評価分科会主査，東工大学名誉教授

1. 活動の概要

本分科会の目的、方針、委員構成、組織的位置づけなど、基本事項を説明し、これまで、約 20 か月の活動実績と、これからの数か月間の当面の活動計画を述べる。

この分科会の活動の方針と密接に関わることであるので、分科会と廃炉検討委員会とのあるべき関係性についても論じる。

2. 要求される機能と許容する変形

廃炉過程で建屋に要求される機能の整理は、構造性能を検討するうえでの必須の事項であり、先ず、これをどのように進めていくかを述べる。続いて、許容する変形を論じる。

検討すべき構造性能の最重要なものが耐震性能である。耐震性能を評価するうえでの鍵のひとつが、壁部材のせん断力･せん断変形関係をどう考えるかである。許容するせん断変形に幅をもたせようとすると、従前のせん断変形の定義にまで遡って検討しなければならない点が生じてくる。ここで、そのことを説明し、許容しうるせん断変形の範囲を論じる。

3. 中間報告・2017 年版の概要

分科会の活動が 2 年になる時期に、分科会としての意見を纏めておくことはそれなりの意義があると考え、現在、中間報告・2017 年版を纏め始めたところである。ここまで述べてきたことを踏まえつつ、中間報告・2017 年版の内容をどうしようとしているのかを説明する。

範囲は限られているけれども、明らかにした事項を記述することになる。対象期間は燃料プールにある燃料取り出しまでとする。代表建屋として 3 号機をとりあげる。3 号機の耐震安全性をどのように評価するかを論じる。

中間報告・2017 年版では、今後の課題を整理して、分科会でどのように取り扱うのかという方針も示すことになるが、そのことについても言及したい。

Katsuki Takiguchi[1]

[1]Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(5) ロボット分科会の活動について

(5) Activity of Subcommittee on Robotics for Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

吉見　卓[1]

[1]ロボット分科会主査，芝浦工業大学

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。ロボットおよびロボット技術の分野においては、日本ロボット学会が、専門家集団の学術団体として、積極的に活動を行っているが、廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が求められ、日本ロボット学会と日本原子力学会が緊密に連携して対応していく必要がある。このような状況の下、2015 年 1 月、日本ロボット学会の中に、新たな調査研究委員会として、「廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会」が設立された。この委員会は、福島第一原子力発電所の廃炉にかかわる遠隔操作ロボットに関し、日本原子力学会をはじめとする関連各学会と連携し、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方を検討・提言することを目的として設置された調査研究委員会である。また、時を同じくして、日本原子力学会の廃炉検討委員会の中に、新たな分科会として、「ロボット分科会」が設立された。この分科会は、日本ロボット学会との連携により、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリの取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジを目的としている。これら二つの研究会、委員会は、両学会が共同で設置したもので、それぞれ異なる名称、目的を持つものの、構成する委員は共通で、日本ロボット学会、日本原子力学会に所属し、原子力ロボットの研究開発に関わる技術者、研究者が連携して、その目的達成に向けた活動を活発に進めている.

これら二つの研究会、委員会は、廃炉に向けて、両学会がどのように連携できるか、またそのための課題は何かを明らかにするために、共同でさまざまな検討を進めてきた。例えば、2015 年 9 月に開催された、第 33 回日本ロボット学会学術講演会(RSJ2015)のオープンフォーラムにおいては、シンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」が開催され、日本ロボット学会、日本原子力学会、双方の学会員から情報提供の発表やパネル討論が行われた。これらの活動を通して、ロボット分野の技術者、研究者と原子力分野の技術者、研究者との間での交流、相互理解、共通認識の醸成が進んだが、一方で、両者の間に考えの隔たりが存在することも明らかになってきた。これは、ロボット分野の技術者、研究者が、自らの持つ技術を廃炉作業に役立てたいとの考えを持つものの、廃炉作業に適用するロボットを設計する際には、そのロボットの動作環境や作業内容等の細かな仕様が明確となっていることが必要と考えるが、現状、廃炉作業に必要なロボットの動作環境や作業内容の仕様が明確でない中でのロボット開発が求められており、原子力技術者からは、ロボットが何ができるのかが想像できない中で、廃炉作業に必要なロボットの動作環境や作業内容の細かな仕様を明示せずにロボットへの要望を出しにくい、といったものである。そこで、日本原子力学会廃炉検討委員会ロボット分科会では、ワーキンググループを構成し、廃炉ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等をまとめ、分科会の活動内容を詳細に検討し、テスト環境の提示、ロボット技術コンテストの実施提案を含んだ、「ロボット分科会への提言」を 2016 年 4 月に示した。

2017年春の年会

日本ロボット学会廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会、および日本原子力学会廃炉検討委員会ロボット分科会は、この提言をベースに、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く学会員や一般の人々に募集する、ロボット技術提案公募「廃炉のためのロボット技術コンペ」を企画実施することとした。2016 年 9 月 3 日に、日本ロボット学会／日本原子力学会の共同主催で「廃炉のためのロボット技術コンペ」に向けたシンポジウムを開催し、「廃炉のためのロボット技術コンペ」の公募開始に際して、参加者に公募内容の詳細を説明するとともに、その参考情報として、IRID で開発しているロボットおよびその技術、JAEA で開発中の廃炉技術標準試験法（試験環境）について紹介し、さらに、ロボット研究者によるアイデア提案の参考事例の例示を行った。この日の提案公募開始から、2017 年 1 月 31 日の提案公募締切、その後の、両研究会、委員会が構成した審査委員会での提案応募内容の審査を経て、3 月 11 日の原子力学会シンポジウムにおいて、優秀なアイデア提案を表彰するに至ったものである。

福島第一原子力発電所の廃炉作業、その中でも特に、作業の実施に必要な遠隔操作ロボットの整備、技術開発にかかわる活動は、両学会に所属する技術者・研究者はもとより、さまざまな人々の英知を集結して解決していくことが必要な難しい作業である。今回実施した、ロボット技術提案公募で集まった、両学会員や一般の人々からの廃炉に利用できる技術やアイデアの提案が、今後実施される燃料デブリ取り出し作業の具体的な工法検討において、参考とされることを期待するとともに、本研究会、委員会は、今後もそれへの貢献という役割を、しっかりと担っていきたい。

Takashi Yoshimi[1]

[1]Shibaura Institute of Technology

2017年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(6) 廃棄物検討分科会からの報告

(6) The report from a waste examination subcommittee

柳原　敏[1]

[1]廃棄物検討分科会主査，福井大学

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、除染、解体などの作業で発生する放射性廃棄物の合理的な管理（処理、処分を含む）について十分な検討を実施することが重要である。このため、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会では廃棄物検討分科会を設置して以下の検討を進めている。

- 廃止措置で発生する廃棄物の特性評価
- 廃棄物管理シナリオの評価
- 安全性・実現可能性の評価
- 事故炉の廃止措置及び環境修復に係る調査整理

このうち、廃止措置（除染、解体など）で発生する廃棄物の特性評価では、廃止措置シナリオなどの時系列を考慮して、これまでに発生したもの、燃料デブリ取り出し作業で発生すもの、施設の解体・除染作業から発生するものなどに対し廃棄物量を予測するとともに、特性の整理を進めている。また、廃棄物管理シナリオは、安全性、経済性、社会的受容性など、様々な観点からの分析が必要であり、作業シナリオに対応して幾つかの廃棄物管理シナリオの想定と分析を実施する予定である。OECD/NEA や IAEA においては、これまでに経験した原子力施設の事故を調査し、事故後の取組を、事故対応、安定化処置、事故後除染、廃止措置及び環境修復などに区分して、放射性廃棄物の管理に係る活動の整理が行われている。福島第一原子力発電所の放射性廃棄物に係る対策に関しても同様な整理が必要と思われる。また、廃止措置に係るエンドステートの検討も重要な課題となる。

他方、福島第一原子力発電所の廃止措置及び環境修復は長期に及ぶものであり、当面の課題と中長期的課題に分けて検討を進める必要がある。さらに、これらの活動では多くの情報が得られるが、廃棄物管理や処分等に向けて整理・継承すべき情報・知識などについての検討も進める予定である。

Satoshi Yanagihara[1]

[1]University of Fukui

(Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL07] Whole discussion and exchange of opinions

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。この問題に取り組むため、平成26年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」を設置し、活動を進めてきている。特に、関心の高い個別検討課題に取り組む分科会を設立している。
本セッションにおいては、冒頭、福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況と課題全般を委員長から紹介する。これらの情報を共有したうえで、廃炉検討委員会の各分科会での活動成果を紹介し、原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Tokai Univ.

[2M_PL] The IAEA Safety Standards

Chair: Kenkichi Hirose (Tokai Univ.)

Tue. Mar 28, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[2M_PL01] The IAEA Safety Standards and NSS-OUI

*Dominique Jules Delattre[1] （1. IAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

総合講演・報告 3（東海大学）

IAEA 国際安全基準

The IAEA Safety Standards

IAEA の安全基準と安全基準情報プラットフォーム

The IAEA Safety Standers and NSS-OUI

ドミニク　デラットレ [1]

[1]IAEA

ＩＡＥＡ国際安全基準の現状と展望

ＩＡＥＡの国際安全基準について、全体的な枠組みと東京電力福島第一原子力発電所の事故に関する国際安全基準に見直しについて解説する。

ＩＡＥＡの国際安全基準の全体的な枠組みについては、歴史的な発展の状況、位置付け、分類と全体の構成等の現況とともに、ＩＡＥＡ国際安全基準のビジョンとそれを達成するための基本戦略、基準の開発手順について解説する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に関する国際安全基準に見直しについては、閣僚会議（２０１１年６月）を踏まえた「原子力安全に関する行動計画」について解説する。その行動計画の一環として、次のようなＩＡＥＡ国際安全基準の見直しの状況について解説する。

・「安全に対する行政と規制上の枠組み」（GSR Part1）
・「安全のためのリーダーシップとマネジメント」（DS456　GSR Part2）
・「原子力発電所の安全　設計と建設」（SSR-2/1）
・「原子力発電所の安全　試運転と運転」（SSR-2/2）
・「施設と活動に対する安全評価」（GSR Part4）
・「原子力施設のためのサイト評価」（NS-R-3）
・「原子力災害への準備と対応」（GS-R-2）

例えば、「原子力発電所の安全　設計と建設」（SSR-2/1）については、①公衆と環境に許容できない放射線の影響の防止を強化する、②シビアアクシデントを緩和し、長期的なオフサイトの汚染を回避する、③レベル４の深層防護、外部ハザードの考慮、さらに十分な余裕を強化することを含めて、プラント設計ベースを強化し、シビアアクシデントを防止する、④最終的なヒートシンクの信頼性を高める。⑤非常用電源系統を確保する、⑥燃料の露出を防ぐための燃料貯蔵の安全を確保する、⑦緊急時対応施設を確保する、ことなどについての取組みがなされている状況を解説する。

また、合わせて追加ガイダンスの必要性等についても解説する。

DELATTRE,Dominique Jules[1]

[1]IAEA:International Atomic Energy Ageacy

Planning Lecture | Other Session | JST

[3D_PL] Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology

Around the International Programs

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room D (16-204 Building No.16)

[3D_PL01] Outline of R&D programs for nuclear technology in the competitive funds

*Kenichi Sumimoto[1] (1. JST)

[3D_PL02] An overview of nuclear fission research in the UK

*Kate Bowman[1] (1. EPSRC)

[3D_PL03] An Introduction to JUNO

*Neil Hyatt[1] (1. Univ. of Sheffield)

[3D_PL04] Nuclear Energy in France

*Sunil Felix[1] (1. Embassy of France)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

文科省原子力研究開発事業について —廃炉国際共同研究を中心に—

Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology;

Around the International Programs

(1)文科省競争的資金による原子力研究開発について

Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*住本研一[1]

[1]国立研究開発法人 科学技術振興機構（JST）

東電 HD（株）福島第一原子力発電所（１F）の廃炉を進めていく上で、①世界にも例が無い事業のため、様々な分野の英知を集めること、②目の前の現象だけにとらわれない基礎基盤レベルの研究開発、③人材育成、の３点が非常に重要であると考えられる。

文部科学省は平成２７年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を創設し、廃炉に関する基礎基盤研究や人材育成を推進している（図１参照）。

本セッションでは、原子力に関する課題解決に向けた基礎基盤研究を行っている戦略的原子力共同研究プログラムも含んだ本事業の全体像に触れた後に、その中で特に廃炉加速化研究プログラムを中心に概要を紹介する。その際、解決するための研究開発ニーズと共に、どのような課題が選ばれているかなどについても述べ、廃炉において求められているニーズについての情報入手に関しても簡単に紹介する。

また、国際共同研究について JST が各国の関係機関と共に取り組んでいる応募の促進策について説明する。さらに本セッションの後半では、具体的に、日英の研究者ネットワーク、仏国における協力の紹介を行う。

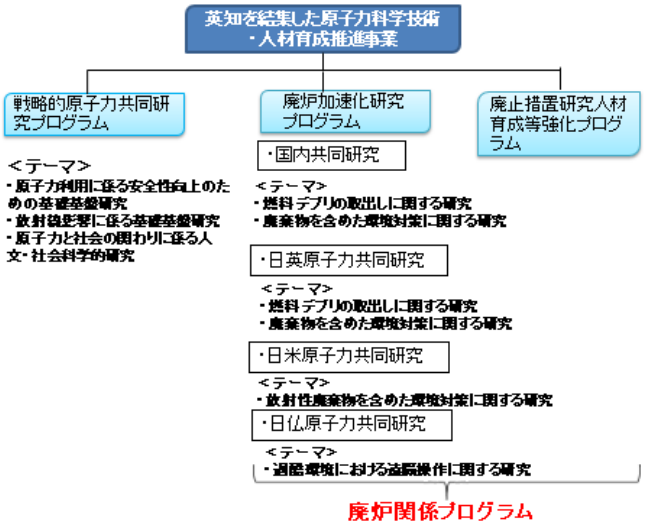


図1 制度概要 平成28年度文部科学省原子力関係競争的資金

１F の廃炉は非常に困難な作業で有り、世界中の英知の結集が期待されている。海外の研究者と共にこの課題に取り組みたいと思われる方を初めとし、この課題解決に資する研究アイデアをお持ちの方はご参加頂きたく御願いする。

なお、平成 29 年度には募集テーマの見直しなどの可能性もある。最新の公募情報については、次の JST 原子力サイトを参照されたい。(http://www.jst.go.jp/nuclear/)

*Kenichi Sumimoto[1]

[1]Japan Science and Technology Agency

進行中・終了後の課題については JST サイト参照
www.jst.go.jp/nuclear/quick/index.html
www.jst.go.jp/nuclear/quick/end.html

2017年春の年会

Other Session

Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology;

Around the International Programs

(2) An overview of nuclear fission research in the UK – impact and opportunities

*Kate Bowman[1]

[1]Engineering and Physical Sciences Research Council.

1. Introduction

EPSRC is the main UK government agency for funding research and training in engineering and the physical sciences, investing more than £800 million a year in a broad range of subjects - from mathematics to materials science, and from information technology to energy research. EPSRC recognises the need to provide national and international leadership while continuing to work in close partnership with UK universities, industry and international funding agencies including the Japan Science and Technology Agency (JST).

The Research Councils' UK Energy theme aims to position the UK to meet its energy and environmental targets and policy goals through world-class research and training. A significant proportion of the Energy theme budget is invested in underpinning research for nuclear fission. EPSRC, in collaboration with The Japanese Ministry of Education, Sport, Culture and Technology (MEXT) and the Japan Science and Technology Agency (JST), supports a broad range of research projects in the removal of fuel debris and environmental safety around reactor core decommissioning of the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP).

This presentation will share details about the current breadth of the EPSRC portfolio of nuclear fission research and discuss the ways in which EPSRC is supporting international research with Japan. Information will be shared about a future call for research proposals between the UK and Japan and talk more broadly about how EPSRC can facilitate collaborations between researchers based in the UK and Japan.

2017年春の年会

Other Session

Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology;
Around the International Programs

(3) An Introduction to JUNO: Japan UK Nuclear Opportunities

*Neil C. Hyatt[1]

[1]Department of Materials Science & Engineering, The University of Sheffield,
Mappin Street, Sheffield, S1 3JD, UK.

1. Introduction

The UK and Japan have a long established co-operation in the field of civil nuclear energy, originating in the 1960s. The UK supplied Japan's first commercial nuclear power reactor, based on the Magnox design, which operated on the Tokai site, from 1966-1998, generating in excess of 27.7 billion KWh. Nuclear fuel from this reactor, and later Light Water Reactors in Japan, was reprocessed under contract to British Nuclear Fuels, and its successors, from mid 1970s onwards. Following the Great East Japan Earthquake, on 11 March 2011, leading to partial melt down of three Boiling Water Reactors at the Fukushima Daiici site (Units 1-3), the UK and Japan have established a strong collaboration in the field of nuclear decommissioning and waste management [1-3] The Governments of UK and Japan recognise the importance of stronger collaboration and co-operation in the field of civil nuclear energy, to address the challenges of legacy decommissioning and waste management, and exploitation of nuclear fission technology as a safe, affordable, low carbon energy supply. Accordingly, a Japan – UK framework for Civil Nuclear Co-operation was established in 2012 [1], leading to an annual UK – Japan Nuclear dialogue to strengthen bi-lateral co-operation in civil nuclear energy [4-6]. The JUNO Network for Japan – UK Nuclear Opportunities, sponsored by the UK Engineering & Physical Sciences Research Council, and led by The University of Sheffield, will build on the foundations of this bi-lateral co-operation, to facilitate, create, nurture and co-ordinate collaboration in civil nuclear energy between academic researchers in the UK and Japan, see the Network website: http://www.juno.org.uk/. The initial Network membership comprises over 80 individuals from more than 20 organisations.

2. Network aims and objectives

The overarching aim of the JUNO project is to nurture and network the UK and Japan academic communities in civil nuclear energy, leading to the collaborative development of novel methodologies and tools, to address common challenges in decommissioning and waste management, reactor safety and regulation, nuclear energy policy, public communication and engagement, and environmental safety. The JUNO Network will build on the existing portfolio of bi-lateral projects established through the EPSRC / MEXT sponsored UK – Japan Civil Nuclear Research Programme [7-9], to facilitate enhanced networking, collaboration, and annual engagement, between the UK and Japan academic communities. The Network investigators will leverage their experience and existing links to lead Network activities in their domains of expertise. Our leadership team will also enable the Network to engage and bring together key projects in the EPSRC nuclear fission portfolio on which they are leading investigators, including: the two Centres for Doctoral Training – NGN and ICO, the PACIFIC and DISTINCTIVE consortia, the UK Nuclear Champion Network, and the

National Nuclear User Facility. The priority objectives of the Network were established with due regard to development of the UK – Japan Nuclear Dialogue [4-6]:

1) To deliver an annual meeting for grant holders in the UK – Japan Civil Nuclear Research Programme, to promote collaboration and knowledge exchange between these projects.

2) To effectively network the wider UK and Japan research communities in the core themes of the Network, maintaining an agile approach to new priorities, within the framework of the UK – Japan Nuclear Dialogue.

3) To hold scientific meetings / conferences which bring together researchers in the core themes of the Network, in the UK and Japan, together with practitioners in industry and decision makers from government agencies.

4) To deliver activities and initiatives to stimulate and pump-prime innovative ideas and develop research collaborations and proposals in the challenge themes.

5) To engage and bring together, where possible, ongoing research projects, CDTs and Networks in the EPSRC nuclear fission portfolio, to enhance UK – Japan collaboration

2-1. Core Themes of the JUNO Network

The core research and capability themes of the Network seek to address the common challenges identified through the Japan – UK Framework on Civil Nuclear Co-operation [1], and the subsequent annual UK – Japan Nuclear Dialogue [4-6], which have framed the three calls for projects in the UK – Japan Civil Nuclear Research Programme [7-9].

Decommissioning and Waste Management. In this thematic area, the UK and Japan share a common need to develop the knowledge, skills and technological capability to safely decommission and manage the wastes from legacy nuclear operations. The priority generic research challenges include the need to locate and remove highly radioactive materials from facilities of uncertain structural integrity, for example the fuel debris arising from the meltdown of Fukushima Nuclear Power Plant Units 1-3 in Japan and the legacy ponds and silos facilities at Sellafield. In both cases, the development of remote sensing and robotic inspection and retrieval technologies will be required, given the high dose environment. A second priority highlighted by the International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) is treating contaminated groundwater to remove radionuclides including Cs, Sr, Co and tritium. From the perspective of waste treatment, there is a common need to efficiently manage and safely condition radioactive wastes which are heterogeneous in radiological, chemical, and physical nature, for example: high dose spent adsorbents / ion exchange materials, process sludges, soft / combustible wastes, and highly contaminated soils. This challenge should be addressed within the waste hierarchy to minimise the hazard and cost of interim storage and disposal, through innovation or decontamination, decay storage, or material reuse, recycle, and volume reduction strategies, whilst minimising secondary waste generation. A further priority challenge is the management of fuel debris material to be recovered from Fukushima NPP Units 1-3, which requires demonstration of a safe disposition route which could involve: direct disposal of the material; conversion to a waste product; or tailored “reprocessing” and waste treatment. At a smaller scale, this challenge is also of interest to the UK, from the perspective of spent fuel wastes arising from post irradiation examination.

Nuclear Policy. A key part of the work of the JUNO collaboration will be policy-oriented. The themes of nuclear safety and regulation, public communication and environmental safety all relate to important dimensions of public policy. The intention is to build upon an existing track record quantitative approaches to strategies in the face of uncertainty and the economic advantages of technological flexibility. Such approaches relate to the world of “real options” – where “real” relates to physical or tangible as in the phrase “real estate”. The options are akin to financial options. For example extra money might be spent up front on project engineering to allow decision makers to delay a

decision on which of two long-term solutions to deploy. Noting the importance of discounted cash flow for the net present value (or cost) of a proposition, it can be beneficial to buy the option to delay expensive decisions. Also, delay can allow uncertainties to be resolved via the emergence of new information.

Nuclear Safety & Regulation. Understanding the state of a nuclear reactor core following a severe nuclear accident like that at Fukushima is of great importance for the planning of its safe decommissioning. Due to limited access for on-site monitoring there is a strong need for computational models to provide information of the core's likely state. This can range from partially melted fuel pins to fully melted corium that forms stratified layers in the lower vessel head or surrounding containment buildings. Existing numerical simulation technologies cannot simulate this phenomena fully. This is due to the complexity of physics involving nuclear heating, through thermal radiation, decay and possible re-criticality, solid-structures and their interaction, melt progress, multi-phase flows and complex chemical reactions. In this thematic area, key nuclear safety issues that arise during both accident progression and the core's decommissioning will be addressed by researchers in UK and Japan through the use of detailed computational models. Challenge areas include: determining the re-location of molten nuclear materials; quantifying the likelihood and repercussions of re-criticality during re-flood or by moving materials during decommissioning; decay heat removal; and atmospheric radioactive dust dispersion and mitigation that is released during the material cutting stages of decommissioning. The development of high detailed models using advanced numerical methods, providing unrivalled resolution of the multi-physics (neutronics, multi-phase fluids, solid) processes of accidents and decommissioning procedures will be the principle component of this Network.

Public communication. The importance of fostering effective public (and wider stakeholder) communication and engagement has been recognised as an integral component of the ongoing UK – Japan Nuclear Dialogue following the Fukushima accident. This is pertinent due to the fact that public and broader social (e.g. market, political) acceptance of nuclear power generation (and waste-management and decontamination activities) is currently, and will continue to, shape the future of the technology in both countries (and further afield) at strategic/national, regional and local levels. For instance, following the Fukushima accident, publics have generally responded differently to nuclear power in the UK vs. Japan; with an erosion of public trust in Japan resulting, in part, from failures of operators and regulators to adequately and appropriately address public concerns regarding risk and uncertainty. This situation contrasts markedly with the relative stability of public opinion that occurred in the UK following the accident; providing valuable opportunities for international comparison of the specific factors influencing public responses to nuclear power following such accidents. This thematic area will pool expertise and advance contemporary understandings of the complexity of factors (e.g. technical, cultural, demographic, psycho-social, etc.) affecting attitudes and responses to nuclear power generation and related activities (including nuclear facility siting, waste processing and disposal, etc.). It will provide a structured and interdisciplinary forum for theoretically-driven discussion and knowledge exchange, with a focus on policy and on prospective public (and stakeholder) engagement and communication strategies and practices.

Environmental safety. There is a shared need to develop the knowledge, skills and technological capabilities to enable assessment, monitoring and minimization of environmental contamination and risk during the whole decommissioning process, from planning to site end use. The decommissioning process itself can increase, in the short term, the risk of contaminant release. The key challenge is minimizing the risk of further environmental contamination during the decommissioning of damaged and/or deteriorating infrastructure with uncertain structural integrity, such as Fukushima Nuclear Power Plant Units 1-3 in Japan and the legacy ponds at Sellafield. Priority research areas to address this challenge are the development of: (1) technologies for monitoring and analysis - to enable assessment of

contamination during planning and rapid monitoring of contaminants and structural integrity during decommissioning; (2) technologies for stabilisation and restoration of the contaminated environment; in particular technologies that can be rapidly deployed under conditions of weakened structural integrity to limit contamination release in the event of, for example, a leak during decommissioning. Novel smart materials could combine sensors within the barrier materials to enable ongoing monitoring.

2-2. Maintaining an agile thematic approach.

The Network research themes map directly onto the shared research and development priorities identified in the UK / Japan Nuclear Dialogue. We recognise that the relevance of these themes may evolve over the lifetime of the Network and new priorities may emerge. The Network will maintain an agile approach to balancing and expanding its thematic priorities, in the following ways: 1) Through direct engagement with the UK / Japan Nuclear Dialogue we will be positioned to adapt the Network to embrace new thematic priorities; 2) Our leadership team and initial membership comprises research leaders from institutions that are key stakeholders of EPSRC's nuclear fission portfolio, which will allow us to identify and engage new Network members working in emergent themes; 3) Our governance structure provides a decision making framework to adapt the balance of resources deployed by the Network to promote and support emergent themes.

3. JUNO Network activities

The Network will deliver activities and interventions at several scales to stimulate, nurture and support UK – Japan collaboration in the core themes of the Network. An initial networking and collaboration building visit to Japan was organized in March 2017, in partnership with EPSRC and the Science & Innovation Network in Japan. The aims were: 1) to review existing UK / Japan research projects sponsored by EPSRC / MEXT under the UK Japan Civil Nuclear Energy programme, with a view to identifying research impacts and best practice; and 2) to forge new links between leading research actors in the UK and Japan and identify the priority actions for future collaborations, through a networking workshop. Future Network activities will include:

- **Managed events:** focusing on knowledge exchange, deriving research questions, developing collaborative projects, and disseminating experience and outcomes.
- **Annual Network Meeting**: this will serve as the primary forum to stimulate engagement between the research communities in the UK and Japan,. The annual meeting will engage current and previous joint UK / Japan grant holders – both UK and Japan collaborators – who will provide updates on project progress and outcomes. Attendance will also be open to Network members in the UK and Japan, through invitation or an application / selection process.
- **Theme cluster meetings:** a series of one-day symposia will disseminate research outcomes in each thematic area, with discussion on shaping and developing future research to fit with common UK – Japan priorities. This will allow the Network to recruit new members and support them in developing UK – Japan collaborations, enabling Network sustainability.

4. Pump-priming collaboration activities

The Network will manage award of pump-priming resources to establish and develop UK – Japan research collaborations within the core themes, at three levels of investment, through an open and competitive process, with appropriate peer review scrutiny. Mechanisms will be open to application from established and early career researchers; applicants must register as Network member to submit a proposal. Expenditure should primarily support UK beneficiaries, however,

funds may support, for example, travel and subsistence of Japan counterparts if well justified. Three levels of pump-priming activity are initially envisaged:

- Collaboration building, meeting or public engagement fund: one-off scientific meetings, short collaboration forming visits, of up to one month duration, or public engagement activities.
- Collaboration development fund: secondment visits of up to 3 months to an external organisation to undertake a defined piece of collaborative research or policy study, preference will be given to international visits.
- Collaboration pilot research fund: to pump prime a collaborative pilot research project or policy study up to 6 months, with the intent of producing original research that could form or contribute to a peer reviewed journal publication or grant proposal.

Monitoring of collaborations supported through pump-priming mechanisms will be through submission of short pro-forma reports tailored to the scale of the investment. Each project will be required to produce a poster report of outcomes, using a pro-forma template, for dissemination via the Network website and meetings.

5. Conclusions

The JUNO Network for Japan –UK Nuclear Opportunities, sponsored by the UK Engineering & Physical Sciences Research Council and led by The University of Sheffield, will build on the foundations of strong bi-lateral co-operation, to facilitate, create, nurture and co-ordinate collaboration in civil nuclear energy between academic researchers in the UK and Japan. These aims will be achieved by consolidating existing collaborations and forging new links through knowledge exchange at an annual conference and themed meetings. The Network will pump prime and develop new collaborations by awarding seed-corn financial support at three scales of activity, with appropriate peer review of proposals. Membership of the JUNO Network is open to researchers in the UK and Japan, please contact the author for more details and refer to the website: http://www.juno.org.uk/.

6. Acknowledgements.

I wish to thank the project co-investigators for their contribution in establishing the JUNO Network: Prof. M. Joyce, Dr J.C. Renshaw, Prof. W.J. Nuttall, Dr. C.R. Jones, Prof. B.C. Hanson, Prof. W.E. Lee, Dr. C. Corkhill, Prof. C.C. Pain, Dr. J.A. Hriljac and Dr. A.G. Buchan. In addition, I am grateful to Dr Kate Bowman (EPSRC) and Mamiko Ohno (Science & Innovation Network, Japan) for valuable discussion and advice. I gratefully acknowledge EPSRC for financial support under grants EP/P013600/1 and EP/N017617/1.

7. References.

1. Japan-UK Framework on Civil Nuclear Co-operation, 2012 (link).
2. UK – Japan Joint Statement, 2014 (link).
3. UK – Japan Joint Statement on Climate Change and Energy Cooperation, 2014 (link).
4. Second Annual UK-Japan Nuclear Dialogue, 2013 (link).
5. Third Annual UK-Japan Nuclear Dialogue, 2014 (link);
6. Fourth Annual UK-Japan Nuclear Dialogue, 2015 (link).
7. UK Japan Civil Nuclear Research Programme, 2014 (link).
8. UK Japan Civil Nuclear Research Programme Phase 2, 2015 (link).
9. UK Japan Civil Nuclear Research Programme Phase 3, 2016 (link).
10. H.M. Government, Nuclear Industrial Strategy -The UK's Nuclear Future (2013).
11. EPSRC Independent Review of Fission and Fusion, 2016 (link).

2017年春の年会

Other Session

Outline of MEXT R&D programs for nuclear technology;
Around the International Programs

(4) Nuclear Energy in France
Current trends and impact on the bilateral ties with Japan

*Sunil FELIX
Embassy of France in Japan, Nuclear Counsellor

The followings will be presented in the session.

1. **Current trends in France**

   1.1 The past : Dismantling / Decommissioning

   1.2 The present: Gen III reactors

   1.3 The future: Gen IV reactors

2. **Impact on bilateral ties with Japan**

   2.1 Dismantling / Decommissioning

      2.1.1 Fukushima
         2.1.1.1 With JAEA
         2.1.1.2 With the MEXT
         2.1.1.3 With NDF
         2.1.1.4 With TEPCO

      2.1.2 MONJU

   2.2 Gen III Reactors
      2.2.1 ATMEA reactor

   2.3 Gen IV Reactors
      2.3.1 Fast Breeder Reactors : ASTRID

3. **Conclusion**

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Special Committee on Nuclear Data, Nuclear Data Division, Reactor Physics Division

[3E_PL] Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

Chair: Tadashi Yoshida (Tokyo Tech)
Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E_PL01] International Benchmarks of OECD/NEA in the field of the Neutronics Calculation
*Kenya Suyama[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Activities of the reactor integral test WG of the JENDL comittee
*Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3E_PL03] Development of an Automatic Nuclear Data Validation System VACANCE
*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

[3E_PL04]
*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

「シグマ」特別専門委員会、核データ部会、炉物理部会合同セッション

ベンチマーク問題や積分実験を用いた JENDL 及び核計算コードの V&V の現状と今後の展望

Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

（1）核計算分野における OECD/NEA 国際ベンチマーク

(1) International Benchmarks of OECD/NEA in the field of the Neutronics Calculation

*須山 賢也[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

炉物理・核データ分野では、計算コードによる解析精度の現状把握や入力データである核データの妥当性を確認する事を目的として「ベンチマーク計算」が行われている。多くの人がこの単語を聞いたことがあると思われるが、1970 年発刊の「核データニュース」第 15 号に「ベンチマークについて」という記事があり、「最近、ベンチマークという用語が炉物理研究者の間で使われようになってきている」という記載がある。我が国が NEA データバンクの前身である欧州原子力機関(ENEA)のコンピュータプログラムライブラリ（CPL）と核データ編纂センター（CCDN）に加盟し、国際的な計算コードと核データの流通に関与し始めたのは 1966 年であるので、それから数年後には現在と同様の計算システムの妥当性確認活動が「ベンチマーク」という言葉で代表されるようになった事が窺える。

経済協力開発機構 原子力機関（OECD/NEA）の原子力科学委員会（NSC）は、その前身の一つである炉物理委員会（CRP）の頃からベンチマーク計算の実施を活動の柱の一つとしており、現在「国際ベンチマーク」と言うと、NEA/NSC で実施しているベンチマークを指すことが比較的多いと思われる。筆者は NSC の配下にある臨界安全性専門家会合（WPNCS）燃焼度クレジット専門家会合（EGBUC）に長年参加し、そこで実施されるベンチマークの実施状況を見るだけなく、複数のベンチマークについては運営する立場にあった。本発表では NEA/NSC で実施している炉物理関連のベンチマークの現状や、それらが実際の計算コードの精度評価や開発にどのように役立っているのかの実例を示したい。

2. NEA におけるベンチマーク計算

(1) 燃焼度クレジット臨界安全性専門家会合でのベンチマーク

NEA/CRP 時代から始まる NEA/NSC のベンチマーク計算の歴史は長い。それを俯瞰することはこれまでの炉物理・核データ分野の技術開発の歩みを確かめることにも繋がると思われるが、残念ながら NEA/NSC にそういった資料は存在していない。比較的リストが揃っているのは、https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/buc/status.html に実施されたベンチマークの一覧が掲載されている、「燃焼度クレジット臨界安全性専門家会合（EGBUC)」における燃焼度クレジットに関係したベンチマークである。1993 年に報告書が公刊された、使用済燃料組成を有する単一燃料棒体系での中性子増倍率の確認を目的とした Phase-IA ベンチマークから、2012 年に仕様が配布された反応度価値計算の比較を目的とした Phase-VIII ベンチマークまで、15 のベンチマークがリストアップされている。これらのリストを見ると、それぞれの時代に関係者がどのような意識をもって研究開発を行っていたかを知ることが出来る。最初に

実施された Phase-I ベンチマークでは、使用済燃料組成を使用したシンプルな臨界計算を実施して燃焼度クレジットの効果を確認する共に、使用済燃料組成を使用した臨界計算結果について計算コード間の比較が行われた。Phase-II ベンチマークでは 1990 年代中頃に問題となっていた使用済燃料の燃焼度分布が反応度に与える影響(端部効果)に着目した評価が行われている。また、Phase-I 及び II ベンチマークでは PWR-UO_2 燃料を対象にしていたことから、Phase-III ベンチマークでは BWR 燃料を、同じく Phase-IV ベンチマークでは MOX 燃料を対象とした燃焼度クレジットが行われている。また NEA 加盟国の東欧諸国への拡大を反映し、Phase-V 及び Phase-VI ベンチマークでは VVER 燃料を対象としたベンチマークが行われた。その後、使用済燃料の直接処分を視野に入れた超長期冷却後の使用済燃料組成の比較、さらにはサンプルの反応度価値の評価までが、Phase-VII 及び Phase-VIII ベンチマークでそれぞれ実施されている。

EGBUC は 25 年を越える活発な活動を行ってきたが、燃焼度クレジットの導入が欧米各国で進んだ事もあってその活動を閉鎖し、2014 年から使用済燃料の臨界問題全般を扱う「使用済燃料臨界性専門家会合（EGUNF)」に改組された。EGUNF では、使用済燃料直接処分における臨界安全評価で重要となる SiO_2 の反射体効果や、可燃性毒物として Gd を使用している燃料の臨界性評価で必要な Gd 燃料の燃焼に関するベンチマークを行っている。その他、炉物理に関する専門家会合としては、原子炉システムの科学的課題に関するワーキングパーティー（WPRS）に原子炉物理及び先進原子力システムに関する専門家会合（EGRPANS）があり、燃焼計算の相互比較を中心としたベンチマークが実施されており、最近では、高温ガス炉の燃料を対象とした燃焼ベンチマークが行われている。このように、NEA の専門家会合では、ある技術的テーマを中心に一連のベンチマークが継続的に行われている状況にある。

(2) BWR 燃料集合体を対象とした燃焼ベンチマークの経験

筆者の関与したベンチマークに、BWR 燃料を対象とした燃焼ベンチマークがある。計算コードの精度評価や機能向上に影響を与えたと思われるので取り上げてみたい。1998 年に原研は BWR 燃料集合体に対する燃焼計算のベンチマーク Phase-IIIB を提案した。このベンチマークは BWR 燃料への燃焼度クレジット適用性を検討する目的で開始された。当時、燃料集合体を対象とした 2 次元あるいは 3 次元の燃焼計算を行えるコードは EGBUC 参加機関（公的研究機関がメイン）ではさほど広く利用されていない状況にあった。多くの参加者が使用する米国の SCALE でさえ多次元燃焼計算が出来ない状況にあって、かなり無理なモデル化をして計算をする参加者もあった。そのため計算結果間の差は非常に大きく、ベンチマーク実施後に重要な問題点を抽出しきれない状況であった。

その後 2011 年の福島事故を受けて BWR 燃料の燃焼計算結果の相互比較が必要となったため、Phase-IIIB ベンチマークを筆者等が最新コードで解析し、Phase-IIIB ベンチマークに参加したコードの中でも正しく多次元燃焼を扱っていると思われるコード群と現在の最新燃焼計算コードの差を把握した。そこで改めて福島事故で発生した燃料デブリの臨界安全評価を視野に入れた最新の BWR 燃料集合体に対する燃焼計算の精度評価の必要性が EGBUC メンバーで共有された。そこで 1F で使用される燃料の仕様をベースとした Phase-IIIC ベンチマークを我が国から提案した。Phase-IIIC ベンチマークは最終的に 30 以上の結果を受けとる大がかりなものとなり、連続エネルギモンテカルロコードを使用した燃焼計算コードが広く利用されている実態が確認されるとともに、連続エネルギモンテカルロコードを使用した燃焼計算コードで求めた燃料平均組成を使用することによる反応度評価誤差は、FP を考慮した場合でも 2%以下（2sigma）であることを評価するなど、Phase-IIIB ベンチマークでは行う事が出来なかった分野までカバーしたベンチマークと

なった。

Phase-IIIB ベンチマークの例が示すように、国際ベンチマークでは時に自分たちの能力を超えた仕様が提示される場合がある。しかし自己の進歩や周囲の技術開発の進展に伴って後年解析が可能となる場合もある。従って、以前行った同様のベンチマークの情報も適切に保存し、我々の技術的進歩を把握する観点でも、定点観測的に過去のベンチマークの再計算を行うことには意義があるものと考えられる。

3. ベンチマーク計算の核計算システムへの反映

(1) 国際ベンチマークの意義

2 章で述べた Phase-IIIB 及び Phase-IIIC ベンチマークの例が示すように、次世代に経験を引き継ぐという観点に立てば、考えていたように行われなかったベンチマークでも、次世代の資産として使用される事を念頭にベンチマークの報告書作成に力を注ぐべきであることがわかる。

しかし一方で、NEA のベンチマークの報告書を見ると、どのコードが良くどのコードが悪いという「白黒」が明確に書いていないことに物足りなさを感じる人もおられると思う。NEA で実施している国際ベンチマークは、コードの優劣を決めることを目的としていない。これは国際機関である OECD の考え方と同じであり、お互いが抱える共通の問題とそれらに対するより良い解決策を互いに考え、peer-review を行うことでより良い解決策を目指していくという精神が、その根底に流れていることには注意すべきである。このようなレビューを重ねていくことは、確実に互いの評価につながる。よって、ベンチマーク参加者はできる限り最善の計算値を提出すること、長期に亘ってその委員会に出席して自ら建設的な意見を提示すること、そして得られた結果から最大の成果を抽出する努力をすることが期待される。これは時間のかかる非常に地味な作業ではあるが、国際ベンチマークの醍醐味と意義がこのような研究者間の相互の交流と刺激にもある事は、疑いのない事実である。

このような peer-review の精神がコード開発に与えた影響の例として、Phase-IIIB ベンチマークの後に見られた事例を記しておきたい。Phase-IIIB ベンチマークの現状を見た ORNL の SCALE 開発部隊は、SCALE の多次元燃焼機能の実装の必要性を実感して熱心に取り組み、現在の SCALE の隆盛に繋がっている。拙作の統合化燃焼計算コード SWAT も Phase-IB ベンチマークから活動に参加をしたが、Phase-IIIB ベンチマークで難儀した経験から ORIGEN2 を使った多次元燃焼機能の追求の必要性に目覚め、ORIGEN2 と MVP や MCNP を組み合わせた現在の SWAT4.0 につながった。国際ベンチマークは peer-review の精神があると同時に、お互いのプライドをかけた場でもある。それがコード開発に刺激を与えることは疑いのない事実である。若い研究者にもぜひチャンレンジしてもらいたい。

(2) 実験データに基づく国際ベンチマーク

実験値の無い仮想的な問題を対象としたベンチマークは、数値ベンチマークと呼ばれることがある。この場合、初めて実施される場合には予め予測される答えがお互いにわからないことが多いため、ブラインドベンチマークという言い方もされる。計算シミュレーションの分野では近年 Verification and Validation（V&V）（検証と妥当性確認）が一つのキーワードとなっているが、実験値を使用せず計算コードを比較するベンチマークは、それぞれの計算コードが採用した数学モデルや数値計算手法を正しく実装しているか（言い換えればバグなくコーディングされているか）の確認となる Verification に近い活動と言える。計算コードを新たに開発した場合に、これまでに実施された国際ベンチマークの解析を行って従来開発されていたコードとの比較を通じて検証をすることは重要なステップである。

一方で実験値を積極的に使用するベンチマークもある。実験値の解析を行いそれぞれのコードのValidation と同時に他コードとの比較も行うものである。これには高品質な実験データが必須であるが、使用される典型的なデータは「国際臨界安全評価プロジェクト（ICSBEP)」で収集されたデータである。ICSBEP は臨界実験の解析に必要な数多くのデータの妥当性を複数の専門家がレビューした結果をdocument としてまとめたものであるが、積分テストを通じた Validation を実施する上で欠くことの出来ないデータベースとして使用されている。

ICSBEP を使用する場合に気を付けなければならないことは、例として挙げられているコードの入力データはあくまでも参考として付録されているもので、正しさが保証されているわけではないことである。よって、評価済核データを含む計算システムの精度評価を極限まで追求しようとすれば、そのコード入力データの精査や見直しは必須である。ICSBEP は新規データの登録が一段落し、新しい活動の方向性を探っている時である。ICSBEP の将来を考えれば、それを使用した国際ベンチマークによる計算コードの絶対的な精度評価及び核データへのフィードバックまでを視野に入れ、内蔵データの精査が一つの検討課題となる。

特に、実験データをベンチマークに使用する場合、ベンチマークのスペックを決める際にどの程度の詳細さでデータを与えるか、実験解析として十分なデータを与えているか、そして簡略化したモデルが実験データ解析においてどの程度の誤差を与えるかの事前の検討を十分に行わないと結果の扱いに迷うことがあるため注意が必要である。筆者の例で言えば、上記 EGBUC Phase-IB ベンチマークがこの例に該当する。米国カルバートクリフス炉で照射された燃料を対象とした PIE の解析を題材にした一次元燃焼計算のベンチマークであって、筆者が始めて参加した国際ベンチマークであった。問題の設定が PIE データの解析には不十分であったため実験値と計算値の差が大きく、実験値は参考としてあつかわれ、実験データを使用した意義が不明確になってしまった例であった。ベンチマーク問題を実験ベースで作成する場合、実験 値と計算値の差が大きいと計算の妥当性に疑問符が付くこととなる。従ってベンチマークであっても実験の再現性を意識したモデル化をすべきであり、仕様を検討する上で注意すべき項目である。

なお、ICSBEP や NEA の国際ベンチマークに取り上げられたものではないが、Phase-IB ベンチマークと同様に照射後試験データを使って計算コードの精度評価を行ったものに、原研が 1990 年代後半に実施した高浜 3 号炉照射後試験で取得したデータの解析がある。当時は JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリの開発において Validation を目的とした解析が行われたが、後年原子力機構の奥村氏らによって JENDL-4 の開発のための積分テストとして実験解析が行われた。その結果をうけて ^{134}Cs 生成量の過小評価を修正するための ^{133}Cs 断面積の見直しが行われている。また、燃焼度の指標である ^{148}Nd の生成量に影響をもつ ^{147}Nd の中性子捕獲断面積についても、その他の照射後試験の結果も踏まえて見直しが行われている。

この例が示すように、高品質なベンチマークには、高品質な実験データが必要不可欠で、それを適切にベンチマークモデルに落とし込んでいくことが必須となる。計算機の能力向上に伴い計算科学で多くの事が論じられるようになってきたものの、絶対的な精度評価にはやはり高品質な実験データが必須である。炉物理・核データの研究の方向性を考える中で、国際ベンチマークの意義を再確認されるとともに、実験データに求める精度、信頼性についての議論が深まる事を期待したい。

*Kenya Suyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

「シグマ」特別専門委員会、核データ部会、炉物理部会合同セッション

ベンチマーク問題や積分実験を用いた JENDL 及び核計算コードの V&V の現状と今後の展望

Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

（2）JENDL 委員会リアクタ積分テスト WG 活動紹介

(2) Activities of the reactor integral test WG of the JENDL committee

千葉　豪[1]

[1]北海道大学

1. 緒言

リアクタ積分テスト WG は、旧シグマ委員会の WG として、JENDL-3.2 の公開直後である 1994 年にそれまでの LWR 積分テスト WG と FBR 積分テスト WG を統合して設置された。設置後は JENDL-3.2 のベンチマークを中心に活動し、その後、対象を JENDL-3.3、-4.0 に移しながら継続して活動した。現在は JENDL 委員会の炉定数専門部会に属している。2011 年度より、JENDL-4.0 の軽水炉核特性に対する性能の評価に重点を置いた活動を行い、得られた成果は、核データ研究会での発表[1]や核データニュースへの投稿[2]、OECD/NEA の核データ評価国際協力 WP（WPEC）の年会[3]等を通じ、積極的に外部に発信している。

JENDL の V&V においては、検証に用いる積分データの整備が重要となる。本 WG においても、核データの積分検証のためのベンチマークデータ集の整備に関する活動を行っている。この活動は、2012 年度の WG の会合における「ICSBEP や IRPhEP といった公開のデータベースから良質かつ核データの積分検証に役立つデータを評価してピックアップできないか」という提案が契機となって始まった。2013 年度には、軽水炉のための核データベンチマークデータの雛形が作成され、現在までに内容の拡充が継続的に行われた。

本発表では、リアクタ積分 WG がまもなく公開する、軽水炉のための核データベンチマークデータ集についての紹介を行う。

2. ベンチマークデータ整備の方針と検討手順

ベンチマークデータの整備は、公開性、説明責任、透明性、追跡可能性をキーワードとして、以下に示す方針、検討手順に則って行った。

① 国際的な評価が行われて、その品質がある程度保証されており、さらに実験の詳細情報が公開されている OECD/NEA の ICSBEP および IRPhEP 公開データベースの中から、過去の汎用ライブラリに使用されたベンチマークデータを参考にして、ベンチマークデータの候補を選定する。

② 個々の選定した候補について、ICSBEP、IRPhEP の書類及び関連文献を詳細に調査する。ここで重視するのは、実験体系情報の詳細度及び信頼度、不確かさ評価の品質の 2 点に対して、技術的に妥当な評価がなされているかどうかである。

③ 選定した候補について、連続エネルギーモンテカルロコード MVP のための入力データを整備し、JENDL-4.0 による解析を行う。

④ 上記②の調査結果と③で得られた C/E 値の傾向などから対象データ毎に取捨選択を行い、軽水減速低濃縮ウラン格子系および軽水減速 MOX 格子系の中性子実効増倍率に対するベンチマークデータ集を作成する。

⑤ ユーザーの便宜を図るため、③で整備した MVP 入力データ、JENDL-4.0 による解析結果等を CD-R に格納して報告書に付する。

また、C/E 値の結果を検討する方法論の雛形として、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2 を用いて幾つかのベンチマークデータを計算し、結果におけるライブラリ間の差異を感度解析手法によって分析することも行った。この過程で計算した中性子実効増倍率の核データに対する感度係数及び関連データは、上記⑤で述べた CD-R に格納することとした。

3. 軽水減速低濃縮ウラン格子系ベンチマークの整備

軽水減速低濃縮ウラン格子系のベンチマークデータのうち、「U-235、U-238 基本ベンチマークデータ」として整備されたものについて、JENDL-4.0 を用いて得た C/E 値を燃料のウラン濃縮度について整理したものを図 1 に示す。

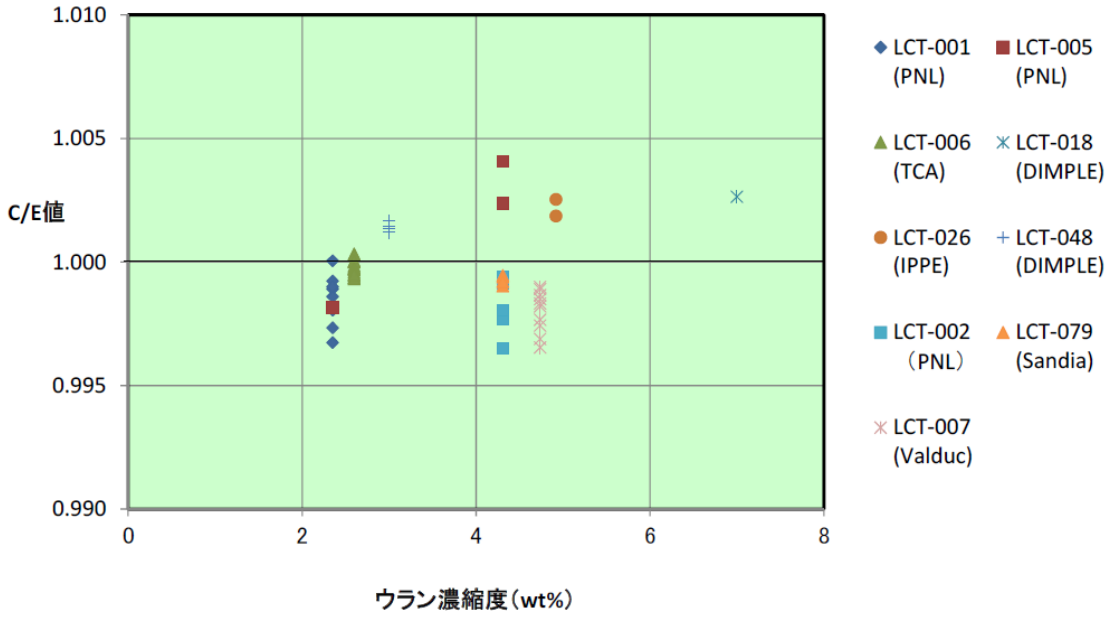


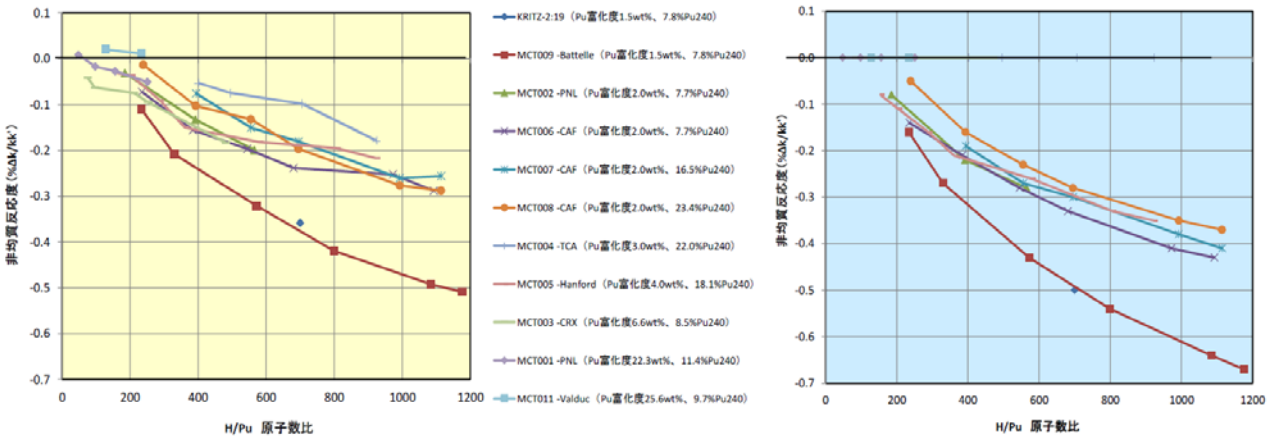
図 1　U-235、U-238 基本ベンチマークデータにおける JENDL-4.0 の解析結果

JENDL-4.0 の積分ベンチマークに関する論文[4]では、軽水減速低濃縮ウラン格子系の実効増倍率に対して、JENDL-4.0 では予測精度のウラン濃縮度依存性が観察される旨の記載があったが、この図より、その傾向は幾分緩和して見える。この違いは、文献[4]では LCT-002、-007、-079 のデータが採用されていないことによって説明できる。このことは、ベンチマークにおいて採用するデータを充実させることの重要性を示している。なお、6wt%を超える濃縮度のデータもいくつか採用を検討したが、データのレビューの過程で棄却されたことを付記する。

4. 軽水減速 MOX 格子系ベンチマークの整備

軽水減速 MOX 格子系ベンチマークの整備においては、燃料中の PuO_2粒子の存在による非均質反応度効果に注意を払った。ICSBEP や IRPhEP のベンチマークモデルでは、MOX 燃料のミート部は全て均質とされているが、この PuO_2粒子の非均質反応度効果の扱いは、データ毎に統一がとれていない。今回のベンチマークデータの整備にあたって、検討対象とした全てのデータについて、二重格子燃料ピンモデルを構築し、MVP コードを用いて非均質反応度効果を定量的に評価した。ここで、「二重格子」と呼んでいるのは、通常燃料の格子配列に加えて、各燃料中の PuO_2粒子の分散を格子配列として考慮することに由来する。図 2 に、PuO_2粒子の非均質反応度について、今回新たに評価したものと、ICSBEP で採用されたものを示す。

今回の評価値はICSBEPで採用されたものに比べると系統的に反応度の絶対値が小さい結果となっている。今回、同一の評価手法を実験データ全てに適用し、非均質反応度効果を評価することによって、より信頼性の高いベンチマークデータ集の構築を実現した。



(a) 今回のMVP有限炉心モデルによる計算値　　(b) ICSBEPベンチマークにより採用された値

図 2　PuO_2粒子の非均質反応度

また、今回整備したベンチマークデータにおけるJENDL-4.0の解析結果を図3に示す。C/E値はH/Pu原子数比に依存せず、計算値は実験値を概ね±0.4%以内で再現していることが分かる。

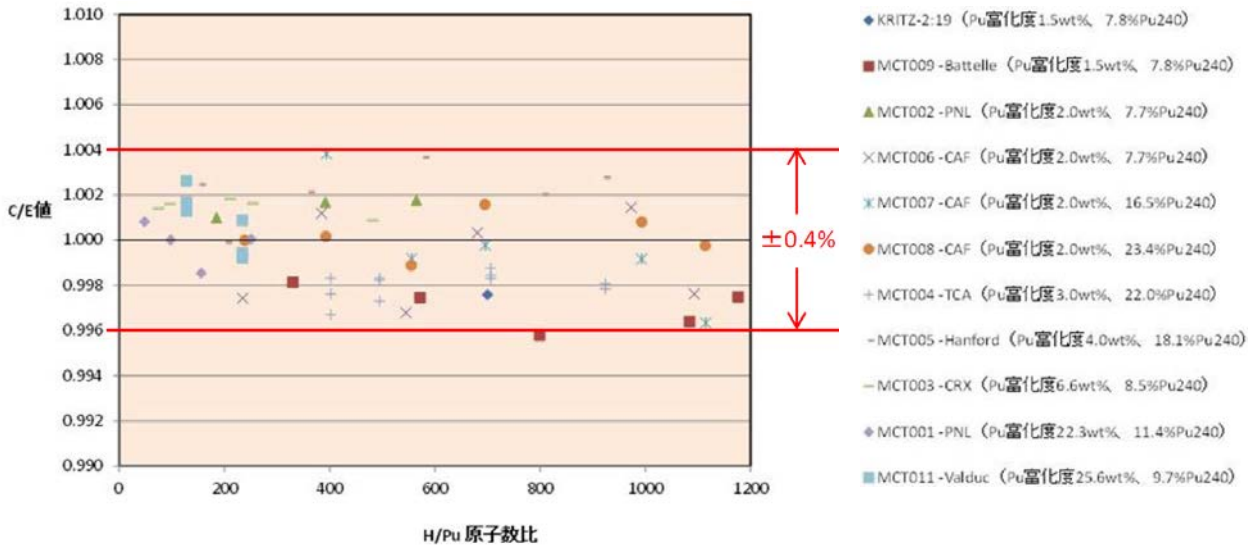


図 3　軽水減速MOX燃料格子ベンチマークデータにおけるJENDL-4.0の解析結果
（高温のデータや軽水に大量にボロンが添加されているデータ等、異質データは排除している）

5. 結言

次期JENDLの原子炉核特性に対する性能を評価・検証するためのベンチマークデータ集を整備した。本検討では軽水炉の臨界特性（中性子実効増倍率）に着目し、公開データベースであるICSBEPハンドブック及びIRPhEPハンドブックに収納されている炉物理実験データを活用した。今回整備したベンチマークデータ集は、これまでの種々の評価済み核データライブラリの積分検証に利用されてきたものと比べても、極

めて高い信頼性を有するものと考える。このベンチマークデータ集は、次期 JENDL のみならず、汎用核データライブラリの積分検証をする上で極めて有用であり、長い将来に亘って広く活用されるであろう。

なお、今回のベンチマークデータ集の整備では、作業に充てられる時間が限られていたことから、既存の公開データベースのごく一部について検討を行った。従って、臨界特性（中性子実効増倍率）の、H/U 原子個数比等の種々の物理パラメータに対する依存性を網羅する観点から、さらに追加すべき公開データが存在する可能性が大いに考えられる。この点については、今回整備したベンチマークデータ集を運用しながら、適宜、有益なデータを追加していく作業が重要となるであろう。また、主要な重核種や水素、酸素等の軽核に加えて軽中重核に感度を有するデータや、溶液系等といった格子系以外のデータについても網羅できるように、ベンチマークデータ集の拡張を継続的に行う必要がある。

原子力エネルギーの活用には核データの利用が必須である。また、より高い信頼度での原子力エネルギーの活用を実現するためには、核データの精度検証は避けては通れず、そのためには信頼性の高い検証用のデータベースが必要となる。今回整備した軽水炉ベンチマークデータ集がそのための出発点となることを、強く期待するものである。

謝辞

本報告は著者が代表して行ったが、ベンチマークデータの整備作業はリアクタ積分 WG として実施したものである。ここに、全ての WG メンバーのベンチマークデータ整備の実作業やブラッシュアップへの貢献に深い謝意を示す。

参考文献

[1] G. Chiba, "Validation of JENDL-4.0 and future: reactor integral test working group," JAEA-Conf 2013-002, p.65 (2013).

[2] 千葉豪、「Gd-157 熱中性子捕獲断面積に関する最近の検討状況」、核データニュース No.108 (2016)

[3] https://www.oecd-nea.org/science/wpec/meeting2016/など。

[4] G. Chiba, "JENDL-4.0 benchmarking for fission reactor applications," J. Nucl. Sci. Technol., 48[2], p.172 (2011).

Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

2017年春の年会

「シグマ」特別専門委員会、核データ部会、炉物理部会合同セッション

ベンチマーク問題や積分実験を用いた JENDL 及び核計算コードの V&V の現状と今後の展望

Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

（3）核データ検証自動実行システム VACANCE の開発

(3) Development of an Automatic Nuclear Data Validation System VACANCE

多田 健一[1]

[1]原子力機構

1. 緒言

積分実験を用いた核データの検証は、重要な核データ検証プロセスの一つである。近年、核データや核計算コードの高度化に伴い、これらに求められる精度要求が厳しくなってきており、積分実験を用いた核データの検証の重要性が高まってきている。積分実験を用いた核データの検証は主に図 1 に示す三つのステップで構成される。これらの作業は専門的な知識と経験を必要とするため、積分実験を用いた核データの検証を核データ評価者だけで実施することは困難であり、長年炉物理の専門家が担当してきた。また、これらの作業は多くの手間と時間が必要であり、今までの JENDL[1]の検証でも多くの労力が割かれてきた。そこで、次期 JENDL に向けた効果的な核データ検証サイクルを実現するため、これらの作業を自動化し、核データ評価者自身が積分実験を用いた核データの検証が行えるシステムの構築が求められてきた。JAEA では近年、純国産の核データ処理システムである FRENDY の開発を進めている[2]。FRENDY では、核データ処理の知見が無くても核データを処理できることを目標としており、FRENDY を用いることで図 1 のステップの内、最初のステップを解決することが出来る。そこで核データ検証サイクルの残りのステップを自動化するため、臨界実験解析と解析結果を編集する自動核計算実行システム VACANCE (Validation Environment for Comprehensive and Automatic Neutronics Calculation Execution)を開発した。VACANCE と FRENDY を組み合わせることで、効果的な核データの検証サイクルが実現され、次期 JENDL の更なる精度向上が期待できる。

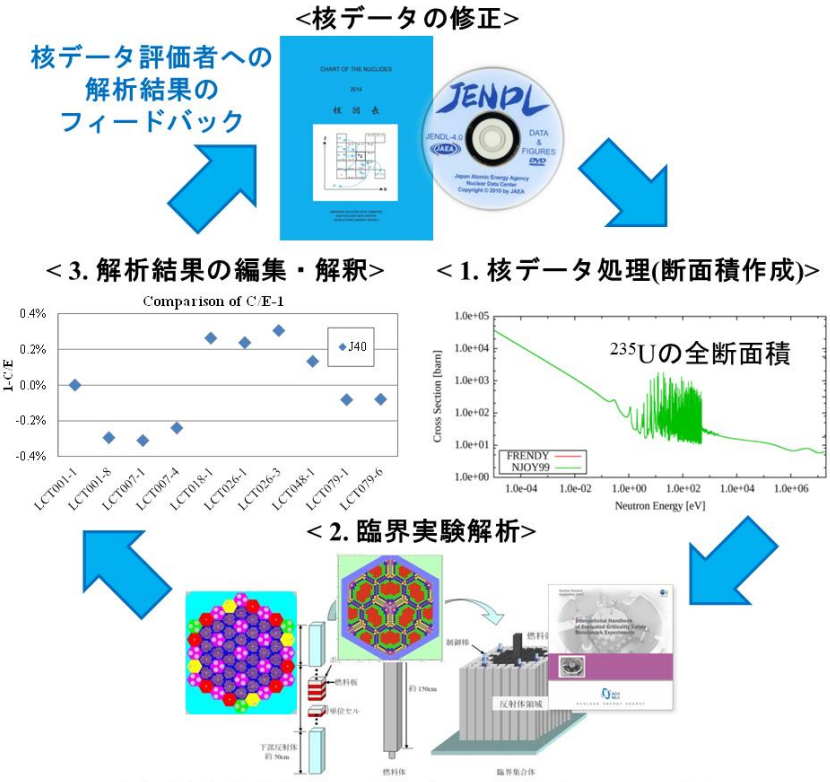


図1 積分実験を用いた核データ検証サイクルの例

2. VACANCE の概要

VACANCE の主な機能や特徴は次の通りである。

1. 自動的に指定したディレクトリ中の入力ファイルを検索し、全計算を実施
2. 核種 ID や核データライブラリの違いを評価するための、自動入力修正が可能
3. OpenMP を用いた並列計算に対応
4. 計算が終了したケースをスキップすることによるリスタート計算に対応
5. MVP[3]と MCNP[4]の二つの核計算コードが取り扱い可能
6. C/E 値との比較表の作成や、H/U 比や濃縮度分布などのユーザー指定の物理値でのソートに対応
7. 取り扱い可能な核計算コードの追加など、将来的な拡張性を考慮

VACANCE の実行例として、ICSBEP の積分実験[5]を実施する場合のディレクトリ構造を図 2 に示す。VACANCE では複数の異なる階層に入力データが存在する場合も入力ファイルを探索し、計算することが可能である。

また、将来的には FRENDY による核データ処理も VACANCE で自動化し、核データ評価者自身が核データの修正が臨界実験解析に与える影響を簡単に評価できるように拡張していく予定である。また、核データの改良・検証では、臨界実験解析だけでなく、どのエネルギーのどの反応が実効増倍率に与える影響が大きいのかを評価する感度解析も重要になってきている。今後は連続エネルギーモンテカルロ計算コードだけでなく、多群の輸送計算コードについても取り扱えるように拡張し、それに伴い感度解析の自動化についても対応していく予定である。

VACANCE は核データの検証作業の自動化を目的に開発を進めているが、FRENDY や MVP などの計算コードの検証や、最小臨界量の探索など、一度に多くの計算ケースを実行し、その計算結果を編集する必要がある場合に広く利用することができる。今後は VACANCE の公開も視野に、ユーザーのニーズを調査・反映し、VACANCE の利便性を向上させていく予定である。

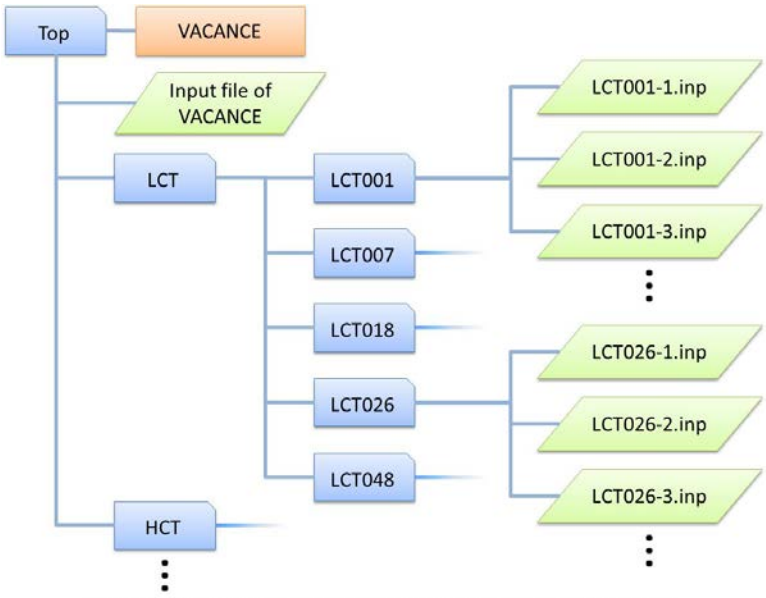


図2 VACANCEの実行例 (ICSBEP積分実験解析)

参考文献

[1] K. Shibata, O. Iwamoto, et al, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, pp. 1-30 (2011).

[2] 多田健一、「(2) 奨励賞 ―国産核データ処理コード FRENDY の開発―」、核データニュース No.113 (2016)

[3] Y. Nagaya, K. Okumura, et al, "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI-1348 (2004).

[4] X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5," LA-UR-03-1987 (2003).

Kenichi Tada[1]

[1]JAEA

2017年春の年会

「シグマ」特別専門委員会、核データ部会、炉物理部会合同セッション

ベンチマーク問題や積分実験を用いたJENDL及び核計算コードのV&Vの現状と今後の展望

Current Status and Future Perspective of the Verification and Validation (V&V) of JENDL and Nutronics Calculation Codes by use of the Benchmark Problems and Integral Experiments

（1）JENDLの開発状況とV&Vへの要望

(1) Status of JENDL development and requests to V&V

岩本 修[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

核データは核計算に欠かすことができない基礎的なデータである。核データの信頼性が核計算の信頼性に直結する。日本の核データライブラリーであるJENDLは1977年に初版であるJENDL-1が公開され、その後着実に改良と拡張が重ねられ、最新版のJENDL-4.0が2010年に公開されている[1]。JENDL-4.0では核計算の信頼性に関わるものとして核データの誤差を表す共分散データが大幅に充実している。現在、次期バージョンの開発を始めている。新たな評価データライブライ―の開発において、積分テストによる検証は信頼性の確保に欠かせないものである。本報告では特殊目的ファイルを含むJENDLの開発状況と検証に関わる要望について報告する。

2. JENDLの開発状況

JENDL-4.0では間違いが見いだされた場合できるだけ速やかに修正する方針であり、2017年1月現在、38件の修正データをJENDL-4.0アップデートファイルJENDL-4.0uとして公開している。これらはJENDL-4.0公開の1年後から3年間後の間に集中しており、それ以降は要望が強かったPb同位体の共分散データを追加したものを除くと、修正については2件のみであることから、JENDL-4.0の間違いについては、ほぼ収束しているものと考えられる。

JENDLではJENDL-4.0のような汎用ファイルで対応できない利用分野へ核データを提供するため、特殊目的ファイルを公開している。加速器等では遮蔽や放射化量の評価に汎用ファイルでは収録していない高エネルギーの核反応のデータが必要となる。また、電子線加速器の場合は光核反応データが重要となる。JENDLではこれらの利用へ対応するため、200MeVまでの中性子及び陽子のデータを収録したJENDL-4.0高エネルギーファイルJENDL-4.0/HEを2015年11月に公開する共に、2600以上の核種について140MeVまでの光核反応データをまとめたJENDL光核反応データファイルJENDL/PD-2016を近く公開予定である。JENDL-4.0の公開後、新しい測定を考慮した核分裂性生成物崩壊データファイルJENDL/FPD-2011と核分裂収率データファイルJENDL/FPY-2011を公開した。更に、崩壊データについてはJENDL/FPD-2011を拡張し、中性子を含み水素（Z=1）からRf(Z=104)までの3,237核種を網羅した崩壊データファイルJENDL/DDF-2015を公開済みである。また、軽水炉廃止措置に関係する放射化量評価を目的として、放射化断面積データの整備も実施しており、現在、公開の準備を進めている。

JENDL-4.0に続く次期の汎用データファイルとしてJENDL-5の開発を開始しており、2021年度の公開を目指している。JENDL-4.0で未改訂であったI, Ru, Sb, Er同位体等の核分裂生成物については評価がほぼ終了しており、学術誌等で成果を公開している[2]。次期ライブラリーでは、データが最近あまり更新されて

いない軽核及び構造材核種の改訂を実施する予定である。そのために必要となる共鳴理論計算コードAMURの開発を行っており、O-16やF-19のデータの解析が進んでいる。構造材核種については、現在CuやNb、Zr等について評価を実施している。重核については、現在AmやNpなどのマイナーアクチニドに対して共鳴領域の捕獲断面積の測定をJ-PARCのANNRIを用いて実施しており、今後、これらの測定データを用いて共鳴解析を行い、結果をJENDLへ反映する予定である。アクチニドの重要核種について、国際的核データ評価協力であるCIELOでU-235, 238, Pu-239の評価結果が出されており、JENDLへの反映について今後検討していく予定である。また、共分散データは V&V にも関係する重要なデータであり、次期JENDLでも引き続き拡充を図っていく予定である。

2. V&Vへの要望

核データの評価では、基本的に微分的な測定データや理論的な予測に基づき、最も確からしいと考えられる値を求めている。また、これら不確かさについても共分散データとして整備している。実験や理論の両面で核データの精度向上への取り組みが行われているが、別の観点となる積分的な検証は重要である。積分テストはこれらのデータの妥当性を知る指標となると共に、フィードバックにより核データの値そのものの改善にもつながる非常に重要な役割をはたす。たとえば、原子炉の臨界性の計算で要求されている精度は非常に高いと共に、断面積の少しの差が大きな影響を与えるため、微分的な観点からの議論は非常に困難である。しかしながら感度解析を組み合わせることにより、積分データを基にした核データへの知見の反映が可能となる。実際、JENDL-4.0の開発では、JAEA内の炉物理の研究者が中心となり、熱炉及び高速炉を対象として臨界性や核種生成に関わる多くの積分テストを行い、感度解析による核データへのフィードバックがなされた。これにより、JENDL-4.0の核計算の予測精度はJENDL-3.3と比較し大幅に向上した[3]。平成25年度にJENDL委員会内にJENDL開発検討小委員会が設置され、報告書が公開されている[4]。その中でJENDLの利用促進のために、幅広い対象について核データの検証が求められている。また、共分散データが使用されるためには、共分散データ自体の妥当性の検証も欠かせない。JENDL-5の開発において、原子炉の核特性を中心とする多くの積分テストを実施し、共分散データの検証を含めて行いたいと考える。

参考文献

[1] K. Shibata et al., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.* **48**(1), 1-30 (2011)

[2] K. Shibata, “Evaluation of neutron nuclear data on iodine isotopes” *J. Nucl. Sci. Technol.* **52**(9), 1174-1185 (2015) 等

[3] G. Chiba et al., “JENDL-4.0 Benchmarking for Fission Reactor Applications," *J. Nucl. Sci. Technol.* **48**(2), 172-187 (2011)

[4]JENDL委員会 JENDL開発検討小委員会、「JENDL開発検討小委員会報告―JENDL開発の今後の方向性―」JAEA-Review 2014-046, 日本原子力研究開発機構(2015)

Osamu Iwamoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 4 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

[3I_PL] Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations

How should be reprocessing technologies for future generations?
Chair: Yasuji Morita (JAEA)
Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3I_PL01] Overview of the committee activities

*Shunji Homma[1] (1. Saitama Univ.)

[3I_PL02] Esasential Viewpoints in Discussing on Reprocessing Technologies for Future Generations

*Shunji Homma[1] (1. Saitama Univ.)

[3I_PL03] Reprocessing Technologies for Future Generations

*Wataru Muraki[1], Junya Kuroda[1] (1. MHI)

[3I_PL04] Reprocessing Technologies for Future Generations

*Yuya Takahashi[1] (1. TOSHIBA)

[3I_PL05] Reprocessing Technologies for Future Generations

*Daisuke Watanabe[1] (1. Hitachi)

[3I_PL06] Reprocessing Technologies for Future Generations

*Shinichi Nagaoka[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？

Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
"How should reprocessing technologies for future generations be?"

(1) 研究専門委員会の活動について

(1) Overview of the committee activities

*本間　俊司[1]

[1]埼玉大学

1. 概要

再処理技術の研究から実用化までのリードタイムが長期化し、高速増殖炉を含む燃料サイクル確立への見通しが不透明さを増す中で、再処理技術研究開発を継続するための体制と人材の維持、蓄積された知識と経験の継承が困難になってきている。そのような背景を元に「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会は平成 25 年に設立された。産学の若手研究者・技術者で構成された本委員会では、再処理技術の研究開発が将来にわたり確実に実施されるよう、再処理の魅力的な将来像を提示することを目的に以下の活動を行ってきた。

① 従来の再処理における課題（達成できなかった研究開発項目、妨げた要因）の抽出
② 他分野技術および将来世代技術の動向の調査
③ 将来世代の再処理を検討する上で考慮すべき要件の検討
④ 将来世代再処理の具体像の提示

ここでは①および②の活動について報告し、③および④については(2)以降の講演で報告する。

2. 検討内容

(1) 従来の再処理における課題の抽出

東海再処理工場、六ケ所再処理工場、FBR 再処理技術開発に中心となって携わった OB をそれぞれ招き、技術開発の問題点、トラブルへの対応、再処理を取り巻く当時の社会情勢など様々な視点からの講演を頂いた。本研究専門委員会では、これらの情報を元に、従来の再処理における課題の抽出を行った。

(2) 他分野技術および将来世代技術の動向の調査

将来世代の再処理技術では、他分野の革新的な技術や手法を適切に取り込むことが重要であると考えられる。そこで、本研究専門委員会では、プロジェクト管理で成功した国産ロケットの技術開発の経験および高放射線環境下で必須となるロボット技術の最新動向について、専門家を招き講演を実施した。さらに、加速器駆動核変換システム（ADS）による核変換技術を支える再処理技術の動向についても調査した。

3. 今後に向けて

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会では、これまで培った再処理技術を振返ると共に、他分野の最新の技術動向も調査しながら、将来世代が誇りを持って取り組める再処理の研究および技術開発とするための議論を積極的に進めてきた。これらの成果が将来世代への一助となれば幸いである。

---

*Shunji Homma[1]

[1]Saitama University

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？

Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
"How should reprocessing technologies for future generations be?"

(2) 将来世代の再処理技術に求められる要件

(2) Essential Viewpoints in Discussing on Reprocessing Technologies for Future Generations

*本間　俊司[1]
[1]埼玉大学

1. 概要

将来世代を今後１００年程度の時間スケールと考えると、社会情勢や技術動向の大きな変化が予想され、再処理に対する要求事項も変化する可能性が高い。そのため、将来世代の再処理の具体像を検討する上で考慮すべき要件を予め議論しておく必要がある。本研究専門委員会では、その要件の抽出と各要件において考えられる事項を整理した。

2. 検討内容

表 1 に、抽出した検討すべき要件とそのキーワードを示す。これら要件には技術的なもの（対象燃料、回収元素、製品および廃棄物、プロセス性能、安全性、技術伝承）、社会的なもの（国際的視点、社会的受容性と経済的見通し、責任の主体、受益者、実施主体、ビジネス、開発速度、他分野の進捗・導入）の双方が含まれる。本研究専門委員会では、これらの要件についてグループディスカッションを実施し、将来世代の再処理の具体像を検討するための論点の整理に用いた。その詳細については当日発表する。

表１　再処理の具体像を検討する上で考慮すべき要件とキーワード

要件	キーワード
対象燃料	LWR、MOX、FBR、ADS、トリウムの各燃料
国際的視点	規制物質、協定、国内法、核不拡散、Pu インベントリ
回収元素、製品および廃棄物	U、Pu、MA、FP、酸化物燃料、窒化物燃料、金属燃料
社会的受容性と経済的見通し	技術的成立性・実現性、サイクルの経済性、廃棄物の処分
責任の主体、受益者、実施主体、ビジネス	国、国民、産業界、電力会社、再処理事業者、
プロセス性能	経済性、廃棄物発生量、分離性能、核不拡散性、安全性
開発速度、他分野の進捗・導入	開発基盤、社会情勢、技術導入、既存知識活用
技術伝承	技術的知識・情報、改善、生産基盤の維持
安全性	漏洩、化学反応、温度、圧力、試薬の種類

*Shunji Homma[1]
[1]Saitama University

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？

Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
"How should reprocessing technologies for future generations be?"

(3) 将来世代の再処理技術 - ① 環境負荷低減・持続的な技術向上の観点から

(3) Reprocessing Technologies for Future Generations
① From the Viewpoint of Environmental Loading Reduction and Continual Improvement of Technology

*村木　渉[1]，黒田　順也[1]
[1]三菱重工業（株）

1. 概要

原子力エネルギーの利用は，原子核のもつ膨大なエネルギーの利用やエネルギーセキュリティの向上が期待されるが，核分裂生成物の発生に伴う安全対策や放射性廃棄物の発生という側面も有しており，この影響を可能な限り小さくする必要がある。その中で再処理は有用物質のリサイクルによる正の側面の最大化と廃棄物に係る環境負荷の最小化の役割を担っている。日本の再処理技術は有用物質のリサイクルに焦点をあて実用化が進められてきたが，社会的に受容されるには環境負荷低減に対して更なる改善が望まれている。将来世代に向けては環境負荷の低減に取り組むとともに，今後も再処理の役割を担い続けるため蓄積した技術の持続的向上が必要である。以上を踏まえ，環境負荷低減と持続的な技術向上の観点から，将来世代のための再処理として目指すべき方向性と実現に向けたプロセスを検討した。

2. 検討内容

(1)　環境負荷低減

高レベル廃棄物処分に対する懸念等の調査から，現状の地層処分については，技術的には安全性を有するものであっても，高レベル廃棄物の有する有害性や超長期の減衰期間に起因して，国民の間には処分の安全性や風評被害といった不安，懸念が根強く存在すると考えられる。再処理は処分の上流側プロセスであり，使用済燃料からの U/Pu の分離に加え，核種分離の技術を付加することでこれら不安や懸念の低減に貢献が可能である。本検討では，将来の再処理技術の更なる改良として，高レベル廃棄物の有害性と減衰期間の低減の観点から，実用化を優先すべき分離対象核種について提案した。

(2)　技術の持続的な向上

再処理技術には，一般的な化学分離プロセスに加え，高放射性物質に対する遮へいや閉じ込めに起因する特殊かつ高度な技術が求められ，保守や設備更新の面での制約条件も多い。また，(1)の環境負荷低減への取り組みは技術的な目標達成に長期間を要すると考えられ，既存の再処理施設を活用して技術の維持・向上を図っていく必要がある。さらに，技術向上に必要な研究結果や運転経験を適切に反映するには，プラントの基本計画段階において，プラントを長期間停止することなく更新工事が可能な設備構成とする必要がある。これらを踏まえて再処理技術を持続的に向上するための技術的な方策を検討した。

---

*Junya Kuroda[1], Wataru Muraki[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？

Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
"How should reprocessing technologies for future generations be?"

(3) 将来世代の再処理技術 - ② 経済性・安全性の観点から

(3) Reprocessing Technologies for Future Generations
② From the Viewpoint of Economy and Safety

*高橋　優也[1]
[1]（株）東芝

1. 概要

将来世代まで続く再処理を構築する上で、経済性及び安全性が必須条件であり、これらについて対策を進める必要がある。本発表では経済性と安全性の観点から将来世代の再処理技術について検討した。

2. 検討内容

(1) 経済性の観点から

日本での主力電源は、水力発電から火力発電に移行し、さらにオイルショック後、より安価な原子力や天然ガスへと移行しており、電源のベストミックスが進められ、電力の安定供給を実現している。電源の種類が選定される要素として、発電コストは主要な項目のひとつとなっている。日本やドイツでは再生可能エネルギーに対し、固定価格買取制度やこれに基づく賦課金などを導入することで、その割合を増やしてきている。原料コストは発電コストの重要な要素となっており、再処理の製品である回収ウランやプルトニウムを低コストで供給することで、安価な電力を提供できるようにすることが望ましい。将来世代の再処理のあるべき姿は、その時の天然ウランを用いた原子力や他の電源の発電コストに対して、再処理を実施することによる発電コストが低く魅力的なものであることが求められ、このように経済の原理からの需要により、推進されるものとなることが望ましい。さらに、再処理においては廃棄物処分まで合わせた廃棄物コストでもメリットが得られることも望まれる。

(2) 安全性の観点から

原子力産業として、安全性確保は重要な要素であり、原子炉や再処理工場で安全性評価を行っている。現在も本学会において再処理サイクル施設シビアアクシデント研究WGとして一層の安全性向上を目指した検討が進められており、安全性を向上する取り組みが行われている。

安全性の維持向上のためには、これらの安全性を向上する取り組みを活かしながら、技術継承による技術力の維持向上や最新技術の導入によるシステムの更新が有効であると考えられる。そのために、定期的に安全性を向上することが可能な施設とすることが望まれる。これにより、設備更新による技術継承での人材育成と専門性に基づいた最新技術の導入を可能とする。

これらの観点からモジュール化はひとつの候補となり得る。工期短縮や稼働率の向上にも繋がることだけでなく、モジュール更新の際に技術継承や最新技術の導入が可能となり、経済性・安全性の向上をもたらすことが期待できる。

*Yuya Takahashi[1]
[1]Toshiba Corporation

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：
将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？
Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
“How should reprocessing technologies for future generations be?”

(3) 将来世代の再処理技術 - ③ 移行期の多様なニーズへの対応性の観点から

(3) Reprocessing Technologies for Future Generation
③ From the Viewpoint of Adaptability to Various Demands in Transitional Period

*渡邉　大輔[1]
[1]（株）日立製作所

1. 概要

本委員会では将来世代のための理想的な再処理プロセスに求められる要件について議論してきた。本検討では、軽水炉を主に利用する時代から高速炉や核変換炉を利用する時代へ移行する途中の移行期を想定し、委員会での議論を踏まえて移行期のニーズを考察し、そのニーズへの対応性の観点から理想的な再処理プロセスの具体的な構成の提案を行った。

2. 検討内容

各要件についての議論の内容の一部と、それを踏まえて考察した移行期のニーズ、移行期のニーズへの対応性の観点から検討した理想的な再処理プロセスの提案の内容を表１に示す。①移行期には様々な原子炉（軽水炉、高速炉、核変換炉、等）が存在すると想定され、再処理プロセスは各原子炉に対応した様々な組成の核燃料物質を燃料製造プロセスに払い出す必要があると考える。これに対し、回収した元素の溶液を混合して所望の組成の核燃料物質を得る混合調整プロセスを再処理プロセスに設けることを提案する。②再処理工場の建設ペースは数十年に一度と想定され、一方で将来の燃料サイクルのニーズの変化に柔軟に対応する必要があると想定されるため、設計技術の伝承と新技術の導入の機会があることが望まれると考える。これに対し、定期的な設備の交換および改良を可能とするため、設備の小型ユニット化を提案する。③核燃料サイクルの社会的受容性を向上するため、廃棄物処分への負担の軽減および再処理プロセスの付加価値向上が望まれると考える。これに対し、放射性廃棄物を有効利用することを前提に、放射性廃棄物を再利用に適した形態に加工して払い出す機能を再処理プロセスに持たせることを提案する。発表ではこれらの提案の詳細について紹介する。

表１　各要件の議論での検討内容の一部、移行期のニーズ、提案する理想的な再処理プロセス

要件	検討内容の一部	移行期のニーズ、 提案する理想的な再処理プロセス
回収元素、製品および廃棄物	・U、Pu、MA、発熱性 FP、白金族、LLFP、その他 FP が回収対象となりうる。 ・製品の化学形態は酸化物、金属、窒化物、等。 ・各元素の同位体比率も重要となる。	①様々な炉（軽水炉、高速炉、核変換炉、等）の燃料組成に対応した製品を作製可能。 ⇒回収元素の混合調整プロセス
開発速度、他分野の進捗・導入	・開発速度を向上するには、独創的な再処理技術よりも一般産業を含むすでに開発された技術をベースに改良を進めることが有効。	②定期的な設備交換等の技術継承の機会がある。また、将来の仕様変更等に対応するための継続的な新技術導入が可能。 ⇒設備の小型ユニット化
技術伝承	・伊勢神宮は 20 年おきに式年遷宮を行い、技能者を維持。 ・生産基盤を継承することが技術継承には必要。	
社会的受容性と経済的見通し	・核燃料サイクルの費用と採算性、高レベル廃棄物の処分に関する事項が、核燃料サイクルが社会に受容されるための課題になりうる。	③廃棄物処分への負担の軽減。プロセスの付加価値向上。 ⇒放射性廃棄物を有効利用に適した形態に加工して払い出すプロセス
責任の主体、受益者、実施主体、ビジネス	・再処理事業がビジネスとして成り立つことが望ましい。	

*Daisuke Watanabe[1]
[1]Hitachi, Ltd.

2017年春の年会

総合講演 4

「将来世代のための再処理技術」研究専門委員会報告：将来世代の再処理技術はいかにあるべきか？

Expert Committee on Reprocessing Technologies for Future Generations
"How should reprocessing technologies for future generations be?"

(3) 将来世代の再処理技術 - ④ 廃棄物低減の観点から

(3) Reprocessing Technologies for Future Generations
④ From the Viewpoint of Reducing Radioactive Waste

*長岡　真一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 概要

現行の商用ベースでの再処理プロセスの主流となっている湿式再処理では、ウラン及びプルトニウムを回収する能力は十分にあるものの、硝酸による機器の腐食、放射線分解による水素の発生、冷却機能喪失による溶液の沸騰、有機溶媒の火災といったリスクに対し種々の安全対策を講じており、また、多くの廃棄物が発生することから、プロセスとして必ずしも十分でない面がある。

廃棄物の処理及び処分には、多くの費用と手間を要することから、将来世代の再処理においては、廃棄物の発生量が極力少ないことが重要な要素の一つであると考え、廃棄物低減の観点から、将来世代の再処理に必要な技術について検討を行った。

2. 検討内容

湿式再処理の廃棄物としては、気体廃棄物、液体廃棄物、固体廃棄物があり（図 1)、この中でも液体廃棄物は漏えいによる潜在的なリスクが常に存在するとともに、自然蒸発や放射線分解により液量や液組成が変化するなど、気体や固体の廃棄物より貯蔵管理のハードルは高い。また、液体廃棄物の中でも、高放射性廃棄物は、貯蔵中においても崩壊熱を除去する冷却機能が必要であり、さらに、その処理及び処分には、ガラス固化体にして地層処分するため、多くの費用と手間を要する。このため、将来世代の再処理プロセスでは、液体廃棄物の発生量を極力少なくすることが重要と考えた。これにより、地層処分に係る国民や自治体への負担が減り、原子力に関する不安材料の解消に繋がるものと思われる。

本発表では、液体廃棄物の低減に焦点をあて、将来世代の再処理プロセスを検討し、プロセス成立のために必要となる技術の候補について調査した内容について紹介する。

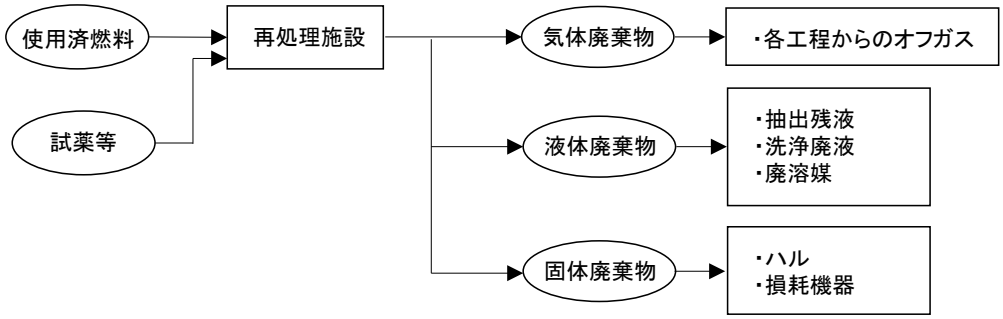


図 1　再処理に伴う主要廃棄物の概要

*Shinichi Nagaoka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 2

[3K_PL] Why should PRA standards be performance specification?

意見交換会

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K_PL01] Requirement of PRA standards

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

[3K_PL02] Meanings and significance of performance specification

*Ken Muramatsu[1] （1. Tokyo City Univ.）

[3K_PL03] Case of standard hierarchical structure

*Kazunori Hashimoto[1] （1. CRIEPI）

[3K_PL04] Comprephensive discussion

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

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

標準委員会セッション2（リスク専門部会）

なぜPRA標準は性能規定であるべきか —意見交換会

Why should PRA standards be performance requirement?

*山口 彰[1]，*村松 健[2]，*橋本 和典[3]

[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]電力中央研究所

1. まえがき

確率論的リスク評価（PRA）標準は、適用範囲に「PRAの有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，実施基準として規定する」と書かれている。今まで10を越えるPRA標準をこの様式に従って、策定してきた。これは、規制の要求事項がいわゆる「性能規定」であり、原子力学会などが定める民間規格は「仕様規定」である、という平成14年度に原子力安全保安院によって示された規格基準の性能規定化の考え方[1]に基づく取り組みの一環と位置づけられる。PRA標準の議論過程においても、方法論を出来るだけ具体的に規定しよう、という方向で作りこんできた。ただし、特定の方法論に絞ることができない場合には、いくつかの方法論を、その特質及び選択の考え方とともに規定する、さらに方法論の規定ができない場合には附属書参考で実例を示して使用者にガイダンスを提供する、という方針を定めて標準を策定している。これにより、PRA手法の一つの方法が提示され、事業者は個別プラントのPRAを定期安全レビュー報告書に掲載したり、定期検査工程の時間調整に停止時PRAを用いたり、新規制基準に対応してシビアアクシンデトの代表シナリオ抽出のために、PRAを行うなどを行ってきている。

しかし、リスク専門部会では、今後のPRAの本格活用に備えて、PRA標準の性能規定化、構成と内容の見直し等の検討が必要と考え、その意義と実行可能性、さらに見直した場合の影響について議論・検討を進めている。

今回のセッションでは、その議論の様を提示し、問題点、利点について多くの方々から意見を求め、議論を深める。特に、規制基準（PSA ガイドライン）との関係やユーザーが行っている実プラントの方法論との関係について、意見を交わす。

2. PRA標準に求められること

PRA標準のユーザーはその標準に従いPRAを実施することにより、コンセンサスの取れた妥当な方法で，品質が確保された情報が得られることを期待している。ここで求められる品質とは、PRAから得られる情報の活用に応じて、適用範囲（対応すべきハザード及び運転状態等）やPRAの詳細度に合わせた、基本的な技術的要件により支えられる。そのため，PRA標準に求められる根本的なものとしては，ユーザーの活用目的に応じて使えること，及びそのための基本的な技術的要件を規定することである。

また，JIS Z 8301（規格票の様式及び作成方法）において，「要求事項は，技術の進歩を妨げないように，可能な限り性能に関する要求事項として規定」することとなっており，PRA標準においても同様の考慮が必要と考えている。なお，規格基準のあり方として，公平・公正・公開の原則を遵守し，関係者のコンセンサスが取れたものである必要があり，標準委員会の方針として標準の海外での活用を視野に入れて活動することとしていることも踏まえると，ASME/ANS PRAスタンダードをはじめ，他国の標準との比較が容易であることが望ましい。

---

*Akira Yamaguchi [1], *Ken Muramatsu [2] , *Kazunori Hashimoto [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo City University , [3]CRIEPI

3. 性能規定の意味と意義

性能目標との比較など PRA を原子力プラントの包括的な安全性を見るために使うことであれば、ユーザーが異なっても同様の結果が出ることが有用であったので、「要件と具体的方法」が規定された PRA 標準に従って計算することに意味はあった。しかし、PRA の使い方は、それに留まらない。様々な意思決定にリスク情報を考慮する、というリスク情報活用[i]意思決定（RIDM，Risk-Informed Decision Making）を実行するためには、その用途に応じた PRA が求められる。ただし、これはどのような PRA 品質でも良い、という意味ではなく、行うべきこととそれに応じて工夫した方法論の妥当性を説明できることが求められる。このようなリスク活用の適用においては、PRA 標準は、その規定内容に明確な性能(What to do)を記載することが有効である。米国 ASME/ANS の策定している PRA スタンダードは、この What to do を規定し、How to do は EPRI や OG（Owners Group）、NEI などが整備しているガイドラインに依存している。これにより、ユーザーが新しい方法論を選択したり創り出したりすることが容易になっている。現時点の原子力学会の PRA 標準でも部分的には性能的な規定文も含まれているが、何を行うか、ではなく、どう行うかに力点を置いているため、明確に区分できない。今後の PRA の本格活用に備えて、PRA 標準の性能的な規定を明確にしておく必要がある。

4. PRA 標準の階層構造の事例

PRA 標準の性能規定化を実効的なものとするためには，PRA 標準の位置づけを明確にした上で，実施基準，（指針,）技術レポート，事例集といったそれぞれの役割の明確化を行い，効果的な品質向上が図れる標準体系のあり方･構成等の基本方針を整理する必要がある。現行の PRA 標準の構成変更案を図 1 に示す。ここでは，現在の標準に規定している技術的要件は，（part1）性能的要求、（part2）技術的要求、（part3）仕様規定の三つに分割している。part1 の性能的要求には，評価の目的や具体的方法に依存しない本質的な上位概念の要求事項であり，ASME/ANS PRA スタンダードの HLR（High Level Requirement）に相当するものである。part2 の技術的要求は，より具体的な要求事項であり，実施方法や，技術的な要求水準，外すことができない重要な要素を含むものである。part3 の仕様規定は，必ず用いる必要はないが，用いることができる具体的手法を示すものである。

また，この階層化の検討案については，原子力学会の標準を中心とした図書の体系であるが，将来的には，原子力学会の図書に限らず，米国の OG や NEI が整備しているガイドラインのような外部組織の図書を含めて体系だてていくことが望ましい。

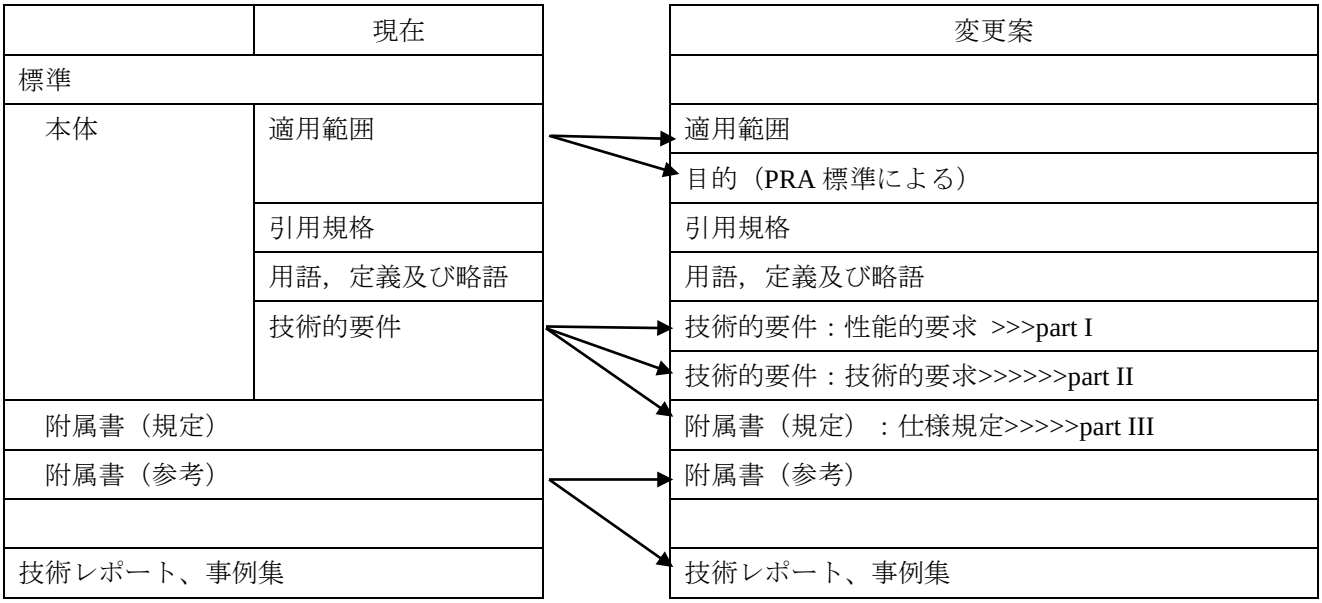


図 1　PRA 標準の階層構造の検討案

リスク専門部会では，PRA 標準の要求事項の階層化による利点や課題を検討するために，幾つかの箇条を選定して，米国 ASME/ANS の PRA スタンダードのように、その適用対象によらず，技術的に許容可能なベースライン PRA に関する上位概念の要件を規定した HLR（High Level Requirement）に相当するものと，幅広い活用を想定しそれに応じた要求水準を定めている SR（Supporting Requirement）のような規定内容に相当するものとの仕分けを実施した上で，ASME/ANS PRA スタンダードの規定との対比・整理を進めている。ここでの対比においては，米国 ASME/ANS PRA スタンダードの HLR に相当する国内標準の規定部分の特定を行う。また，ASME/ANS スタンダードにおいては、①評価範囲及びプラント設計，運転，メンテナンス等の評価上の扱いの詳細さ（Scope and Level of Detail），②評価するプラント固有の情報の反映具合（Plant-Specificity），③どれくらい現実的な評価か（Realism）の観点から SR をカテゴリⅠからⅢに分けており，カテゴリⅠからⅢへとなるにつれて、より詳細な評価が要求される。ASME/ANS PRA スタンダードにおいてカテゴリⅠとⅡの場合分けがされている箇所（カテゴリ III の要件については参考扱いとする）に関して，国内標準での扱いについて特記するような対比・整理も行う。表 1 に，内的事象出力時レベル 1PRA 標準の「起因事象解析」の，米国 ASME/ANS PRA スタンダードと国内標準との対比・整理の一部を示すが，対比することで国内標準での HLR に相当する規定が見えてくるとともに、両標準の規定の差も明らかとなった。

表 1　内的事象出力時レベル 1PRA 標準の起因事象解析に係る規定の比較

<table>
<tr><th colspan="5">ASME/ANS標準(ASME/ANS RA-Sb-2013)</th><th>国内レベル1PRA標準</th><th>備考</th></tr>
<tr><td colspan="5">2-2.1 INITIATING-EVENT ANALYSIS (IE)</td><td>6　起因事象の選定及び発生頻度の推定</td><td></td></tr>
<tr><td>HLR-IE-B</td><td colspan="4">The initiating-event analysis shall group the initiating events so that events in the same group have similar mitigation requirements (i.e., the requirements for most events in the group are less restrictive than the limiting mitigation requirements for the group) to facilitate an efficient but realistic estimation of CDF.

起因事象解析は、CDFを有効かつ現実的に評価しやすくするために、同じグループの事象は類似の緩和条件(すなわち、グループ内の大部分の事象に対する要求は、グループに対する限定的な緩和要求よりも制約は少ない)となるように起因事象をグループ化する。</td><td>6.2　起因事象のグループ化

（国内レベル1PRA標準の6.2.1の第1パラグラフは、ASME/ANS標準のHLR-IE-Bと同等。）</td><td></td></tr>
<tr><td>SR Index No.</td><td>C.C. I</td><td>C.C. II</td><td>C.C. III</td><td></td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B1</td><td colspan="4">GROUP initiating events to facilitate definition of accident sequences in the Accident Sequence Analysis (2-2.2) and to facilitate quantification in the Quantification (2-2.7).

事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、起因事象をグループ化する。</td><td rowspan="3">6.2.1　事象の類似性による起因事象のグループ化
同定した起因事象については，事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために，体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。グループ化は，以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。（附属書I（参考）起因事象のグループ化の例　参照）
－ 事故の進展及び時間余裕，プラントの応答，レベル 2PRA との関係，成功基準，事故の進展に影響する緩和設備，並びに緩和操作の観点から類似している事象
－ グループ内の全ての事象が，事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は，事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。</td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B2</td><td colspan="4">USE a structured, systematic process for grouping initiating events. For example, such a systematic approach may employ master logic diagrams, heat balance fault trees, or failure modes and effects analysis (FMEA).

起因事象をグループ化するにあたり、構造化された体系的プロセスを用いる。このような体系的アプローチの例として、マスター・ロジック・ダイアグラム、熱収支フォールトツリー、故障モード影響解析(FMEA)が挙げられる。</td><td>国内レベル 1PRA 標準では、ASME/ANS 標準の IE-B2 の構造化された体系的プロセス（手法例示を含めて）の要求はない。

ASME/ANS 標準 SR において、起因事象グループ化の体系的アプローチ手法につき、例示を記載。
（米国の PRA ピアレビュー等において、許容可能な手法をどう確認しているかのプロセス等を調査・分析する必要がある。）</td></tr>
<tr><td>IE-B3</td><td colspan="4">GROUP initiating events only when
以下の場合のみ起因事象をグループ化する。
(a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the effect on the</td><td></td></tr>
</table>

また，これらの対比を踏まえ，国内標準での HLR に相当する規定部分を書き下す試行もしている。HLR 相当の規定の書き方としては、各箇条の冒頭に「総括事項」の節を設け規定し、引き続く節にて、性能的な規定を受けた仕様的な規定を記載する形式で整理すると表 2 のようになる。

このような整理を進め、国内標準での要求事項を階層化させて性能規定化する事と具体的な方法論や事例をガイドライン（技術レポート）の形で提示されることが、将来にわたる国内標準の対応方向性として、有効かどうかにつき、分析・評価を行っていく計画である。

表 2　性能規定化された PRA 標準（検討案）

6.　起因事象の選定及び発生頻度の推定

6.1　総括事項

・炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。

・同定した起因事象について、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。

・起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。

6.2　起因事象の分析及び同定

(1) 起因事象の同定において考慮すべき事象として、以下の事象を含める。

a) 過渡事象

原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが，プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。

b) LOCA

……

5. 討論

会場を含めた討論を実施する。

[1] 原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて（平成 14 年 7 月，原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会）

2017年春の年会

標準委員会セッション2（リスク専門部会）

なぜPRA標準は性能規定であるべきか —意見交換会

Why should PRA standards be performance requirement?

*山口 彰[1]，*村松 健[2]，*橋本 和典[3]

[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]電力中央研究所

1. まえがき

確率論的リスク評価（PRA）標準は、適用範囲に「PRAの有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，実施基準として規定する」と書かれている。今まで10を越えるPRA標準をこの様式に従って、策定してきた。これは、規制の要求事項がいわゆる「性能規定」であり、原子力学会などが定める民間規格は「仕様規定」である、という平成14年度に原子力安全保安院によって示された規格基準の性能規定化の考え方[1]に基づく取り組みの一環と位置づけられる。PRA標準の議論過程においても、方法論を出来るだけ具体的に規定しよう、という方向で作りこんできた。ただし、特定の方法論に絞ることができない場合には、いくつかの方法論を、その特質及び選択の考え方とともに規定する、さらに方法論の規定ができない場合には附属書参考で実例を示して使用者にガイダンスを提供する、という方針を定めて標準を策定している。これにより、PRA手法の一つの方法が提示され、事業者は個別プラントのPRAを定期安全レビュー報告書に掲載したり、定期検査工程の時間調整に停止時PRAを用いたり、新規制基準に対応してシビアアクシンデトの代表シナリオ抽出のために、PRAを行うなどを行ってきている。

しかし、リスク専門部会では、今後のPRAの本格活用に備えて、PRA標準の性能規定化、構成と内容の見直し等の検討が必要と考え、その意義と実行可能性、さらに見直した場合の影響について議論・検討を進めている。

今回のセッションでは、その議論の様を提示し、問題点、利点について多くの方々から意見を求め、議論を深める。特に、規制基準（PSA ガイドライン）との関係やユーザーが行っている実プラントの方法論との関係について、意見を交わす。

2. PRA標準に求められること

PRA標準のユーザーはその標準に従いPRAを実施することにより、コンセンサスの取れた妥当な方法で，品質が確保された情報が得られることを期待している。ここで求められる品質とは、PRAから得られる情報の活用に応じて、適用範囲（対応すべきハザード及び運転状態等）やPRAの詳細度に合わせた、基本的な技術的要件により支えられる。そのため，PRA標準に求められる根本的なものとしては，ユーザーの活用目的に応じて使えること，及びそのための基本的な技術的要件を規定することである。

また，JIS Z 8301（規格票の様式及び作成方法）において，「要求事項は，技術の進歩を妨げないように，可能な限り性能に関する要求事項として規定」することとなっており，PRA標準においても同様の考慮が必要と考えている。なお，規格基準のあり方として，公平・公正・公開の原則を遵守し，関係者のコンセンサスが取れたものである必要があり，標準委員会の方針として標準の海外での活用を視野に入れて活動することとしていることも踏まえると，ASME/ANS PRAスタンダードをはじめ，他国の標準との比較が容易であることが望ましい。

---

*Akira Yamaguchi [1], *Ken Muramatsu [2] , *Kazunori Hashimoto [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo City University , [3]CRIEPI

3. 性能規定の意味と意義

性能目標との比較など PRA を原子力プラントの包括的な安全性を見るために使うことであれば、ユーザーが異なっても同様の結果が出ることが有用であったので、「要件と具体的方法」が規定された PRA 標準に従って計算することに意味はあった。しかし、PRA の使い方は、それに留まらない。様々な意思決定にリスク情報を考慮する、というリスク情報活用[i]意思決定（RIDM，Risk-Informed Decision Making）を実行するためには、その用途に応じた PRA が求められる。ただし、これはどのような PRA 品質でも良い、という意味ではなく、行うべきこととそれに応じて工夫した方法論の妥当性を説明できることが求められる。このようなリスク活用の適用においては、PRA 標準は、その規定内容に明確な性能(What to do)を記載することが有効である。米国 ASME/ANS の策定している PRA スタンダードは、この What to do を規定し、How to do は EPRI や OG（Owners Group）、NEI などが整備しているガイドラインに依存している。これにより、ユーザーが新しい方法論を選択したり創り出したりすることが容易になっている。現時点の原子力学会の PRA 標準でも部分的には性能的な規定文も含まれているが、何を行うか、ではなく、どう行うかに力点を置いているため、明確に区分できない。今後の PRA の本格活用に備えて、PRA 標準の性能的な規定を明確にしておく必要がある。

4. PRA 標準の階層構造の事例

PRA 標準の性能規定化を実効的なものとするためには，PRA 標準の位置づけを明確にした上で，実施基準，（指針,）技術レポート，事例集といったそれぞれの役割の明確化を行い，効果的な品質向上が図れる標準体系のあり方･構成等の基本方針を整理する必要がある。現行の PRA 標準の構成変更案を図 1 に示す。ここでは，現在の標準に規定している技術的要件は，（part1）性能的要求、（part2）技術的要求、（part3）仕様規定の三つに分割している。part1 の性能的要求には，評価の目的や具体的方法に依存しない本質的な上位概念の要求事項であり，ASME/ANS PRA スタンダードの HLR（High Level Requirement）に相当するものである。part2 の技術的要求は，より具体的な要求事項であり，実施方法や，技術的な要求水準，外すことができない重要な要素を含むものである。part3 の仕様規定は，必ず用いる必要はないが，用いることができる具体的手法を示すものである。

また，この階層化の検討案については，原子力学会の標準を中心とした図書の体系であるが，将来的には，原子力学会の図書に限らず，米国の OG や NEI が整備しているガイドラインのような外部組織の図書を含めて体系だてていくことが望ましい。

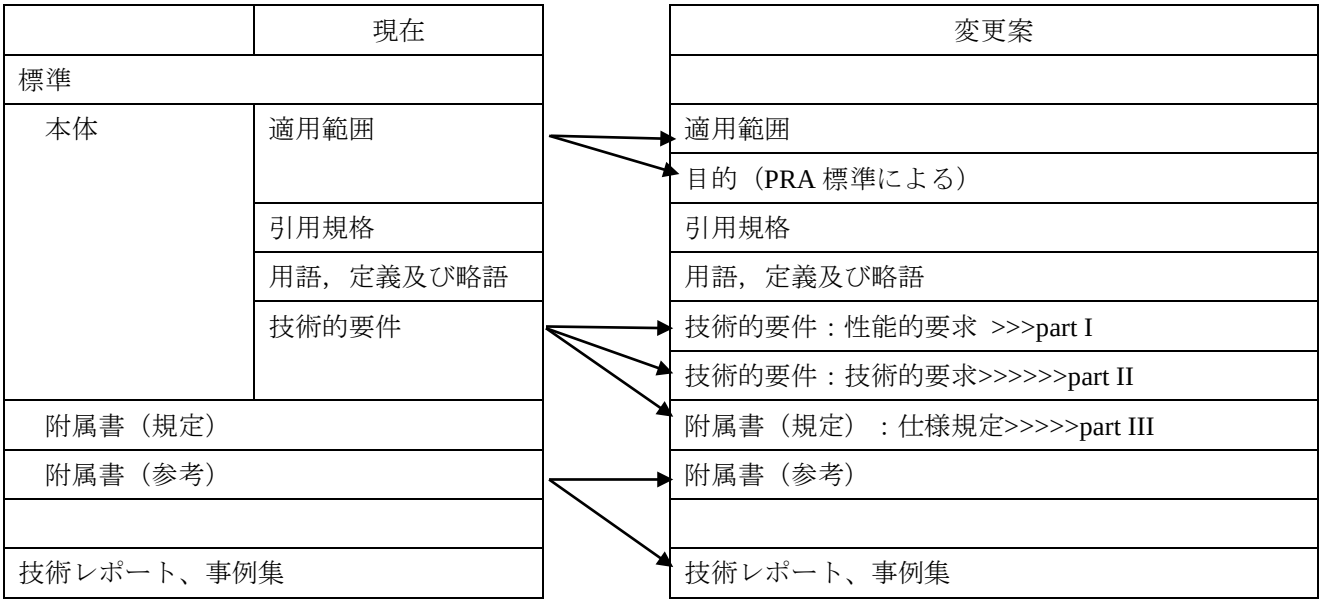


図 1　PRA 標準の階層構造の検討案

リスク専門部会では，PRA 標準の要求事項の階層化による利点や課題を検討するために，幾つかの箇条を選定して，米国 ASME/ANS の PRA スタンダードのように、その適用対象によらず，技術的に許容可能なベースライン PRA に関する上位概念の要件を規定した HLR（High Level Requirement）に相当するものと，幅広い活用を想定しそれに応じた要求水準を定めている SR（Supporting Requirement）のような規定内容に相当するものとの仕分けを実施した上で，ASME/ANS PRA スタンダードの規定との対比・整理を進めている。ここでの対比においては，米国 ASME/ANS PRA スタンダードの HLR に相当する国内標準の規定部分の特定を行う。また，ASME/ANS スタンダードにおいては、①評価範囲及びプラント設計，運転，メンテナンス等の評価上の扱いの詳細さ（Scope and Level of Detail），②評価するプラント固有の情報の反映具合（Plant-Specificity），③どれくらい現実的な評価か（Realism）の観点から SR をカテゴリⅠからⅢに分けており，カテゴリⅠからⅢへとなるにつれて、より詳細な評価が要求される。ASME/ANS PRA スタンダードにおいてカテゴリⅠとⅡの場合分けがされている箇所（カテゴリ III の要件については参考扱いとする）に関して，国内標準での扱いについて特記するような対比・整理も行う。表 1 に，内的事象出力時レベル 1PRA 標準の「起因事象解析」の，米国 ASME/ANS PRA スタンダードと国内標準との対比・整理の一部を示すが，対比することで国内標準での HLR に相当する規定が見えてくるとともに、両標準の規定の差も明らかとなった。

表 1　内的事象出力時レベル 1PRA 標準の起因事象解析に係る規定の比較

<table>
<tr><th colspan="5">ASME/ANS標準(ASME/ANS RA-Sb-2013)</th><th>国内レベル1PRA標準</th><th>備考</th></tr>
<tr><td colspan="5">2-2.1 INITIATING-EVENT ANALYSIS (IE)</td><td>6　起因事象の選定及び発生頻度の推定</td><td></td></tr>
<tr><td>HLR-IE-B</td><td colspan="4">The initiating-event analysis shall group the initiating events so that events in the same group have similar mitigation requirements (i.e., the requirements for most events in the group are less restrictive than the limiting mitigation requirements for the group) to facilitate an efficient but realistic estimation of CDF.

起因事象解析は、CDFを有効かつ現実的に評価しやすくするために、同じグループの事象は類似の緩和条件(すなわち、グループ内の大部分の事象に対する要求は、グループに対する限定的な緩和要求よりも制約は少ない)となるように起因事象をグループ化する。</td><td>6.2　起因事象のグループ化

（国内レベル1PRA標準の6.2.1の第1パラグラフは、ASME/ANS標準のHLR-IE-Bと同等。）</td><td></td></tr>
<tr><td>SR Index No.</td><td>C.C. I</td><td>C.C. II</td><td>C.C. III</td><td></td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B1</td><td colspan="4">GROUP initiating events to facilitate definition of accident sequences in the Accident Sequence Analysis (2-2.2) and to facilitate quantification in the Quantification (2-2.7).

事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、起因事象をグループ化する。</td><td rowspan="3">6.2.1　事象の類似性による起因事象のグループ化
同定した起因事象については，事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために，体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。グループ化は，以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。（附属書I（参考）起因事象のグループ化の例　参照）
－ 事故の進展及び時間余裕，プラントの応答，レベル 2PRA との関係，成功基準，事故の進展に影響する緩和設備，並びに緩和操作の観点から類似している事象
－ グループ内の全ての事象が，事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は，事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。</td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B2</td><td colspan="4">USE a structured, systematic process for grouping initiating events. For example, such a systematic approach may employ master logic diagrams, heat balance fault trees, or failure modes and effects analysis (FMEA).

起因事象をグループ化するにあたり、構造化された体系的プロセスを用いる。このような体系的アプローチの例として、マスター・ロジック・ダイアグラム、熱収支フォールトツリー、故障モード影響解析(FMEA)が挙げられる。</td><td>国内レベル 1PRA 標準では、ASME/ANS 標準の IE-B2 の構造化された体系的プロセス（手法例示を含めて）の要求はない。

ASME/ANS 標準 SR において、起因事象グループ化の体系的アプローチ手法につき、例示を記載。
（米国の PRA ピアレビュー等において、許容可能な手法をどう確認しているかのプロセス等を調査・分析する必要がある。）</td></tr>
<tr><td>IE-B3</td><td colspan="4">GROUP initiating events only when
以下の場合のみ起因事象をグループ化する。
(a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the effect on the</td><td></td></tr>
</table>

また，これらの対比を踏まえ，国内標準での HLR に相当する規定部分を書き下す試行もしている。HLR 相当の規定の書き方としては、各箇条の冒頭に「総括事項」の節を設け規定し、引き続く節にて、性能的な規定を受けた仕様的な規定を記載する形式で整理すると表 2 のようになる。

このような整理を進め、国内標準での要求事項を階層化させて性能規定化する事と具体的な方法論や事例をガイドライン（技術レポート）の形で提示されることが、将来にわたる国内標準の対応方向性として、有効かどうかにつき、分析・評価を行っていく計画である。

表 2　性能規定化された PRA 標準（検討案）

6.　起因事象の選定及び発生頻度の推定

6.1　総括事項

・炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。

・同定した起因事象について、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。

・起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。

6.2　起因事象の分析及び同定

(1) 起因事象の同定において考慮すべき事象として、以下の事象を含める。

a) 過渡事象

原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが，プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。

b) LOCA

……

5. 討論

会場を含めた討論を実施する。

[1] 原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて（平成 14 年 7 月，原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会）

2017年春の年会

標準委員会セッション2（リスク専門部会）

なぜPRA標準は性能規定であるべきか —意見交換会

Why should PRA standards be performance requirement?

*山口 彰[1]，*村松 健[2]，*橋本 和典[3]

[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]電力中央研究所

1. まえがき

確率論的リスク評価（PRA）標準は、適用範囲に「PRAの有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，実施基準として規定する」と書かれている。今まで10を越えるPRA標準をこの様式に従って、策定してきた。これは、規制の要求事項がいわゆる「性能規定」であり、原子力学会などが定める民間規格は「仕様規定」である、という平成14年度に原子力安全保安院によって示された規格基準の性能規定化の考え方[1]に基づく取り組みの一環と位置づけられる。PRA標準の議論過程においても、方法論を出来るだけ具体的に規定しよう、という方向で作りこんできた。ただし、特定の方法論に絞ることができない場合には、いくつかの方法論を、その特質及び選択の考え方とともに規定する、さらに方法論の規定ができない場合には附属書参考で実例を示して使用者にガイダンスを提供する、という方針を定めて標準を策定している。これにより、PRA手法の一つの方法が提示され、事業者は個別プラントのPRAを定期安全レビュー報告書に掲載したり、定期検査工程の時間調整に停止時PRAを用いたり、新規制基準に対応してシビアアクシンデトの代表シナリオ抽出のために、PRAを行うなどを行ってきている。

しかし、リスク専門部会では、今後のPRAの本格活用に備えて、PRA標準の性能規定化、構成と内容の見直し等の検討が必要と考え、その意義と実行可能性、さらに見直した場合の影響について議論・検討を進めている。

今回のセッションでは、その議論の様を提示し、問題点、利点について多くの方々から意見を求め、議論を深める。特に、規制基準（PSA ガイドライン）との関係やユーザーが行っている実プラントの方法論との関係について、意見を交わす。

2. PRA標準に求められること

PRA標準のユーザーはその標準に従いPRAを実施することにより、コンセンサスの取れた妥当な方法で，品質が確保された情報が得られることを期待している。ここで求められる品質とは、PRAから得られる情報の活用に応じて、適用範囲（対応すべきハザード及び運転状態等）やPRAの詳細度に合わせた、基本的な技術的要件により支えられる。そのため，PRA標準に求められる根本的なものとしては，ユーザーの活用目的に応じて使えること，及びそのための基本的な技術的要件を規定することである。

また，JIS Z 8301（規格票の様式及び作成方法）において，「要求事項は，技術の進歩を妨げないように，可能な限り性能に関する要求事項として規定」することとなっており，PRA標準においても同様の考慮が必要と考えている。なお，規格基準のあり方として，公平・公正・公開の原則を遵守し，関係者のコンセンサスが取れたものである必要があり，標準委員会の方針として標準の海外での活用を視野に入れて活動することとしていることも踏まえると，ASME/ANS PRAスタンダードをはじめ，他国の標準との比較が容易であることが望ましい。

---

*Akira Yamaguchi [1], *Ken Muramatsu [2] , *Kazunori Hashimoto [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo City University , [3]CRIEPI

3. 性能規定の意味と意義

性能目標との比較など PRA を原子力プラントの包括的な安全性を見るために使うことであれば、ユーザーが異なっても同様の結果が出ることが有用であったので、「要件と具体的方法」が規定された PRA 標準に従って計算することに意味はあった。しかし、PRA の使い方は、それに留まらない。様々な意思決定にリスク情報を考慮する、というリスク情報活用[i]意思決定（RIDM，Risk-Informed Decision Making）を実行するためには、その用途に応じた PRA が求められる。ただし、これはどのような PRA 品質でも良い、という意味ではなく、行うべきこととそれに応じて工夫した方法論の妥当性を説明できることが求められる。このようなリスク活用の適用においては、PRA 標準は、その規定内容に明確な性能(What to do)を記載することが有効である。米国 ASME/ANS の策定している PRA スタンダードは、この What to do を規定し、How to do は EPRI や OG（Owners Group）、NEI などが整備しているガイドラインに依存している。これにより、ユーザーが新しい方法論を選択したり創り出したりすることが容易になっている。現時点の原子力学会の PRA 標準でも部分的には性能的な規定文も含まれているが、何を行うか、ではなく、どう行うかに力点を置いているため、明確に区分できない。今後の PRA の本格活用に備えて、PRA 標準の性能的な規定を明確にしておく必要がある。

4. PRA 標準の階層構造の事例

PRA 標準の性能規定化を実効的なものとするためには，PRA 標準の位置づけを明確にした上で，実施基準，（指針,）技術レポート，事例集といったそれぞれの役割の明確化を行い，効果的な品質向上が図れる標準体系のあり方･構成等の基本方針を整理する必要がある。現行の PRA 標準の構成変更案を図 1 に示す。ここでは，現在の標準に規定している技術的要件は，（part1）性能的要求、（part2）技術的要求、（part3）仕様規定の三つに分割している。part1 の性能的要求には，評価の目的や具体的方法に依存しない本質的な上位概念の要求事項であり，ASME/ANS PRA スタンダードの HLR（High Level Requirement）に相当するものである。part2 の技術的要求は，より具体的な要求事項であり，実施方法や，技術的な要求水準，外すことができない重要な要素を含むものである。part3 の仕様規定は，必ず用いる必要はないが，用いることができる具体的手法を示すものである。

また，この階層化の検討案については，原子力学会の標準を中心とした図書の体系であるが，将来的には，原子力学会の図書に限らず，米国の OG や NEI が整備しているガイドラインのような外部組織の図書を含めて体系だてていくことが望ましい。

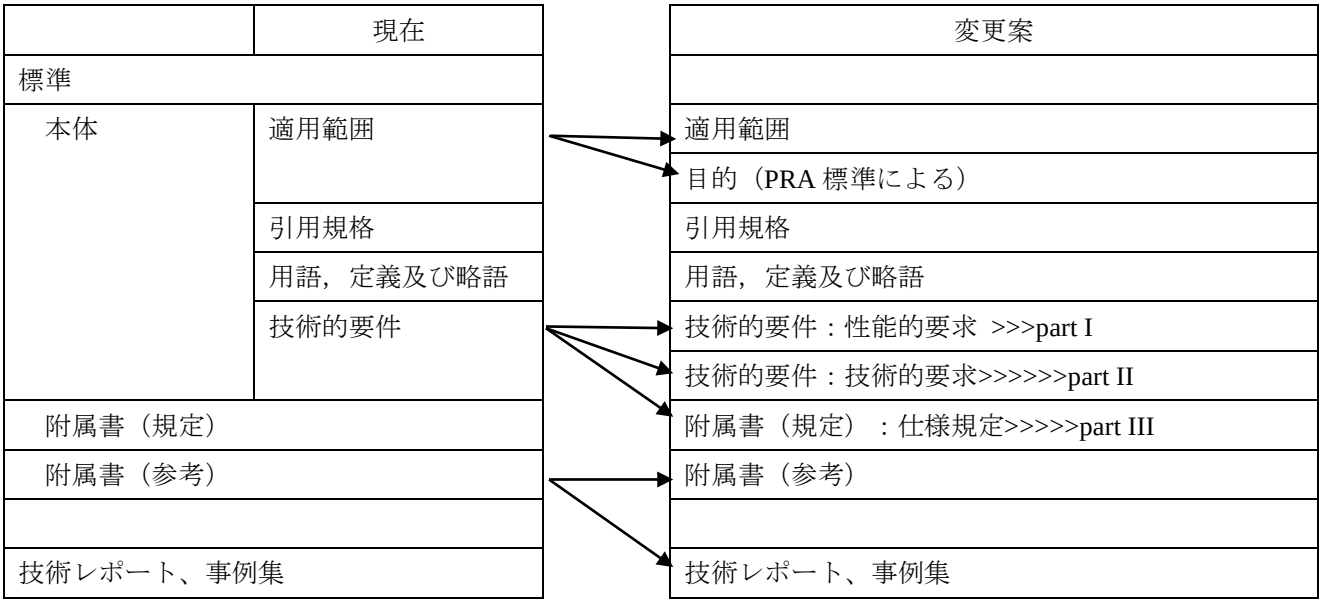


図 1　PRA 標準の階層構造の検討案

リスク専門部会では，PRA 標準の要求事項の階層化による利点や課題を検討するために，幾つかの箇条を選定して，米国 ASME/ANS の PRA スタンダードのように、その適用対象によらず，技術的に許容可能なベースライン PRA に関する上位概念の要件を規定した HLR（High Level Requirement）に相当するものと，幅広い活用を想定しそれに応じた要求水準を定めている SR（Supporting Requirement）のような規定内容に相当するものとの仕分けを実施した上で，ASME/ANS PRA スタンダードの規定との対比・整理を進めている。ここでの対比においては，米国 ASME/ANS PRA スタンダードの HLR に相当する国内標準の規定部分の特定を行う。また，ASME/ANS スタンダードにおいては、①評価範囲及びプラント設計，運転，メンテナンス等の評価上の扱いの詳細さ（Scope and Level of Detail），②評価するプラント固有の情報の反映具合（Plant-Specificity），③どれくらい現実的な評価か（Realism）の観点から SR をカテゴリⅠからⅢに分けており，カテゴリⅠからⅢへとなるにつれて、より詳細な評価が要求される。ASME/ANS PRA スタンダードにおいてカテゴリⅠとⅡの場合分けがされている箇所（カテゴリ III の要件については参考扱いとする）に関して，国内標準での扱いについて特記するような対比・整理も行う。表 1 に，内的事象出力時レベル 1PRA 標準の「起因事象解析」の，米国 ASME/ANS PRA スタンダードと国内標準との対比・整理の一部を示すが，対比することで国内標準での HLR に相当する規定が見えてくるとともに、両標準の規定の差も明らかとなった。

表 1　内的事象出力時レベル 1PRA 標準の起因事象解析に係る規定の比較

<table>
<tr><th colspan="5">ASME/ANS標準(ASME/ANS RA-Sb-2013)</th><th>国内レベル1PRA標準</th><th>備考</th></tr>
<tr><td colspan="5">2-2.1 INITIATING-EVENT ANALYSIS (IE)</td><td>6　起因事象の選定及び発生頻度の推定</td><td></td></tr>
<tr><td>HLR-IE-B</td><td colspan="4">The initiating-event analysis shall group the initiating events so that events in the same group have similar mitigation requirements (i.e., the requirements for most events in the group are less restrictive than the limiting mitigation requirements for the group) to facilitate an efficient but realistic estimation of CDF.

起因事象解析は、CDFを有効かつ現実的に評価しやすくするために、同じグループの事象は類似の緩和条件(すなわち、グループ内の大部分の事象に対する要求は、グループに対する限定的な緩和要求よりも制約は少ない)となるように起因事象をグループ化する。</td><td>6.2　起因事象のグループ化

（国内レベル1PRA標準の6.2.1の第1パラグラフは、ASME/ANS標準のHLR-IE-Bと同等。）</td><td></td></tr>
<tr><td>SR Index No.</td><td>C.C. I</td><td>C.C. II</td><td>C.C. III</td><td></td><td></td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B1</td><td colspan="4">GROUP initiating events to facilitate definition of accident sequences in the Accident Sequence Analysis (2-2.2) and to facilitate quantification in the Quantification (2-2.7).

事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、起因事象をグループ化する。</td><td rowspan="3">6.2.1　事象の類似性による起因事象のグループ化
同定した起因事象については，事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために，体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。グループ化は，以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。（附属書I（参考）起因事象のグループ化の例　参照）
－ 事故の進展及び時間余裕，プラントの応答，レベル 2PRA との関係，成功基準，事故の進展に影響する緩和設備，並びに緩和操作の観点から類似している事象
－ グループ内の全ての事象が，事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は，事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。</td><td></td></tr>
<tr><td>IE-B2</td><td colspan="4">USE a structured, systematic process for grouping initiating events. For example, such a systematic approach may employ master logic diagrams, heat balance fault trees, or failure modes and effects analysis (FMEA).

起因事象をグループ化するにあたり、構造化された体系的プロセスを用いる。このような体系的アプローチの例として、マスター・ロジック・ダイアグラム、熱収支フォールトツリー、故障モード影響解析(FMEA)が挙げられる。</td><td>国内レベル 1PRA 標準では、ASME/ANS 標準の IE-B2 の構造化された体系的プロセス（手法例示を含めて）の要求はない。

ASME/ANS 標準 SR において、起因事象グループ化の体系的アプローチ手法につき、例示を記載。
（米国の PRA ピアレビュー等において、許容可能な手法をどう確認しているかのプロセス等を調査・分析する必要がある。）</td></tr>
<tr><td>IE-B3</td><td colspan="4">GROUP initiating events only when
以下の場合のみ起因事象をグループ化する。
(a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the ／ (a) events can be considered similar in terms of plant response, success criteria, timing, and the effect on the</td><td></td></tr>
</table>

また，これらの対比を踏まえ，国内標準での HLR に相当する規定部分を書き下す試行もしている。HLR 相当の規定の書き方としては、各箇条の冒頭に「総括事項」の節を設け規定し、引き続く節にて、性能的な規定を受けた仕様的な規定を記載する形式で整理すると表 2 のようになる。

このような整理を進め、国内標準での要求事項を階層化させて性能規定化する事と具体的な方法論や事例をガイドライン（技術レポート）の形で提示されることが、将来にわたる国内標準の対応方向性として、有効かどうかにつき、分析・評価を行っていく計画である。

表 2　性能規定化された PRA 標準（検討案）

6.　起因事象の選定及び発生頻度の推定

6.1　総括事項

・炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。

・同定した起因事象について、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行う。

・起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。

6.2　起因事象の分析及び同定

(1) 起因事象の同定において考慮すべき事象として、以下の事象を含める。

a) 過渡事象

原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが，プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。

b) LOCA

……

5. 討論

会場を含めた討論を実施する。

[1] 原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて（平成 14 年 7 月，原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会）

(Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[3K_PL04] Comprephensive discussion

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

日本原子力学会の確率論的リスク評価（PRA）標準は、適用範囲に「PRAの有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，実施基準として規定する」と書かれている。標準委員会・リスク専門部会では、今まで10を越えるPRA標準をこの様式に従って策定してきた。しかし、今後のPRAの本格活用に備えて、PRA標準の性能規定化、構成と内容の見直し等の検討が必要との意見を踏まえ、リスク専門部会では、その意義と実行可能性、さらに見直した場合の影響についての議論・検討を進めている。今回のセッションでは、その議論の様を提示し、会場とも意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3L_PL] Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

Chair: Masahiro Osako (NIES)

Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room L (16-503 Building No.16)

[3L_PL01] Comprehensive management of radioactively contaminated wastes in the environment/biosphere

*Kazuto Endo[1] (1. NIES)

[3L_PL02] Elucidation of Cs sorption-desorption behavior toward clay minerals for the recycling useful materials from contaminated soil

*Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA)

[3L_PL03] Overview of Technology Development Strategy for Volume Reduction and Recycling of the Removed Soil for Interim Storage

*Satoru Kaneko[1] (1. MOE)

[3L_PL04] Safety Assessment for Reuse of Removed Soil

*Takuma Sawaguchi[1] (1. JAEA)

[3L_PL05] Cost evaluation method for the disposal of low level radioactive waste

*Hisakazu Nakata[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

バックエンド部会セッション

福島第一原発事故による環境汚染の回復に伴う汚染廃棄物の管理と除去土壌の減容・再生利用の取り組み

Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

（1）環境中における事故由来の放射性物質汚染廃棄物の総合的な管理

(1) Comprehensive management of radioactively contaminated wastes in the environment/biosphere

*遠藤　和人[1]

[1]国立研究開発法人国立環境研究所

1. はじめに

福島第一原発事故によって放出された放射性物質によって、東日本の広範な地域が汚染された。その結果、事故由来放射性物質（Cs-134 と Cs-137）によって汚染された土壌や廃棄物が多量に発生している。これら汚染物については、「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」（以下、特措法とする）が平成 23 年 8 月 30 日に交付され、オフサイトにおける総合的な管理のための制度が整備された。福島県内外を問わず、多量の除去土壌が発生しているが、本論では汚染廃棄物である一般廃棄物や産業廃棄物に着目し、その管理状況等について述べる。

2. 放射性物質汚染廃棄物に対する初動

我々の家庭から出されるごみは一般廃棄物に分類されているが、一般廃棄物の可燃物については通常、中間処理として焼却処理が施されて、燃えかすである主灰と飛灰の多くが埋立処分されている。また、下水道で集められた汚水は、下水処理場で処理されて副次産物として下水汚泥が排出される。この下水汚泥は、セメント原料として利用されたり、焼却して下水汚泥焼却灰（産業廃棄物）となる。平成 23 年 5 月、福島県内の下水処理場から発生する下水汚泥ならびにその溶融処理スラグ等の放射能濃度が高いことが明らかとなり[1],[2]、その対応のため、5 月 12 日に「福島県内の下水処理副次産物の当面の取扱いに関する考え方」を原子力災害対策本部がとりまとめ[2]，翌 6 月 16 日には上水汚泥等も含めて「放射性物質が検出された上下水処理等副次産物の当面の取扱いに関する考え方」が発出された[3]。追加被ばく防護と汚染拡大防止のため、運搬や保管に対する留意点が示されると共に、埋立処分に対しては跡地利用制限を設けた埋立基準 8,000 Bq/kg という閾値が初めて設定された。6 月 23 日には、環境省が「福島県内の災害廃棄物の処理の方針」[4]を発出しており、上下水処理等副次産物と同様に主灰や飛灰についても 8,000 Bq/kg までは埋立可能としており、8,000 Bq/kg を超過する廃棄物（後に指定廃棄物として分類される廃棄物）は一時保管することが適当とされていた。一方、福島県外については、同年 6 月 27 日に南関東において 8,000 Bq/kg を超える一般廃棄物焼却飛灰が観測され[5]，翌 28 日には「一般廃棄物焼却施設における焼却灰の測定及び当面の取扱いについて」という事務連絡が環境省より発出された。この事務連絡にしたがって焼却灰の放

*Kazuto ENDO[1]

[1]National Institute for Environmental Studies

射能濃度の一斉調査が実施されたため、一般廃棄物についてはこの 7 月の測定値が最も古い値となっている。

特措法が公布された翌日、平成 23 年 8 月 31 日には「8,000 Bq/kg を超え 100,000 Bq/kg 以下の焼却灰等の処分方法に関する方針について」[6]が発出され，これまで一時保管が適当とされてきた 8,000 Bq/kg を超える廃棄物に対しても埋立処分する方向に変更された。特措法では処理基準の具体等については記されておらず、「省令で定める方法により」という文言が使われており、その省令である特措法施行規則（以下、規則とする）は同年 12 月 14 日に環境省令第 33 号として施行され、放射性物質汚染廃棄物等への体制が概ね整った形となった。また、規則の公布に伴い、廃棄物関係ガイドライン第 1 版が同年 12 月 27 日に公表された。その後、新たな知見や告示等を盛り込んで改訂され、平成 25 年 3 月に第 2 版が発刊されている（以下、廃棄物関係ガイドラインと記す場合は第 2 版を指す）。現在は、特措法や一連の告示等にしたがって放射性物質汚染廃棄物の処理が行われており、従来の廃棄物管理による公衆衛生対策と同時に、放射性物質に対する被ばく防護と環境保全への対応が継続されている。

3. 放射性物質汚染廃棄物の分類と処理

3-1. 福島県内の汚染廃棄物

福島県内における汚染廃棄物処理に関する判断フローを図 1 に示す。汚染廃棄物対策地域と除染特別地域は同一であり、放射性物質による汚染の度合い（年間被曝線量）によって地域を分類している。この地

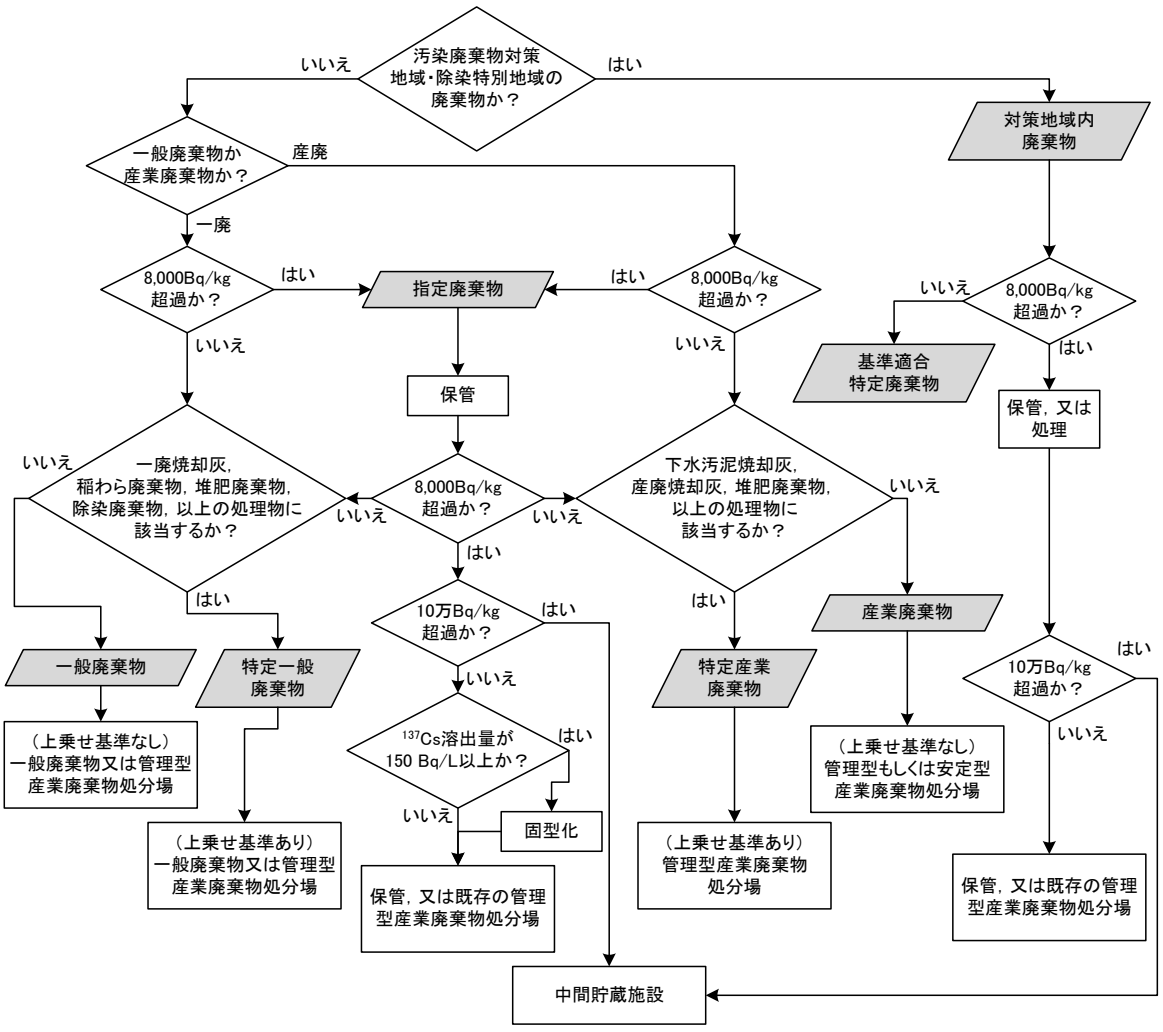


図 1　福島県内の汚染廃棄物の分類

表 1　溶出試験結果の一例

試料名称	放射性 Cs 溶出率（%）
一般廃棄物焼却主灰	1.6 *
一般廃棄物未処理飛灰	64.1～89.1
飛灰セメント処理物	62.5～86.3
飛灰セメント固型化物	13.1
主灰 4：飛灰 1 混合物	27.1
下水汚泥焼却飛灰	0.9 *

* 放射性セシウムが検出下限値以下なので安定セシウムの溶出率を計算している。

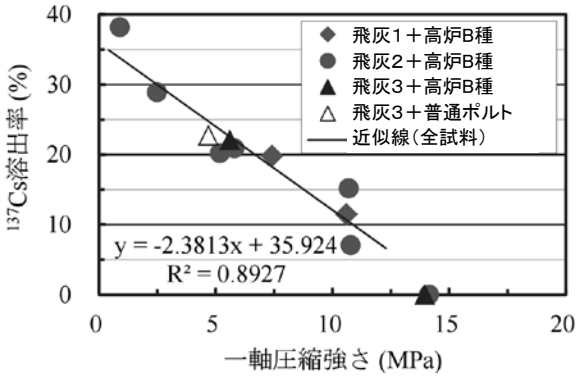
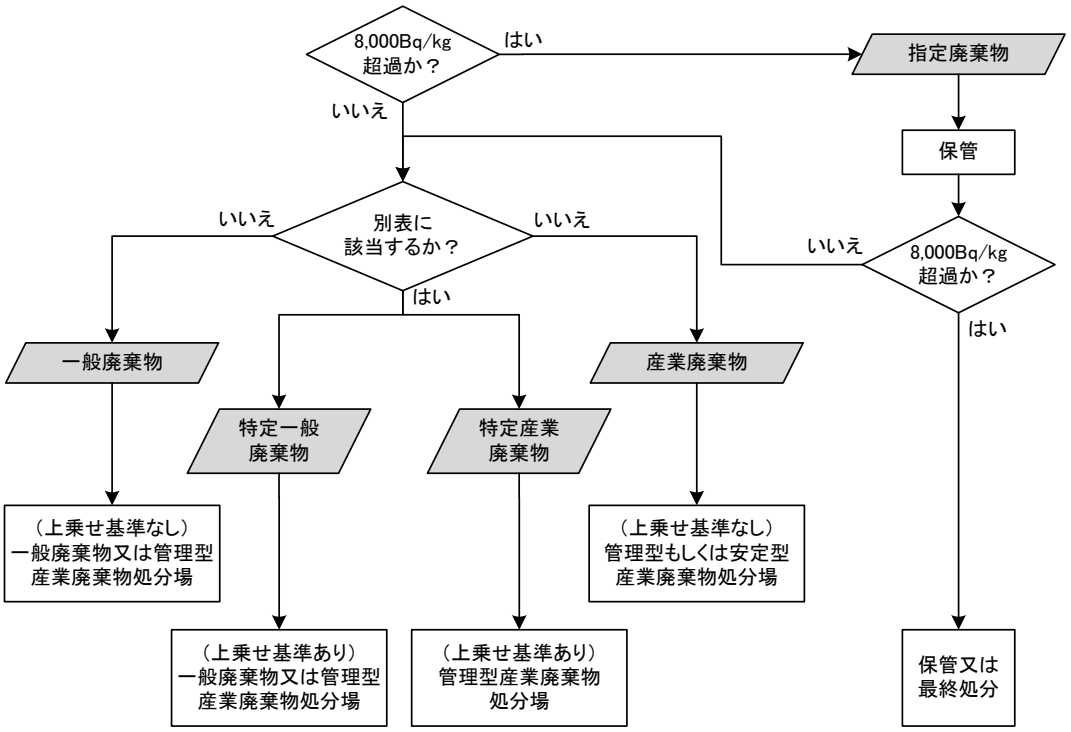


図 2 一軸圧縮強さと溶出率の関係

域内にある廃棄物等については自治体の管理ではなく、国の管理となっており管理主体が異なる。そのため、最初の判断フローとしては、この地域内であるかどうかの判断が必要となる。地域内の廃棄物については、対策地域内廃棄物と呼ばれ、特措法における特定廃棄物の一つとなる。8,000 Bq/kg 以下であれば基準適合特定廃棄物と呼ばれ、8,000 Bq/kg 以下の管理方法と同一となるが、それ以上の場合には指定廃棄物と同様の管理が必要となっている。地域外については、8,000 Bq/kg を超えていて、申請があった場合には指定廃棄物に指定される。8,000 Bq/kg 以下であり、指定品目に該当する場合には特定一般廃棄物、特定産業廃棄物として分類され、処理基準に放射線防護ならびに溶出抑制に対する上乗せ基準が課せられる。上乗せ基準はあるものの、埋立処分については従来通りの一般廃棄物処分場や管理型産業廃棄物処分場への埋立処分が可能となっている。一方、地域外の廃棄物の内、8,000 Bq/kg を超える指定廃棄物は保管され、その後、既存の管理型最終処分場に埋め立てられる計画となっている。保管期間中、8,000 Bq/kg を下回った場合、指定を解除できるように平成 28 年 4 月 28 日に施行規則の一部が改正された [7]。指定廃棄物の内、10 万 Bq/kg を超える廃棄物は中間貯蔵施設で保管される予定となっているが、10 万 Bq/kg 以下の場合には既存の管理型産業廃棄物処分場を活用し、特定廃棄物処分場として埋立処分が行われる。その際、溶出濃度で Cs-137 が 150 Bq/L を超える場合にはセメント等による固型化処理を行った後、埋立処分することが定められている。セメント固型化の基準は環境省告示 14 号（平成 24 年）に記されている。表 1 のように固型化しない焼却飛灰の溶出率は約 60～90%であるが [8]、セメント固型化することによって溶出率が低減し、溶出率は固型化物の一軸圧縮強度に依存することが報告されている（図 2 参照）[9]。

3-2. 福島県外の汚染廃棄物

福島県外の場合、図 3 に示される通り、中間貯蔵施設がないために、8,000 Bq/kg を超える指定廃棄物は全て最終処分される予定となっており、10 万 Bq/kg を超える廃棄物を含む場合には管理型相当ではなく、遮断型相当の廃棄物処分場に埋め立てることとなっている。しかしながら、住民反対等のために埋立処分は実現されておらず、現時点では全て保管されている状況である。また、指定解除の施行規則改正により、一部の指定廃棄物は既に指定が解除されている。一方、8,000 Bq/kg 以下の特定一般廃棄物や特定産業廃棄物については、1 都 9 県で埋立処分が行われている。一部の処分場では上限濃度を 5,000 Bq/kg にするなどの上乗せ基準を設けて、より安全な埋立を目指す工夫もされている。特定一般廃棄物や特定産業廃棄物の埋立処分では、上乗せ基準が設けられており、埋め立てる際に土壌層を設置したり、煤じん（飛灰）を埋め立てる場合には遮水を施すなどの規定があり、廃棄物関係ガイドラインに詳述されている。ガイドラインに示された内容と追補的な留意事項は以下の 8 項目となる。①「汚染飛灰を水と接触させない。」：水と接触しなければ放射性セシウムが溶出しないためである。②「汚染飛灰の下を遮水しない。」：万が一，汚



別表：特定一般廃棄物・特定産業廃棄物の該当要件

	岩手県	宮城県	山形県	茨城県	栃木県	群馬県	埼玉県	千葉県	東京都	神奈川県	除染実施区域	全国その他
流動床炉以外の下水汚泥はいじん				●	●	●	●	●	●	●		
焼却飛灰（ばいじん）	●	●	●	●	●	●	●	●	●			
廃稲わら	●	●			●							
廃堆肥	●	●			●							
除染廃棄物											●	
特定一廃・特定産廃の処理物												●

※ 廃棄物の濃度等の要件によって個別の除外要件がある。

図３　福島県外の汚染廃棄物の分類

染飛灰中に浸透水が発生した場合，浸透水の放射性セシウム濃度が高い状態で滞留したり，横方向等に移動したりすることを防止するためである。③「汚染飛灰の下には土壌系吸着層を敷設する。」：浸透水が発生した場合であっても，土壌層を通過させて放射性セシウムを吸着させ，濃度が下がった状態の浸透水とするためである。④「汚染飛灰を臭突（ガス抜き管）の近くに埋めない。」：砕石等と有孔管で構成される臭突（ガス抜き管）に，放射性セシウムが高濃度のまま移動して水処理施設へと行かせないためである。⑤「汚染飛灰を法面集排水管近くに埋めない。」：臭突（ガス抜き管）と同様に，高濃度浸透水が水処理施設へと移動することを防止するためである。⑥「汚染飛灰を下流側や下の方に埋めない。」：台風やゲリラ豪雨等の影響で浸透水が内部貯留する可能性があるため，貯留水と汚染飛灰を接触させないためである。⑦「汚染飛灰の上に有機性廃棄物を埋めない。」：嫌気性環境下で窒素分がアンモニア態となって浸透水に溶解していると，汚染飛灰からの溶出性を高め，土壌層での吸着能を低下させる恐れがあるためである。

⑧「汚染飛灰の埋立が終わったら上部を遮水する。遮水が必要なのは，この上部のみ。」：繰り返しになるが，①と②の状況を回避するためである。これらを満足していれば、将来的にも放射性セシウムが処分場の系外に漏出することは無い。

放射性セシウムは土壌との親和性が高く、極めてよく吸着することが知られているが、飛灰溶出液等の塩濃度は海水なみに高く、数百 ppm 以上のカリウムイオンを含んでることが一般的である。また、処分場内は嫌気性環境下である場合も多く、窒素分がアンモニア態窒素として存在していることで、一般環境に比較すると、放射性セシウムの吸着能は高く無く、一般環境で測定された分配係数に比較すると 1～3 オーダー程度低い値となることから、土壌による吸着を過信しないことも重要である。

特定一般廃棄物は既に数十箇所を超える処分場で埋め立てが行われており、一部の処分場では埋め立てが終了している。現在、特定一般廃棄物や特定産業廃棄物の埋立処分については、処分場をどのように廃止し、跡地の形質変更をどう考えるか、という議論にシフトしてきている。

4. おわりに

事故から 6 年が経過し、8,000 Bq/kg 以下の特定一般廃棄物や特定産業廃棄物については、処分場での実測値や課題への対処方法等、経験値も蓄積されている状況である。指定廃棄物の埋立処分等についてはこれから始まるため、特定一廃や特定産廃の経験を生かしながら対応し、将来的な中間貯蔵後の最終処分に向けた知見を蓄積できるよう科学的な観点での検証を進めていく必要があると思われる。また、特定一廃や特定産廃であっても、処分場が負の遺産とならないよう、廃止確認や跡地利用、環境モニタリング等の環境保全対策を考えていくことが重要である。

参考文献

[1] 福島県災害対策本部（2011）：県中浄化センターにおける下水汚泥の放射能量調査結果について，平成 23 年 5 月 1 日記者発表資料

[2] 原子力災害対策本部(2011)：「福島県内の下水処理副次産物の当面の取扱いに関する考え方」について，平成 23 年 5 月 12 日

[3] 国土交通省都市・地域整備局長（2011）：「放射性物質が検出された上下水処理等副次産物の当面の取扱いに関する考え方」について，平成 23 年 6 月 16 日

[4] 環境省（2011）：福島県内の災害廃棄物の処理の方針，平成 23 年 6 月 23 日

[5] 東京二十三区清掃一部事務組合（2011）：放射能測定結果及び焼却飛灰の一時保管について，平成 23 年 6 月 27 日報道資料

[6] 環境省大臣官房廃棄物・リサイクル部（2011）：8,000 Bq/kg を超え 100,000 Bq/k 以下の焼却灰等の処分方法に関する方針について，平成 23 年 8 月 31 日

[7] 環境省大臣官房廃棄物・リサイクル対策部廃棄物対策課長（2016）：平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法施行規則の一部を改正する省令の施行について（通知），平成 28 年 4 月 28 日

[8] 独立行政法人国立環境研究所資源循環・廃棄物研究センター（2014）：放射性物質の挙動からみた適正な廃棄物処理処分（技術資料 第四版），第 4 章，放射性セシウムの溶出挙動，pp. 32-41

[9] 杉橋直行・馬場勇介・遠藤和人（2015）：放射性セシウムを含む一般廃棄物焼却飛灰のセメント固型化処理に関する研究，土木学会論文集 E2，Vol. 71，No. 1，pp. 14-28

2017年春の年会

バックエンド部会セッション

福島第一原発事故による環境汚染の回復に伴う汚染廃棄物の管理と除去土壌の減容・再利用の取り組み

Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

（2）再生利用を目指した粘土鉱物へのCs吸脱着機構解明

(2) Elucidation of Cs sorption-desorption behavior toward clay minerals for the recycling useful materials from contaminated soil

*矢板　毅[1]

[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

1. はじめに

放射性セシウムによる環境汚染からの回復に向けては、環境物質を相手にするという極めて複雑な技術の適用が不可欠であり、現象把握から新しい処理法開発に至るまで、先端的科学技術の果たす役割は大きいと考えている。福島の環境回復においては、原発事故により放出されたセシウムが如何に土壌に取り込まれ、安定化するかを理解し、さらには最適な方法により効率的に引き剥がし、処分あるいは再生利用させることは、経済性、環境負荷低減の観点から極めて重要である。このような背景の基、我々は、原子力機構および物材機構、農研機構、量研機構、電中研、産総研、北海道大学、東京大学他の参加によるプロジェクトチームを結成し、基礎的メカニズム解明から実機技術への応用可能な要素技術開発に取り組んでいる。本講演では、粘土鉱物へのセシウム吸脱着メカニズム解明における最新の結果とこれらを基礎とした処理・処分技術開発にかかる要素技術の開発状況について述べる。

2. 風化黒雲母

セシウムは、大気中核実験やこれまでの海外の原子力施設での経験を踏まえ、地表付近に多く存在する粘土鉱物など層状化合物に収着され、環境移行においても粒子状で移動するケースが多いと考えられている。従って、粘土など層状化合物への収着特性について検討することが合理的であると考えられる。我々は、研究対象とする鉱物としてバーミキュライトを取り上げた。バーミキュライトは、セシウムを取り込んで安定化すると考えられている粘土層間における平均的表面電荷密度が比較的高いにもかかわらず、層に多く水を含むいわゆる膨潤層を有する化合物である。つまりバーミキュライトに対する研究では、セシウムが膨潤層に取り込まれ、収着後の層間における安定化についての基礎的な知見がもたらされると考えられたことによる。福島産のバーミキュライトを標準試料とし、プロジェクト内で検討を行ったところ、バーミキュライトというより風化（バーミキュライト化）途中の雲母系鉱物（以後風化黒雲母とする）が

*Tsuyoshi YAITA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

実環境ではその収着挙動において重要な役割を果たしていることが明らかとなった。この風化黒雲母がセシウムを取り込む場合、極めて高選択的かつ見かけ上不可逆的に吸着することなども合わせて分かった。その中で、実際の汚染土壌試料に対し、イメージングプレート(IP)と電顕を使った詳細な分析においても、風化黒雲母がセシウム収着には重要な役割を果たしていることが明らかとなった。[1],[2]

3. 吸着メカニズム

3-1. セシウムの凝集特性と化学結合

セシウムはアルカリ金属イオンであり、馴染みの深いナトリウム、カリウムなどとの同族であり、これら元素との化学挙動の類似性が予想される。しかしながら、セシウムの原子あるいはイオン半径が大きい重元素としての性質により、これらの元素群とは一部異なった挙動を示すことなどが分かりつつある。特にアルカリ金属は、物質との相互作用においてイオン結合性の相互作用を示すことが知られているが、セシウムは、粘土鉱物の酸素と共有結合的な成分を含む相互作用をする事が、量子科学計算、放射光実験により明らかになりつつある。[4],[5]特に化学圧力などを受けやすい環境（セシウムイオンが孤立して存在する場合など）に置かれた場合、共有結合的な強い結合を作る傾向が強く、見かけ上不可逆な状態を示す。また、大きいアルカリ金属イオンのもう一つの特徴として、水和が弱く、水-水間の水素結合などを切りやすい傾向があること、イオン間の反発が弱いことなどの性質が合算して、粘土の膨潤層などではセシウムが集まりやすい、あるいは一度膨潤層にセシウムが入ると、セシウムが連続的に入りやすいというシミュレーションおよび実験結果が得られている。[3],[5],[6]この一連の性質は、放射性セシウムが比較的一カ所に濃集しやすい傾向があることを示しており、セシウムの環境挙動を説明する上で重要な結果であると考えている。

3-2 キャリアフリーの放射性セシウムとマクロセシウムの挙動の違い

環境中に放出されたセシウムは、同位体交換平衡に達するまではキャリアフリーであることが予想され、このような条件にあっては、放射能測定以外での元素分析法での検出は難しい。このような濃度領域のセシウムは、その具体的な化学挙動を直接的に把握するのは不可能である。しかしながら、ナノテクノロジーの発展などによって明らかになりつつあるように、トレース量の物質挙動や物性は、我々が理解してきたケミストリーとは異なることがあり、今回の事故に伴う放射性セシウムの挙動理解には、このキャリアフリーのセシウムの理解が不可欠である。そこで我々は、前述したようにIPと電顕を組み合わせ、放射性セシウムの存在する場所の情報を得ること、放射光等を用いる電子状態、構造解析においては、比較的高い濃度から薄い濃度へ外装する形でその極微量セシウムの挙動理解すすめるという方法によりこの問題に取り組んだ。その結果、濃度が低くなると風化黒雲母のような物質に濃集し、強く結合すること、3-1において述べたような共有結合を強めるような環境に放射性セシウムが存在するであろう事も明らかになった。量子科学シミュレーションによっても、風化黒雲母の特異吸着点の詳細な相互作用の姿などが明らかになりつつある。このトレース量のサイエンスは、今後新しい発見もあると考えられ、分析技術の発展と共にさらに興味深い知見が得られることが期待される。

4. 減容化と再利用にむけて

4-1 物理処理、化学処理によるセシウム脱離

これまでの知見を踏まえ、粘土から如何にセシウムを取り出すかを検討している。既に、企業の研究所によって実機に向けた様々な検討が成されているが、我々のスタンスとしては、既存のシステムに親和的にプロセスを付加させること、あるいは中身の一部を可能な範囲で置き換えることでコスト削減や環境負荷

低減にむけ、最大限の効果を発揮するような要素技術の開発を目指している。まず前処理法として使えそうな物理処理であるが、湿・乾式分級、磁気分離および粉砕技術などがある。粉砕技術に関しては、XRDを併用した方法による状態分析により、粘土の構造を十分に破壊することで、これまでリジッドに固定されたセシウムを取り出せる可能性があることなどが見いだしている。一方化学処理法は、事故直後、真っ先に試された方法ではあるが､粘土層間、さらにその中でも特異吸着点のような場所に吸着したセシウムについては、予想以上に結合が強いことや、効率的に処理溶液が届かないことなどもあり、十分な効果が上がらなかった。そこで、我々は水を構造化させる溶液の利用で層間を再膨潤させる方法を見いだし、これにより処理が進むことなども明らかとしてきた。この層間を開く方法は､除染においても有効ではあるが、発想を変え、ジオマテリアルである粘土を吸着剤として利用することに道を開く技術であるとも考えられる。

4-2 熱処理と再利用に向けた検討

熱処理に関しては、既に多くの先行研究事例がある。我々は、この処理方法のコスト削減と処理後の残渣の再利用法の検討が不可欠であると考え、低温溶融と塩析を利用した方法を検討している。[7],[8]塩析は、基本的に物質の結晶化における副反応である。結果として、廃棄物土壌を材料とし、再利用可能な材料を設計、合成することに主眼に研究を進めることは、同時に除染法の開発にもつながる事が分かり、物質材料科学的な視点による除染法の開発なども今後重要になってくると考えている。

5. 終わりに

この一連の研究は、環境科学、物質材料科学、物理、化学、分析科学、土木工学、農学、土壌学、鉱物学、量子科学シミュレーションなど様々な分野の研究者による分野横断による研究開発が不可欠である。この福島環境回復に関する問題に取り組む中で合理的な処理方法の開発を行う事は、次世代の循環型社会の実現に向けた基礎を与える可能性もあり、今後の技術開発に期待したい。

参考文献

[1] Mukai, H., T. Hatta, H. Kitazawa, H. Yamada, T. Yaita, and T. Kogure, “Speciation of radioactive soil particles in the Fukushima contaminated area by IP autoradiography and microanalyses”, Environ. Sci. Technol., 48, 13053-13059 (2014).
[2]Mukai, H., A. Hirose, S. Motai, R. Kikuchi, K. Tanoi, T. M. Nakanishi, T. Yaita and T. Kogure (2016), Cesium adsorption/desorption behavior of clay minerals considering actual contamination conditions in Fukushima, Sci. Rep., 6, 21543 (2015).
[3]Motokawa, R., Endo, H., Yokoyama, S., Nishitsuji, S., Kobayashi T., Suzuki, S., Yaita, T., “Collective Structural Changes in Vermiculite Clay Suspensions Induced by Cesium Ions”, Sci. Rep., **4**, Article number: 6585 (2014).
[4]Yaita, T., Kobayashi, Y., Ikeda, T., Matsumura, D., Machida, M., Okumura, M. Nakamura, H, “Cs adsorption mechanism on clay minerals based on material sciences using synchrotron radiation and first principle calculation”, 27, 315-323 (2014).
[5]Ikeda, T., Yaita, T., Suzuki, S., “Characterization of Adsorbed Alkali Metal Ions in 2:1 Type Clay Minerals from First-Principles Metadynamics”, J. Phys. Chem. A, 119, 8369–8375 (2015).
[6]Ikeda, T., “First-principles-based simulation of interlayer water and alkali metal ions in weathered biotite”, 145, 124703 (2016).
[7]Honda, M, Shimoyama, I, Okamoto, Y., Baba, Y, Suzuki, S, Yaita, Y., “X-ray Absorption Fine Structure at the Cesium L_3 Absorption Edge for Cesium Sorbed in Clay Minerals”, J. Phys. Chem. C, 120, 5534–5538 (2016)
[8]Honda, M, Shimoyama, I, Okamoto, Y., Baba, Y, Suzuki, S, Yaita, Y., “Mechanism of Cs removal from Fukushima weathered biotite by heat treatment with NaCl-$CaCl_2$ mixed salt”, ACS Omega, accepted (2017).

2017年春の年会

バックエンド部会セッション

福島第一原発事故による環境汚染の回復に伴う汚染廃棄物の管理と除去土壌の減容・再生利用の取り組み

Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

（3）中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略の概要

(3) Overview of Technology Development Strategy for Volume Reduction and Recycling of the Removed Soil for Interim Storage

神谷　洋一[1]，山田　浩司[1]，永野　喜代彦[1]，合田　均[1]，*金子　悟[1]

[1]環境省

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質による環境汚染への対応については、「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」（平成 23 年法律第 110 号。以下「特措法」）等に基づき、除染、汚染廃棄物の処理、中間貯蔵施設の整備等の各種取組が進められている。

福島県内における除染等の措置に伴い生じた除去土壌等の発生量は最大約2,200万m^3と推計されている。この除去土壌等については、「中間貯蔵・環境安全事業株式会社法」（平成 15 年法律第 44 号）において、「中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外で最終処分を完了するために必要な措置を講ずる」ことが国の責務として明記されている。

県外最終処分の実現に向けては、最終処分必要量を低減することが鍵となる。そのためには、大量の除去土壌等をいかにして効率的に減容処理するか、その結果生じる本来貴重な資源である放射能濃度の低い土壌等を再生資材として利用可能とする技術的・制度的条件等をいかに整えるかが課題となる。さらに、必要となる最終処分場の構造、面積等、最終処分の方向性の検討につなげる技術的側面をいかに絞り込んでいくかが課題となる。また、再生利用及び最終処分の実現に向けては、全国民的な理解が不可欠である。

環境省は、これらの課題の解決に向けて、計画的かつ着実に取り組むため、平成 28 年 4 月に、「中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略」（以下、「技術開発戦略」という。）を策定した。また、本戦略においては、除去土壌の再生利用の推進に向けて、放射線影響に関する安全性の確保を前提とした再生利用の基本的考え方を取りまとめることとされており、同年 6 月に「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方について」（以下、「安全な利用に係る基本的考え方」という。）を策定した。

以下、技術開発戦略及び安全な利用に係る基本的考え方の概要について示す。

Youichi Kamiya[1], Yamada Kouji[1], Eino Kiyohiko[1], Gouda Hitoshi[1], *Satoru Kaneko[1]

[1]Ministry of the Environment

2. 技術開発戦略の概要

2-1. 目的

30 年以内の県外での最終処分に向けて、減容・再生利用技術の開発、再生利用の推進、最終処分の方向性の検討、全国民的な理解の醸成等について、今後の中長期的な方針を示す。

2-2. 減容・再生利用技術の開発

土壌等の減容・再生利用に必要となる技術の開発の目標や優先順位を明確にし、処理を実施するための基盤技術の開発を今後 10 年程度で一通り完了することを目指す。

技術の成熟度が高く、除去土壌等の大量かつ安価な処理が可能な基盤技術として用いられることが確実な土壌の分級処理技術について優先的に実用化を図る。熱処理、化学処理等の高度処理は、分級処理後の放射能濃度の比較的高い土壌に適用することを基本とする。

コスト、処理効率・効果、実用可能性等の観点から優位性が認められる技術を選定し、段階的に実用化を図る。なお、安全な再生利用に係る基本的考え方、再生利用の見通し、最終処分の方向性の検討を踏まえ、実用途に用いる技術を決定する。

2-3. 再生利用の推進

再生利用は、管理主体や責任体制が明確となっている一定の公共事業等における盛土材等の構造基盤の部材に限定し、追加被ばく線量評価に基づき、追加被ばく線量を制限するための放射能濃度の設定や覆土等の遮へい措置を講じた上で、適切な管理の下で使用することを目指す。

これを実現するために、実証事業、モデル事業等を通じて、地域住民等のステークホルダーや幅広い国民の理解・信頼を得つつ、関係府省庁、自治体等と連携して再生利用先の具体化を図り、できるだけ早期に再生利用を本格化させることを目指す。

2-4. 最終処分の方向性の検討

最終処分場の選定のためのプロセスを開始する前提として、基盤技術の開発が終了する時期までに、その時点における技術開発の進捗状況や再生利用の将来見込みを踏まえて、最終処分が必要な土壌等の放射能濃度や量を段階的に絞り込み、最終処分される土壌等や処理後の濃縮物の性状、最終処分場の構造や必要面積について一定の見通しを立てる。

最終処分場の構造等の検討に当たっては、最終処分の対象となる土壌等が、原子力発電事業等に伴い発生する複数の核種を含む放射性廃棄物とは異なり、核種が ^{134}C s 及び ^{137}C s に限定され、その濃度も放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的低い廃棄物の濃度（^{137}C s で最大 1,000 億 Bq/kg）に比べて大幅に低いことが想定されること等を踏まえるものとする。

2-5. 全国民的な理解の醸成等

30 年以内の福島県外での最終処分を実現するためには、再生利用や最終処分に対する全国民的な理解が必要不可欠であることから、関係府省庁、自治体、関係団体、専門家、学術・教育機関、NPO 等と連携して情報共有や相互理解を進めつつ、国民に対する情報発信、普及啓発等の取組を地道に、かつ継続して進める。

対象主体ごとに訴求する内容と手段を選択し、焦点を絞った情報発信、普及啓発等の取組を行う。特に、放射線のリスクと身近なリスクとの分かりやすい比較や、実証的・モデル的な再生利用の実事例を提示するなど、安全・安心を実感可能とする取組を重点的に実施する。取組の実施に当たっては、環境省自らが実施するほか、NPO や学術・教育機関（大学、高専、学術団体等）等による自主的活動との連携やその活動支援など、幅広い主体の活動の促進を図る。

3. 安全な利用に係る基本的な考え方

3-1. 基本的な考え方

・再生資材の使用を限定するための措置

除去土壌の再生利用は、管理主体や責任体制が明確となっている公共事業等における盛土材等の構造基盤の部材に限定するとともに、再生資材の紛失や目的外使用を防止するために、再生資材の検収時、保管時において、受入量の管理、分別保管、持出しの管理を行う。

・被ばく線量を制限するための措置

用途ごとの被ばく評価を基に再生資材の放射能濃度の設定及び覆土等により遮へい及び飛散・流出を防止する設計・施工・管理を行う。

3-2. 追加被ばく線量

特措法基本方針において減容化、運搬、保管等に伴い周辺住民が追加的に受ける線量が 1mSv/年を超えないようにすることとされていることを踏まえ、再生利用に係る周辺住民・施設利用者及び作業者の追加被ばく線量については、1 mSv/年を超えないようにする。ただし、周辺環境が一定程度汚染されており電離放射線障害防止規則（以下、「電離則」という。）又は東日本大震災により生じた放射性物質により汚染された土壌等を除染するための業務等に係る電離放射線障害防止規則（以下、「除染電離則」という。）の対象となる場合は、当該規則を適用し、作業者の追加被ばく線量は 5 年で 100 mSv かつ 1 年間につき 50 mSv を超えないものとする。さらに、破損時等を除く供用時においては、周辺住民・施設利用者に対する追加的な被ばく線量をさらに低減する観点から、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベル（0.01 mSv/年）になるように適切な遮へい厚を確保する等の措置を講じる。

3-3. 再生資材の放射能濃度

・放射能濃度の制限

再生資材を利用する施設を施工する際には、被ばく線量を個々に計測して管理することは現実的でないことから、作業者が放射線防護のための特別な措置を講じることなく施工でき、供用中には施設利用者が特別な制限なく施設を利用し、また、問題なく周辺に居住できるよう、周辺住民、施設利用者及び作業者に対する追加被ばく線量が 1 mSv/年を超えないことを条件として、用途ごとの追加被ばく評価計算から再生資材中の放射性セシウム（^{134}Cs＋^{137}Cs）の放射能濃度レベル（Bq/kg）（以下、「1 mSv/年相当濃度」という。）を算出し、再生資材の放射能濃度をこの濃度以下に制限する。

・再生資材として利用可能な放射能濃度レベル

再生資材の放射能濃度は、万一の場合も速やかに補修等の作業を実施できるよう、確実に電離則又は除染電離則の適用対象外となる濃度として、特措法の規制体系における斉一性も考慮して、8,000 Bq/kg 以下を原則とし、用途ごとの追加被ばく評価計算から算出される 1 mSv/年相当濃度がこれ以下の場合は、その濃度とする。用途ごとの再生資材として利用可能な放射能濃度を表 1 に示す。

表 1. 用途ごとの再生資材として利用可能な放射能濃度レベル

用途先		遮へい条件	年間の再生資材利用作業期間に応じた再生利用可能濃度（Bq/kg)			追加被ばく線量の更なる低減のために必要な覆土等の厚さ（cm）
			6 か月	9 か月	1 年	
盛土		土砂やアスファルト等で被覆	8,000 以下	8,000 以下	6,000 以下	50 cm以上
		コンクリート等で被覆	8,000 以下	8,000 以下	6,000 以下	50 cm以上
		植栽覆土で被覆	8,000 以下	7,000 以下	5,000 以下	100 cm以上
廃棄物処分場	中間覆土材	保護工(客土等)	8,000 以下	8,000 以下	8,000 以下	10 cm以上
	最終覆土材		8,000 以下	7,000 以下	5,000 以下	30 cm以上
	土堰堤		8,000 以下	8,000 以下	8,000 以下	30 cm以上

3-4. 再生利用の段階的な進め方

再生資材を利用した事業を想定し、実証事業やモデル事業を実施し、再生資材に利用、管理における留意点を整理した「再生利用手引き（仮称)」を作成し、再生利用の必要性や放射線に係る安全性に関する知見を幅広い国民と共有するための啓発、対話、体験のための具体的取組等をそれぞれ段階的に進める。

4. おわりに

中間貯蔵開始後 30 年以内の県外最終処分に向けて、今後 10 年程度で基盤技術の開発を一通り完了し、再生利用を本格化することを目指し、減容処理技術及び再生利用技術の開発、再生利用の推進、最終処分の方向性の検討等の取組を政府のみならず我が国の総力を結集して進めることとする。他方、再生利用先の具体化、本格実施や、全国民的な理解・信頼の醸成等の取組は、その後も長期的に継続実施していく必要がある。

また、最終処分方式の具体化、最終処分地に係る調査検討・調整、整備、搬入、中間貯蔵施設からの除去土壌等の取り出し・搬出方法の検討、跡地利用の検討等のプロセスを基盤技術の開発完了後に本格化する必要がある。現時点において、これらのプロセスの具体的な工程を示すことは現実的に困難であるが、今後 10 年程度の間に技術開発のみならず、再生利用や最終処分の方向性の検討を精力的に進めることにより、戦略目標の時期までには、その時点での各種検討の進捗を踏まえて、最終処分の実施に向けたある程度具体的な工程を示すことができるよう最大限努力していく。

2017年春の年会

バックエンド部会セッション

福島第一原発事故による環境汚染の回復に伴う汚染廃棄物の管理と除去土壌の減容・再生利用の取り組み

Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

（4）除去土壌の再生利用の安全評価

(4) Safety Assessment for Reuse of Removed Soil

*澤口 拓磨[1]，高井 静霞[1]，梅澤 克洋[1]，武田 聖司[1]，岡田 尚[1]

[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島県内の除染等の措置に伴い生じた大量の除去土壌等は、中間貯蔵を経た後、福島県外で最終処分することとなっており、環境省は県外最終処分に向けた除去土壌等の減容・再生利用に関する技術開発、減容処理後の土壌等の再生利用の推進等に係る中長期的な方針として技術開発戦略を公表した[1]。県外最終処分の実現に向けては、最終処分量の低減が鍵であり、環境省は、汚染の程度を低減させる適切な処理を行い放射能濃度を用途に応じて適切に制限した再生資材を、安全性の確保を大前提としつつ地元の理解を得て利用する「再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方」（環境省、平成 28 年 6 月）[2]を示した。そこで、本評価では、除去土壌の再生利用に係る指針等の策定に資するため、当該再生利用に係る作業者および一般公衆の追加被ばく線量を導出し、当該線量を制限するための放射性セシウム（^{134}Cs+^{137}Cs）濃度の算出や施設の設計条件の検討を行った。本報告は、上記「基本的考え方」に反映した評価結果および追加評価データを示す。

2. 追加被ばく線量の評価方法

2-1. 評価の前提条件

- 再生資材は、無条件に市場に流通させるのではなく、管理主体や責任体制を明確とすることが可能な公共事業等における土木構造物への限定した利用とする。
- 本評価において対象とする公共の土木構造物は、道路・鉄道盛土、防潮堤、海岸防災林、最終処分場の 4 種類とする。
- 特定の場所での利用を想定せず、各土木構造物における典型的な仕様や構造を設定した評価とする。
- 再生資材が利用される構造部材（盛土材、中間覆土材、最終覆土材、土堰堤材）ごとに評価する。
- 再生資材を用いた施工時から供用時の追加被ばく線量の他に、地震等の自然災害による構造物の崩壊による被ばくの影響も評価する。
- 本評価の上で、再生資材の利用の開始時期は福島第一原子力発電所事故から 5 年後とする。事故直後の ^{134}Cs と ^{137}Cs の存在割合は 1:1 と仮定する。よって再生利用開始時の ^{134}Cs と ^{137}Cs の存在割合は 0.209：1 とする。

*Takuma Sawaguchi[1], Shizuka Takai[1], Katsuhiro Umezawa[1], Seiji Takeda[1] and Takashi Okada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2-2. 評価の考え方

再生資材の利用に伴い作業者および一般公衆が受ける追加被ばく線量を評価するためには、「評価シナリオ・被ばく経路」、「評価モデル」および「評価パラメータ」が必要であり、それぞれ以下の考え方のもとに設定した。

評価シナリオ・被ばく経路の設定

土木構造物の施工時（施工作業、周辺居住など）およびその完成後の供用時（土木構造物の直接的な利用、周辺居住、補修・改修工事や災害時の対応など）において、線源である再生資材からの直接的な被ばくや線源からの放射性セシウムの環境中への移行に伴い生じる被ばくの可能性のある状態を具体的に記述する（評価シナリオの作成）。さらに、各シナリオにおいて被ばく対象者と被ばく形態（外部被ばく、粉塵吸入や経口摂取による内部被ばく）を具体化し被ばく経路として設定する。

評価モデルの設定

それぞれの評価シナリオの被ばく経路の線量を計算するために必要な評価モデルを設定する。上記の評価シナリオ・被ばく経路の評価モデルは原子炉施設等のクリアランスレベル[3]を算出するための評価モデルと基本的に同じであり、そのモデルの多くは評価対象に即して条件を適宜変更することにより評価可能である。また、クリアランスレベル評価で対応していないシナリオの評価では、既往の評価実績のある評価モデルを参考とする。

評価パラメータの設定

上記の評価モデルによる解析に必要となる評価パラメータは、対象とする土木構造物の設計や施工等に関する情報および既往のクリアランスレベル評価[3, 4]のパラメータ値を考慮し、現実的、代表的な値を設定することを基本とする。ただし、いくつものバリエーションが考えられる場合や不確実性の大きい場合は保守的なパラメータの値を設定する。

これらに基づいて、次の 3 つの追加被ばく線量評価を行った。

①1mSv/y を超えない条件を満足する放射能濃度レベル（1mSv/y 相当濃度）の評価

施工時から供用時において通常想定されるシナリオ・被ばく経路を対象に、再生資材中の放射性セシウムの単位濃度（1Bq/g）による追加被ばく線量を導出する。また、特措法基本方針（平成 23 年 11 月閣議決定）における除去土壌の減容化、運搬、保管等に伴う追加被ばく線量のめやす（1mSv/年を超えないようにすること）を踏まえ、上記線量結果から、作業者および一般公衆に対する全ての被ばく経路の追加被ばく線量が「1mSv/y を超えない」条件を満足する再生資材中の放射性セシウムの濃度（1mSv/y 相当濃度）を算出し、各被ばく経路の放射能濃度の最小値を、土木構造物に再生利用可能な放射能濃度レベルとする。

②供用時の一般公衆に対する線量低減の条件検討のための追加被ばく線量評価

①の評価により算出した再生利用可能な放射能濃度レベルの条件による線量評価から、通常の供用時の一般公衆に対する追加被ばく線量が、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベルである 0.01mSv/y（10 μ Sv/y）を満足する設計（遮へい材として働く構造部材の厚さ）条件について検討を行う。また、放射性物質汚染対処特措法に基づく指定廃棄物の基準（8,000Bq/kg 超）等を考慮し、再生資材の放射性セシウム濃度として 8,000Bq/kg を選定した場合の試算も行う。

③災害による土木構造物の変状・崩壊を想定した場合の追加被ばく線量評価

①の評価により算出した再生利用可能な放射能濃度レベルの条件のもと、仮に地震等の災害による土木構造物の変状・崩壊が生じた場合の追加被ばく線量を評価し、災害時および復旧時の作業者および周辺住民が受ける追加被ばく線量が 1mSv/y を超えていないことの確認を行う。

2-3. シナリオ・被ばく経路の設定

再生資材を土木構造物の盛土材等として利用する際、施工作業に関する特別な制限および供用時の周辺住民の利用制限を設けない条件のもとでシナリオ・被ばく経路を設定した。施工時から供用時におけるシナリオを**図 1** のように分類した。また、再生資材を各土木構造物に利用した場合に対し、各シナリオにおける被ばく経路をそれぞれ設定した。一例として、**図 2** に「道路・鉄道盛土」の評価（施工時シナリオと供用時シナリオ）で設定した被ばく経路の概念図を示す。災害時シナリオについては、**表 1** に示す大規模災害と破損事象を想定した被ばく経路を設定した。なお、「最終処分場」については、災害による土堰堤の崩壊・変状が想定されるが、過去の事例調査の結果から、正常に管理・運用されている場合は発生確率が十分に低いと考えられることから、災害時評価から除外した。

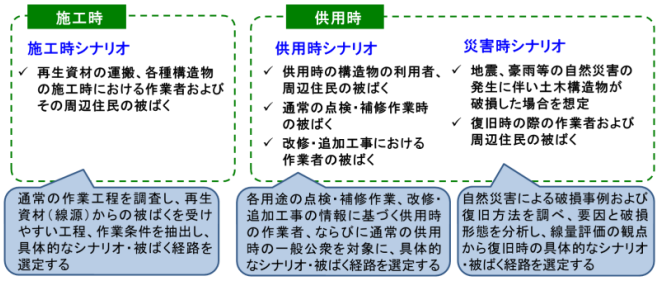


図 1　土木構造物の施工時および供用時のシナリオ分類

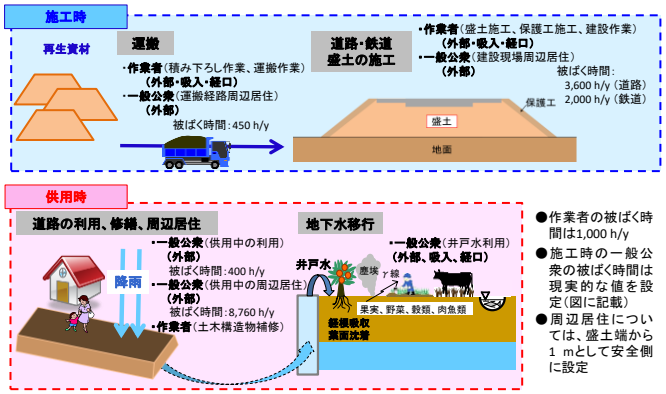


図 2　「道路・鉄道盛土」評価で選定した被ばく経路

表 1　災害時シナリオで想定した大規模災害と破損事象

土木構造物	道路・鉄道盛土	防潮堤	海岸防災林
想定災害	地震・異常降雨	津波	津波・火災
破損事象	Ⅰ. すべり崩壊 盛土内部により断面が円弧を描く円弧すべりにより大規模に崩落するケース Ⅱ. 法面崩壊 盛土法面の表層が流出、崩壊するケース Ⅲ. 分断崩壊 基礎地盤の液状化等により盛土が沈下をはじめ、その沈下量が大きい場合に盛土の形状が保てず全体的に分断しながら崩壊するケース	Ⅰ. 決壊・流出 津波により堤防の一区間が決壊・流出するケース Ⅱ. 法面崩壊 津波による洗掘により法面基部が 破壊され、法面覆工が破壊されるケース	Ⅰ. 津波 津波により防災林が破壊され津波堆積土や盛土の海への流出が発生するケース Ⅱ. 火災 火災によりプルーム（微細な放射性物質が煙のように流れる現象）が発生するケース

＊大規模な破損等の評価に当たり、復旧に要する期間については、土砂やアスファルト等で被覆された盛土については最大3か月、コンクリート等で被覆された盛土及び植栽覆土で被覆された盛土については1年で評価

2-4. 評価モデルの設定

再生資材を線源とする直接線や散乱線による外部被ばく、粉塵吸入や直接経口による内部被ばく、地下水移行に係るモデルについては、基本的に既往のクリアランスレベル評価[3]と同じとした。また、盛土材（再生資材）から樹木への放射性セシウムの移行を想定した海岸防災林に対する評価では、災害廃棄物の再生利用評価[5]や森林火災に係る影響評価[6]で使用されたモデルを参考とし、樹木・伐採木からの直接的な被ばくや、樹木の延焼に伴い発生するプルーム等からの被ばくを評価した。

2-5. 評価パラメータの設定

施工時の作業者に対する、重機による遮へい係数、ダスト濃度、呼吸率、ダストの経口摂取率など、および供用時における井戸水利用の評価に必要な地下水による移行等のパラメータは、特定の条件・場所に限定せず保守的な条件を基づいた設定である既往のクリアランスレベル評価の設定を踏襲した。

外部被ばくの線量換算係数は、直接線が卓越する線源体系では原子炉施設等の遮へい計算で実績のある遮へい計算コード QAD-CGGP2R[7]を使用し、さらにスカイシャインによる効果を考慮する必要がある場合は 3 次元輸送計算コード MCNP5[8]を使用した。その際の具体的な線源体系は、各土木構造物の設計や施工等に関する情報に基づき設定し、施工時から供用時までの評価経路ごとに保守性を確保できる作業者および一般公衆との評価位置を決め、外部被ばくの線量換算係数を計算した。

3. 濃度レベル算出のための追加被ばく線量評価

再生資材を「道路・鉄道盛土」、「防潮堤」、「海岸防災林」、「最終処分場」の盛土材等として利用した場

合に対し、施工時から供用時において通常想定されるシナリオ（施工時シナリオと供用時シナリオ）における作業者および一般公衆の追加被ばく線量をクリアランスレベル評価コードPASCLR2[9]を用いて評価し、その結果から決定経路の1mSv/y相当濃度を算出した（**表2**参照）。得られた用途ごとの決定経路の1mSv/y相当濃度は5,300～13,000Bq/kgとなった。

4. 「1mSv/yを超えない放射能濃度」および「指定廃棄物の基準値」による線量評価

3.の結果を踏まえ、対象とした土木構造物全てに対し追加被ばく線量が1mSv/yを超えない条件を満足する再生資材中の放射性セシウム濃度として5,000Bq/kgを選定した場合において、供用時の一般公衆の追加被ばく線量が0.01mSv/y（10μSv/y）を満足する設計（遮へい材厚さ）条件について検討した。また、万一の場合も速やかに補修等の作業を実施できるよう、確実に電離則又は除染電離則の適用対象外となる（10,000Bq/kgを超えない）濃度であり、指定廃棄物の基準値である8,000Bq/kgを選定した場合においても同様の検討を行った。5,000Bq/kgおよび8,000Bq/kgの再生資材を4種類の土木構造物（道路・鉄道盛土、防潮堤、海岸防災林、最終処分場）の盛土材等として利用した場合における作業者および一般公衆が受ける追加被ばく線量の最大値の結果を**表2**に示す。本結果から、5,000Bq/kgの再生資材をこれら土木構造物に利用する場合、一般公衆の追加被ばく線量を0.01mSv/y以下にするためには30～40cm以上の遮へい材厚さが必要であることが分かった。一方、8,000Bq/kgの再生資材を利用する場合、同線量めやすを満足するための遮へい材厚さは30～50cm以上となるが、最終処分場（中間覆土、土堰堤）以外の用途における作業者の追加被ばく線量は1mSv/yを超える結果となり、当該用途に係る作業者に対しては被ばく管理を行う必要性が示唆された。

表2　1mSv/y相当濃度および5,000・8,000Bq/kgの再生資材を利用した場合において作業者・一般公衆が受ける追加被ばく線量の最大値

土木構造物		遮へい材厚さ（cm）	1mSv/y相当濃度（Bq/kg）		追加被ばく線量（mSv/y） 5,000Bq/kgの再生資材を使用した場合				8,000Bq/kgの再生資材を使用した場合			
				決定経路	作業者		一般公衆（供用時）		作業者		一般公衆（供用時）	
道路盛土	一般道路	10	6,600	盛土施工作業者・外部	0.75	盛土施工作業者・外部	0.11	道路周辺居住者（子ども）・外部	1.2	盛土施工作業者・外部	0.17	道路周辺居住者（子ども）・外部
		30					0.0097				0.016	
		50					0.0013				0.0021	
	高速道路	10	6,100	盛土施工作業者・外部	0.81	盛土施工作業者・外部	0.11	道路周辺居住者（子ども）・外部	1.3	盛土施工作業者・外部	0.18	道路周辺居住者（子ども）・外部
		30					0.010				0.016	
		50					0.0015				0.0023	
鉄道盛土		10	6,600	盛土施工作業者・外部	0.75	盛土施工作業者・外部	0.11	鉄道周辺居住者（子ども）・外部	1.2	盛土施工作業者・外部	0.17	鉄道周辺居住者（子ども）・外部
		30					0.010				0.017	
		50					0.0023				0.0036	
防潮堤	傾斜堤（高さ8m）	10	6,900	盛土施工作業者・外部	0.73	盛土施工作業者・外部	0.057	防潮堤利用者（子ども）・外部	1.2	盛土施工作業者・外部	0.091	防潮堤利用者（子ども）・外部
		30					0.0034				0.0055	
		50					0.00042	農作物摂取（成人）			0.00067	農作物摂取（成人）
	傾斜堤（高さ15m）	10	6,800	盛土施工作業者・外部	0.73	盛土施工作業者・外部	0.058	防潮堤利用者（子ども）・外部	1.2	盛土施工作業者・外部	0.093	防潮堤利用者（子ども）・外部
		30					0.0036				0.0057	
		50					0.00042	農作物摂取（成人）			0.00067	農作物摂取（成人）
	直立堤（高さ8m）	10	7,500	盛土施工作業者・外部	0.66	盛土施工作業者・外部	0.053	防潮堤利用者（子ども）・外部	1.1	盛土施工作業者・外部	0.084	防潮堤利用者（子ども）・外部
		30					0.0031				0.0049	
		50					0.00038	農作物摂取（成人）			0.00060	農作物摂取（成人）
	直立堤（高さ15m）	10	7,500	盛土施工作業者・外部	0.67	盛土施工作業者・外部	0.054	防潮堤利用者（子ども）・外部	1.1	盛土施工作業者・外部	0.086	防潮堤利用者（子ども）・外部
		30					0.0034				0.0055	
		50					0.00042	農作物摂取（成人）			0.00067	農作物摂取（成人）
海岸防災林		30	5,400	盛土施工作業者・外部	0.92	盛土施工作業者・外部	0.026	防災林周辺居住者（子ども）・外部	1.5	盛土施工作業者・外部	0.041	防災林周辺居住者（子ども）・外部
		40					0.0094				0.015	
		50					0.0031				0.0050	
		60					0.0011				0.0018	
		80					0.0011	農作物摂取（成人）			0.0018	農作物摂取（成人）
		100					0.0011				0.0018	
最終処分場	中間覆土	10	13,000	敷均し・締固め作業者・外部	0.38	敷均し・締固め作業者・外部	0.00043	農作物摂取（成人）	0.61	敷均し・締固め作業者・外部	0.00069	農作物摂取（成人）
		30										
		50										
	最終覆土	10	5,300	保護工補修作業者・外部	0.95	保護工補修作業者・外部	0.052	跡地利用者（子ども）・外部	1.5	保護工補修作業者・外部	0.083	跡地利用者（子ども）・外部
		30					0.0026				0.0042	
		50					0.00041	農作物摂取（成人）			0.00066	農作物摂取（成人）
	土堰堤	10	8,100	敷均し・締固め作業者・外部	0.61	敷均し・締固め作業者・外部	0.029	跡地利用者（子ども）・外部	1.0	敷均し・締固め作業者・外部	0.047	跡地利用者（子ども）・外部
		30					0.0017				0.0028	
		50					0.00037	農作物摂取（成人）			0.00059	農作物摂取（成人）

※作業者（施工時、供用時）、一般公衆（供用時）が受ける追加被ばく線量がそれぞれ1mSv/y、10μSv/yを超えたケースを網掛けした。

5. 災害時シナリオに対する線量評価

4.と同様に、再生資材の放射性セシウム濃度を5,000Bq/kgおよび8,000Bq/kgに選定して「道路・鉄道盛土」、「防潮堤」、「海岸防災林」の盛土材として利用した場合に対し、災害時シナリオにおける作業者および一般公衆が受ける追加被ばく線量を評価した。各用途で追加被ばく線量が最大となった経路の評価結果を**表3**に示す。5,000Bq/kgおよび8,000Bq/kgの再生資材を利用した場合、災害時における用途ごとの最大

追加被ばく線量はそれぞれ 0.30～0.52mSv/y、0.47～0.84mSv/y となり、全ての用途で 1mSv/y を超えない結果となった。

表 3　災害時シナリオの評価結果

土木構造物		追加被ばく線量(mSv/y)							
		5,000Bq/kgの再生資材を使用した場合				8,000Bq/kgの再生資材を使用した場合			
		作業者		一般公衆		作業者		一般公衆	
道路盛土 鉄道盛土		0.40	分断崩壊 復旧作業者・外部	0.25	分断崩壊 回収土周辺居住者(子ども)・外部	0.64	分断崩壊 復旧作業者・外部	0.40	分断崩壊 回収土周辺居住者(子ども)・外部
防潮堤	傾斜堤 (高さ8m)	0.51	法面崩壊 復旧作業者・外部	0.0013	津波 海産物摂取(成人)	0.81	法面崩壊 復旧作業者・外部	0.0020	津波 海産物摂取(成人)
	傾斜堤 (高さ15m)	0.52	法面崩壊 復旧作業者・外部	0.0042	津波 海産物摂取(成人)	0.84	決壊・流出 復旧作業者・外部	0.0067	津波 海産物摂取(成人)
海岸防災林		0.30	津波 復旧作業者・外部	0.0023	津波 海産物摂取(成人)	0.47	津波 復旧作業者・外部	0.0036	津波 海産物摂取(成人)

6. まとめ

再生資材を 4 種類の土木構造物（道路・鉄道盛土、防潮堤、海岸防災林、最終処分場）の盛土材として利用することを想定し、施工時から供用時の作業者および一般公衆に対し 1mSv/y をめやす値とした線量評価を行い、1mSv/y 相当濃度を算出した。その結果、これらの土木構造物全てに対し 1mSv/y を満たす濃度は 5,300～13,000Bq/kg であることを示した。また、5,000Bq/kg の再生資材を利用した場合における追加被ばく線量の最大値から、供用時の一般公衆の追加被ばく線量が 0.01mSv/y（10 μ Sv/y）を満足する施設の設計（遮へい材厚さ）条件を提示した。一方、8,000Bq/kg の再生資材を利用した場合、最終処分場（中間覆土、土堰堤）以外の用途に係る作業者が受ける追加被ばく線量は 1mSv/y を超える結果となり、これら作業者に対しては被ばく管理を行う必要性が示唆された。さらに、各土木構造物に対し、地震等の災害による構造物の変状・崩壊をもたらす可能性を検討し、再生資材の濃度 5,000Bq/kg および 8,000Bq/kg の条件のもと災害・復旧時の作業者および一般公衆の追加被ばく線量を評価した。その結果、対象となった 3 種類の土木構造物（道路・鉄道盛土、防潮堤、海岸防災林）において、作業者および一般公衆の追加被ばく線量は 1mSv/y を超えない結果となった。

以上の評価結果を踏まえ、環境省は「工事そのものの規模、再生資材の利用量、作業員の労務時間管理等により、作業員が 1 年間のうち再生資材に直接接触する作業（重機を用いた作業を除く）に従事する期間」を、例えば 6 ヶ月/年に制限することで、8,000Bq/kg の再生資材を利用した場合の作業者の追加被ばく線量を 1mSv/y 以下にできることを示している[2]。

参考文献

[1] 環境省、中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略、2016.
[2] 環境省、再生資材化した除去土壌の安全な利用に係る基本的考え方、2016.
[3] 原子力安全委員会、原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性廃棄物として扱う必要のないものの放射能濃度について、2004.
[4] 文部科学省、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルについて、2010.
[5] Y. SAKAMOTO and S. TANAKA; QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M90-110, 1990.
[6] 澤口拓磨 他、汚染された災害廃棄物等の再利用に向けた取り組み（その 1）－海岸防災林の盛土材への再利用にかかわる線量評価－、日本原子力学会ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ部会第 29 回ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ夏期ｾﾐﾅｰ資料集、2013.
[7] 独立行政法人原子力安全基盤機構、警戒区域及び計画的避難区域内での大規模火災の影響評価に関する調査報告書、JNES-RE-2011-0004、2012.
[8] X-5 Monte Carlo Team, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Ver.5, LA-UR-03-1987, 2003.
[9] 武田聖司 他、ウラン及び TRU 核種を含む放射性廃棄物に対するクリアランスレベル評価コードシステム PASCLR 第 2 版の開発、JAEA-Data/Code 2006-003、2006.

2017年春の年会

バックエンド部会セッション

福島第一原発事故による環境汚染の回復に伴う汚染廃棄物の管理と除去土壌の減容・再利用の取り組み

Challenges for management of radioactively contaminated wastes and volume reduction and reuse/recycling of removed soil derived from the activities for environmental remediation after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

（5）低レベル放射性廃棄物の処分費用の積算方法

(5) Cost evaluation method for the disposal of low level radioactive waste

*仲田 久和[1]，坂井 章浩[1]，天澤 弘也[1]，坂本 義昭[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

再生利用可能な除去土壌を分離した後の除去土壌は最終処分される。除去土壌の最終処分場の設計検討に資することを目的とし、研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の処分方法（研廃処分場）を参考として、合理的な設計に向けた費用評価上の課題を検討した。検討に際しては、研廃処分場において、土壌貯蔵施設Ⅱ型と同構造の遮水工を設置したトレンチ型埋設処分施設（付加機能型トレンチ処分施設（以下「同施設」））の概念設計を実施したことから、その費用評価方法を適用して実施した。

2. 付加機能型トレンチ処分施設の構造と費用積算の方法

2-1. 付加機能型トレンチ処分施設の構造

同施設は、廃棄物処理法の規制を受ける管理型処分場のうちクローズド型処分場と同等の構造である。掘削面積(地表部)は 190m×30m、深さ 4m、法面勾配 1：2 であり、掘削容量は約 16,000m^{3}である。底部及び法面部の遮水工は遮水シートを 2 重とし、地下水位より高い位置に敷設する。上部覆土中には 1 重の遮水シートを敷設する。掘削地内にはドラム缶に収納した放射性廃棄物(廃棄体)を約 17,500 本(3,500m^3)定置する。廃棄体間の隙間には埋設後の陥没防止のため中間覆土を充填する。

2-2. 費用積算の方法

本検討では、同施設の建設費用として、掘削土工事、遮水工設備、地下水モニタリング用の集排水設備の工事数量に、公開されている工事単価を乗じた直接工事費の積算を用いた。

3. 除去土壌の最終処分に係る費用評価のための課題検討

3-1.付加機能型トレンチ処分施設の費用評価から得られる知見

同施設では、建設費のうち遮水工の設置費が約 7 割を占める。このため、遮水シートを敷設する総面積を小さくすると費用面で有利となる。また、処分場の容量に対する除去土壌の量（埋設効率）をできるだけ高くすると費用面で有利となる。

3-2. 除去土壌の最終処分に係る費用評価のための課題

同施設は、原子炉等規制法の技術基準等により、埋設効率が 0.2 程度に抑えられている。一方、除去土壌の最終処分場では、埋設対象物が土壌であり締固めができることから埋設効率が向上できる。これを考慮した除去土壌の減容、埋設の手順を検討することが重要となり、埋設効率の高い処分場の設計をすることにより合理的な処分が行われるものとなる。

*Hisakazu Nakata[1], Akihiro Sakai[1], Hiroya Amazawa[1] and Yoshiaki Sakamoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3M_PL] Present Status and Subjects for Building up Nuclear Safety Culture

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 29, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M_PL01] International Activities and Education in University

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

[3M_PL02] Present Subjects and Effective Measures for Promoting Nuclear Safety Culture by Utilities and Regulatory Authority

*Akihiro Yamamoto[1] （1. Fukui Prefectural Government）

[3M_PL03] TEPCO's Activities for Promoting Nuclear Safety Culture

*Mitsuru Yoneyama[1] （1. TEPCO HD）

©Atomic Energy Society of Japan

2017年春の年会

原子力安全部会セッション

原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題

Present Status and Subjects for Building up Nuclear Safety Culture

(1) 国際的な動向と大学での教育について

(1) International Activities and Education in University

(2) 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題と実効性向上に向けた方策について

(2) Present Subjects and Effective Measures for Promoting Nuclear Safety Culture by Utilities and Regulatory Authority

*関村　直人[1]，　*山本 晃弘[2]

[1]東京大学，[2]福井県庁

1. はじめに

安全文化は、安全マネジメントシステムの基礎となるものである。福島第一原子力発電所事故により、原子力の安全に対する社会の信頼が失墜した中で、それを再構築していくためには、プラントの運転実績を積み上げるとともに安全管理に関する日々の業務を高い水準に保つことが重要であり、事業者、規制当局は、現場の課題やニーズを明らかにしながら、安全文化の継続的改善に努めていく必要がある。

福島第一原子力発電所事故に係る国際原子力機関（IAEA）の事務局長報告書（2015 年））では、原子力発電所の安全確保の観点から、同事故に対する人的および組織的要因の評価を行っており、「関連組織及びそのスタッフが原子力安全に関する基本的想定に疑問を唱えなかった、または再検討しなかったという事実は、安全文化の不足を示している。」と指摘している。その上で、「安全文化を推進し強化するためには、個人と組織が原子力安全に関する一般的な想定、及び原子力安全に影響する可能性がある決定と行動の意味に絶えず疑問を提起し、再検討する必要がある」と提言している。

安全文化については、IAEA の国際原子力安全諮問グループ（INSAG）が 1986 年に取りまとめた報告書において、その概念が取りあげられ、その後、原子力施設の安全確保のための基本原則の一つとして位置づけ、「安全文化とは、組織体および組織を構成する個人の特性と姿勢が一体となり、原子力の安全問題に対して、その重要性に相応する注意を最優先で払うもの」としている。

最近の国際動向としては、2016 年２月に「Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety – Exploring 30 Years of Safety Culture」と題した IAEA 主催の国際会議が開催され、これまでの各国の安全文化に係る活動等が報告されるとともに、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全文化の在り方などについての議論が行われており、今後、我が国の安全文化の思想の醸成や実践を図るためには、このような国際的な動きを注視していくことが重要である。

このため、本報告では、まず、「(1) 国際的な動向と大学での教育について」と題して、人材育成の観点から、技術指針をはじめとする国際標準策定活動に積極的に関与するための教育プログラムなどを例に、大学における教育について議論を行う。

また、「(2) 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題と実効性向上に向けた方策」として、以下に示すように、具体的事例をもとに事業者の安全文化醸成活動および規制当局の監視活動の課題を指摘するとともに、安全文化醸成活動の実効性向上のために必要な方策等を提案する。

なお、(2)に係る報告は、日本原子力学会和文論文誌投稿論文「原子力発電所における安全文化醸成活動

の実効性向上に係る研究」の内容をベースとしている。[1]

2. 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題

我が国では、これまで、原子力発電所においてトラブル、不祥事等が起こるたびに、事業者は、外部有識者を主体とした再発防止検討会等を立ち上げ、安全文化醸成活動の報告や有効性の検証を行い、一方、規制当局は、現地の規制事務所が事業者の安全文化・組織風土劣化防止に係る取組みを評価しているが、その実効性向上のための取組みは十分であるとは言えず、課題があると考えられる。

このため、事業者の安全文化醸成活動として関西電力の活動を取り上げ、過去のトラブルへの対応など、これまでの取組みを概観し課題を抽出するとともに、規制当局による事業者の安全文化醸成活動の評価として、規制当局の保安検査活動を取り上げ、その課題を抽出した。これらの概要をまとめると以下の通りである。

- 法令対象外であり、プラントの安全上も軽微なトラブルであっても、現場を中心に事実関係を整理することで、安全文化の劣化防止の観点から多くの教訓を得ることができるが、現状では、それらの情報の蓄積や過去の類似事例等との比較調査などが不十分である。
- 安全管理等に係るトラブルを踏まえた立地自治体の要請等により、事業者が対外的に安全文化醸成活動計画等を示しながら、職員の意識向上など現場に密着したボトムアップアプローチによる改善策の実施を行うなど、立地自治体の関わりが、事業者の安全文化醸成活動を促すきっかけとなっている事例がある。
- 規制当局は、現地の保安検査官による検査等を通じて、事業者の安全文化の劣化防止の取組みを評価しているが、軽微なトラブルに係るデータ収集や分析を行うには至っていない。また、安全文化評価ガイドラインについても、事業者と規制当局の間のコミュニケーション内容を反映し、見直しを実施するとしているものの、これまで見直しが行われていない。

3. 安全文化醸成活動の実効性向上に向けた方策

安全文化醸成活動の実効性向上の方策の一つとして、事業者は、プラントの安全性への影響の大小に関わらず、軽微なトラブルについても現場関係者による事例検討会等を通じて、個人の意識やグループの意見などの情報をデータとして蓄積することが重要である。

また、安全文化醸成活動は、事業者自ら考え取り組むべきものであるが、我が国のこれまでの原子力安全に係る事故、不祥事等の経緯を踏まえると、安全協定をもとに、これまで長年の間、事業者に指導を行ってきた立地自治体の知見を活用することが有益である。一方、規制当局においても、現場の保安検査官の日々の監視活動を通じて、自らも軽微なトラブルをはじめ安全文化に係る情報収集を行い、事業者を指導するための情報基盤の整備を行う必要がある。

[1] 山本晃弘・関村直人(2017)「原子力発電所における安全文化醸成活動の実効性向上に係る研究」日本原子力学会和文論文誌（今後掲載予定）

Naoto SEKIMURA[1], Akihiro YAMAMOTO[2]
[1]University of Tokyo, [2]Nuclear Safety Division, Safety and Environment Department, Fukui Prefectural Government

2017年春の年会

原子力安全部会セッション

原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題

Present Status and Subjects for Building up Nuclear Safety Culture

(1) 国際的な動向と大学での教育について

(1) International Activities and Education in University

(2) 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題と実効性向上に向けた方策について

(2) Present Subjects and Effective Measures for Promoting Nuclear Safety Culture by Utilities and Regulatory Authority

*関村　直人[1]，　*山本 晃弘[2]

[1]東京大学，[2]福井県庁

1. はじめに

安全文化は、安全マネジメントシステムの基礎となるものである。福島第一原子力発電所事故により、原子力の安全に対する社会の信頼が失墜した中で、それを再構築していくためには、プラントの運転実績を積み上げるとともに安全管理に関する日々の業務を高い水準に保つことが重要であり、事業者、規制当局は、現場の課題やニーズを明らかにしながら、安全文化の継続的改善に努めていく必要がある。

福島第一原子力発電所事故に係る国際原子力機関（IAEA）の事務局長報告書（2015 年））では、原子力発電所の安全確保の観点から、同事故に対する人的および組織的要因の評価を行っており、「関連組織及びそのスタッフが原子力安全に関する基本的想定に疑問を唱えなかった、または再検討しなかったという事実は、安全文化の不足を示している。」と指摘している。その上で、「安全文化を推進し強化するためには、個人と組織が原子力安全に関する一般的な想定、及び原子力安全に影響する可能性がある決定と行動の意味に絶えず疑問を提起し、再検討する必要がある」と提言している。

安全文化については、IAEA の国際原子力安全諮問グループ（INSAG）が 1986 年に取りまとめた報告書において、その概念が取りあげられ、その後、原子力施設の安全確保のための基本原則の一つとして位置づけ、「安全文化とは、組織体および組織を構成する個人の特性と姿勢が一体となり、原子力の安全問題に対して、その重要性に相応する注意を最優先で払うもの」としている。

最近の国際動向としては、2016 年２月に「Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety – Exploring 30 Years of Safety Culture」と題した IAEA 主催の国際会議が開催され、これまでの各国の安全文化に係る活動等が報告されるとともに、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた安全文化の在り方などについての議論が行われており、今後、我が国の安全文化の思想の醸成や実践を図るためには、このような国際的な動きを注視していくことが重要である。

このため、本報告では、まず、「(1) 国際的な動向と大学での教育について」と題して、人材育成の観点から、技術指針をはじめとする国際標準策定活動に積極的に関与するための教育プログラムなどを例に、大学における教育について議論を行う。

また、「(2) 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題と実効性向上に向けた方策」として、以下に示すように、具体的事例をもとに事業者の安全文化醸成活動および規制当局の監視活動の課題を指摘するとともに、安全文化醸成活動の実効性向上のために必要な方策等を提案する。

なお、(2)に係る報告は、日本原子力学会和文論文誌投稿論文「原子力発電所における安全文化醸成活動

の実効性向上に係る研究」の内容をベースとしている。[1]

2. 事業者および規制当局の安全文化醸成活動の現状の課題

我が国では、これまで、原子力発電所においてトラブル、不祥事等が起こるたびに、事業者は、外部有識者を主体とした再発防止検討会等を立ち上げ、安全文化醸成活動の報告や有効性の検証を行い、一方、規制当局は、現地の規制事務所が事業者の安全文化・組織風土劣化防止に係る取組みを評価しているが、その実効性向上のための取組みは十分であるとは言えず、課題があると考えられる。

このため、事業者の安全文化醸成活動として関西電力の活動を取り上げ、過去のトラブルへの対応など、これまでの取組みを概観し課題を抽出するとともに、規制当局による事業者の安全文化醸成活動の評価として、規制当局の保安検査活動を取り上げ、その課題を抽出した。これらの概要をまとめると以下の通りである。

- 法令対象外であり、プラントの安全上も軽微なトラブルであっても、現場を中心に事実関係を整理することで、安全文化の劣化防止の観点から多くの教訓を得ることができるが、現状では、それらの情報の蓄積や過去の類似事例等との比較調査などが不十分である。
- 安全管理等に係るトラブルを踏まえた立地自治体の要請等により、事業者が対外的に安全文化醸成活動計画等を示しながら、職員の意識向上など現場に密着したボトムアップアプローチによる改善策の実施を行うなど、立地自治体の関わりが、事業者の安全文化醸成活動を促すきっかけとなっている事例がある。
- 規制当局は、現地の保安検査官による検査等を通じて、事業者の安全文化の劣化防止の取組みを評価しているが、軽微なトラブルに係るデータ収集や分析を行うには至っていない。また、安全文化評価ガイドラインについても、事業者と規制当局の間のコミュニケーション内容を反映し、見直しを実施するとしているものの、これまで見直しが行われていない。

3. 安全文化醸成活動の実効性向上に向けた方策

安全文化醸成活動の実効性向上の方策の一つとして、事業者は、プラントの安全性への影響の大小に関わらず、軽微なトラブルについても現場関係者による事例検討会等を通じて、個人の意識やグループの意見などの情報をデータとして蓄積することが重要である。

また、安全文化醸成活動は、事業者自ら考え取り組むべきものであるが、我が国のこれまでの原子力安全に係る事故、不祥事等の経緯を踏まえると、安全協定をもとに、これまで長年の間、事業者に指導を行ってきた立地自治体の知見を活用することが有益である。一方、規制当局においても、現場の保安検査官の日々の監視活動を通じて、自らも軽微なトラブルをはじめ安全文化に係る情報収集を行い、事業者を指導するための情報基盤の整備を行う必要がある。

[1] 山本晃弘・関村直人(2017)「原子力発電所における安全文化醸成活動の実効性向上に係る研究」日本原子力学会和文論文誌（今後掲載予定）

Naoto SEKIMURA[1], Akihiro YAMAMOTO[2]
[1]University of Tokyo, [2]Nuclear Safety Division, Safety and Environment Department, Fukui Prefectural Government

2017年春の年会

原子力安全部会セッション

原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題
Present Status and Subjects for Building up Nuclear Safety Culture
（3）東京電力での原子力安全文化醸成活動
(3) TEPCO's Activities for Promoting Nuclear Safety Culture

米山　充[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

1. はじめに

本セッションでは，「原子力安全文化」を深く理解するきっかけとなることを目的とし、大学での教育に始まり、地方自治体や事業者といった分野での醸成活動を講演し、今後の議論の端緒となることを目指す構成としている。今後のよりよい在り方を議論する一助となるよう，原子力発電所を運営する事業者として，また福島事故を防げなかった当事者としての取組みを紹介する。

2. 東京電力 HD の取組み

2.1 これまでの経緯

東京電力では2006年公表の記録改ざん等の不祥事を受け,2007年より保安規定に安全文化醸成を謳い，年度計画を定めて，計画的に取り組みを実施することとした。安全文化を醸成するための基本的な要素を示したものとして，WANO/INPO の 8 原則，JANSI の 7 原則，WANO/INPO の Traits などがある。2009 年当時，東京電力では WANO/INPO の 8 原則等を参考とした 7 原則を定め，これらの意識付けの取組みを実施してきたが，2011 年 3 月の福島事故を防ぐことができなかった。

福島事故後，東京電力では，事故を防げなかった要因を分析するとともに，その後の改革のためのアクションを「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」としてとりまとめた。本改革プランでは，技術力，対話力と並び，安全意識の不足も大きな要因としてあげており，経営層のリーダーシップの不足があったと分析している。

これら分析,海外事業者のベンチマークを踏まえ,リーダのあるべき姿が明示的に表され,個人として，組織としてのあるべき姿を示す Traits の考え方を従来の 7 原則に代わって 2014 年より導入し，改めて安全文化の醸成，定着に向けた取り組みを実施している。

2.2 現在の取組み

Traits の趣旨に沿った考え方，振る舞いができるようになることを目指し，年度計画を定めて取組みを実施中である。また，安全文化の定着はパフォーマンス向上と深く関係すると考えられるが，着実に，継続的にパフォーマンスを向上させることができるマネジメントシステムの構築にも力を注いでいる。マネジメントシステム構築においては，自律的に学び，改善を継続するプロセスが重要な要素の一つであり，社内外の運転経験情報（OE 情報）の活用，CAP（Corrective Action Program）改善にも力点をおいている。

2016 年度は，マネジメントシステムの構築に力を注ぎつつ，安全文化醸成活動としては，Traits に沿った個人，組織の振り返り，協力企業への働きかけ，ミドルマネジメントの意識向上，弱点分析に基づく改善の実施，を柱に取組みを実施している。

2.3 評価と課題

これまでの取組みを通じ，経営層からの期待事項の発信，Traits を用いた振り返り，OE 情報から学ぶ

活動等が定着しつつある。また，安全文化の状態に関する自己評価では，やるべきことが十分にやりきれていない，といった弱点が抽出されており，弱点克服策を講じつつある。2017 年度も基本的にこれまでの取組みを継続，充実させていく方針だが，取り組みの有効性評価，自分達の立ち位置の把握が課題となっている。

安全文化醸成の活動に絶対的な答えはなく，試行錯誤を重ねざるを得ない面もあるが，社内外の動向，情報を注視し，最高水準の安全性を追求し続ける組織となるべく，努力を重ねて参りたい。

Mitsuru Yoneyama[1]

[1]Tokyo Electric Power Holdings, Inc...