Wed. Sep 13, 2017

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

[1A_PL01] Concept and approach for safety case development

*Akira Deguchi[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Hiromitsu Saegusa[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Repository design and engineering technology

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL04] Pre-closure safety of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL05] Post-closure long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fijisaki[1] (1. NUMO)

[1A_PL06] Discussion

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)

[1B_PL01] Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessmnet

*Kazuo Yoshida[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Experience of Risk Assessment

*Kazumi Takebe[1] (1. JNFL)

[1B_PL03] Outline and Features of Standard

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1B_PL04] Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

*Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kajima)

[1B_PL05] Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_PL] Overview for the past 5 years nuclear regulation Recognition of Nuclear Safety Division

Chair: Kiyoharu Abe (Tohoku Univ.)

[1C_PL01] Review of the current regulation system and perspectives for the future

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

[1C_PL02] Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

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

[1C_PL03] Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*Kumiaki Moriya[1] (1. Hitachi GE)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1- Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E_PL] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo), Masanobu Kamiya (JAPC)

[1E_PL01] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1E_PL02] Measures for risk reduction by accident management

*Katsuya Kuroiwa[1], Toshihiro Aida[2] (1. MHI NS ENG, 2. Hokuriku EPC)

[1E_PL03] R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*Toshiaki Sakai[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL04] Contents of further advance

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

[1F_PL01] An approach toward the fuel debris retrieval

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[1F_PL02] Progress in the investigation of the inside of the PCV

*Masakuni Kumeda[1] (1. TEPCO HD)

[1F_PL03] Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1F_PL04] Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*Ryuji Nagaishi[1] (1. JAEA)

[1F_PL05] Discussion ”R&D tasks regarding the water chemistry control”

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_PL] What can be achieved with particle simulation? Challenge and foresight

Chair: Masahiro Tatsumi (Nuclear Engineering)

[1G_PL01] Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

*Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*Kohei Murotani[1] (1. RTRI)

[1G_PL03] Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2 -Advanced and Fundamental Systems Technical Committee, Radiation Shielding Subcommittee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K_PL] Standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)

[1K_PL01] Disucussion on the standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

*Kenichi Kimura[1] (1. Fujita Corp.)

[1K_PL02] The concrete used for radiation shield walls

*Toshinobu Maenaka[1] (1. Takenaka Corp.)

[1K_PL03] Dose fluctuation by concrete compositions

*Mikihiro Nakata[1] (1. MHI NS ENG)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_PL] A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016 Dialogue with Society and Professional Knowledge

Chair: Rieko Takaki (ECP)

[1O_PL01] The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*Muneo Morokuzu[1] (1. PONPO)

[1O_PL02] Dialogue with the Public

Cases in Japan

*Naoki Yamano[1] (1. RADONet)

[1O_PL03] Dialogue with Stakeholders

Cases in Overseas and Implications to Japan

*Tomoko Murakami[1] (1. IEEJ)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_PL] IoT application in plants and its safety and security measures

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

[1P_PL01] IoT applications for the plant

*Makoto Nakaya[1] (1. Yokogawa Electric)

[1P_PL02] Security and safety technologies for IoT

*Yasuko Fukuzawa[1] (1. Osaka Inst. of Tech.)

[1P_PL03] Security Management & Security Psychology in IoT

*Katsuya Uchida[1] (1. Inst. of Information Security)

Planning Lecture | Invited Lecture：Invited Lecture

12:05 PM - 12:55 PM JST | 3:05 AM - 3:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL02] Basic Policy for Atomic Energy

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

[1Q_PL0201] Basic Policy for Atomic Energy

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

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

[1Q_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

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

[1Q_PL0302] Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*Shin-ichi Okita[1] (1. NRA)

[1Q_PL0303] Trends of Regulation on Radioisotopes

*Masakatsu Yoshioka[1] (1. NRA)

[1Q_PL0304] Panel Discussions

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Shin-ichi Okita[2], Masakatsu Yoshioka[2], Ken Nakajima[3], Nobuaki Sato[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. NRA, 3. Kyoto Univ., 4. Tohoku Univ.)

[1Q_PL0305] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Thu. Sep 14, 2017

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism
Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

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

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement

Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

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

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

Fri. Sep 15, 2017

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Special Project

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

[3A_PL01] The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[3A_PL02] Activities of Fukushima Support Project getting close to comminities

*Reiko Nunome[1] (1. NUMO)

[3A_PL03] Open Discussion

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_PL] Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

Chair: Yoshio Kani (Tokai Univ.)

[3B_PL01] Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*Shinichi Kawamura[1] (1. TEPCO HD)

[3B_PL02] The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*Yasuhiko Minami[1] (1. KEPCO)

[3B_PL03] Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*Kazutoshi Eto[1] (1. KYUDEN)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

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

[3C_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3C_PL03] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Shinji Saito[1] (1. TEPCO HD)

[3C_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3C_PL05] The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus at Tokyo Tech)

[3C_PL06] The report from a waste examination subcommittee

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

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4 - Tokyo Institute of Technology

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D_PL] Global Human Resource Development Program for Nuclear Sefety and Security

Chair: Yoichi Tamagawa (Univ. of Fukui)

[3D_PL01] Overview and Achievement

*Masaki Saito[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL02] Domestic and Oversea Internships

*Kota Kawai[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL03] Opinions from the External Evaluation Committee

*Kazuhiko Kudo[1] (1. Kyushu Univ.)

[3D_PL04] Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Tech)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session - Thermal HydraulicsDivision, Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_PL] External events important for reactor safety evaluation (Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[3E_PL01] AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Structural measures and assessment technology for volcanic cinders

*Masuhiro Beppu[1] (1. National Defense Academy)

[3E_PL03] Current status of the fire modeling for the compartment fire in nuclear power plant

*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

[3G_PL01] Commemorative address of the Prize of Social and Environmental Division

*Hiroshi Kainuma[1] (1. Ritsumeikan Univ.)

[3G_PL02] Experience of the international cooperation in the field of decommissioning

*Takafumi Ihara[1] (1. TEPCO HD)

[3G_PL03] Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[3H_PL01] Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

[3H_PL02] Further enhancement of nuclear safety = continuous improvement

Improtance of engineers's ethics and nuclear knowledge management

*Akihide Hidaka[1] (1. JAEA)

[3H_PL03] Culture of guard security

*Tsuneo Komatsuzaki[1] (1. SECOM)

[3H_PL04] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

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

[3H_PL05] Closing remarks

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

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J_PL] Utilization of thorium fuel in LWR and FBR(3)

Chair: Kunihiro Itoh (NDC)

[3J_PL01] Reactor core of thorium fuel

Review and evaluation on foreign reports & etc.

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

[3J_PL02] Irradiation behavior and fuel cycle

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL03] Energy situation and role of nuclear

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

Planning Lecture | Technical division and Network：Senior Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O_PL] MEXT Nuckear education projct: To be a super enginner to realize the world class nuclear safety

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.), Masanori Ishii (SNW)

[3O_PL01] Key note:Prevention of reccurrence of severe accident at nuclear power plants - Role of govermnet and nuclear community

*Shinzo Saito[1] (1. SNW)

[3O_PL02] Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3O_PL03] Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

*Masanori Ishii[1] (1. SNW)

[3O_PL04] Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer’s Training in Japan and US

*Thanataon Pornphatdetaudom[1] (1. Tokyo Tech)

[3O_PL05] Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*Yuuki Kura[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_PL] Appropriate designs for environmental monitoring based on the lesson learned from the nuclear accidents

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[3Q_PL01] Review of the improvement on environmental monitoring

*Masanao Nakano[1] (1. JAEA)

[3Q_PL02] The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*Hiroshi Tanikawa[1] (1. HNEERC)

[3Q_PL03] Future scope on environmetal monitoring

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

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

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

[1A_PL01] Concept and approach for safety case development

*Akira Deguchi[1] (1. NUMO)

[1A_PL02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Hiromitsu Saegusa[1] (1. NUMO)

[1A_PL03] Repository design and engineering technology

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL04] Pre-closure safety of geological disposal system

*Satoru Suzuki[1] (1. NUMO)

[1A_PL05] Post-closure long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fijisaki[1] (1. NUMO)

[1A_PL06] Discussion

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(1) セーフティケース構築の考え方とアプローチ

(1) Concept and approach for safety case development

藤山哲雄，*出口　朗，梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

NUMO では，最新の科学的知見や技術開発成果に基づき，わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的とした包括的技術報告書の取りまとめをセーフティケースの考え方に基づいて進めている。原子力学会 2016 年秋の大会において開催された企画セッションでは，セーフティケースの取りまとめの途中結果を概括的に報告した。本セッションでは，昨年以降の検討内容に基づく現状の進捗状況について，セーフティケースを特徴づける点を中心に 5 件の発表(1)～(5)を通じて報告し，わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに，その信頼性や妥当性について議論する。

2. セーフティケース作成の背景と目的

「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性　－地層処分研究開発第２次取りまとめ－」[1]（以下，第２次取りまとめという）や「TRU 廃棄物処分技術検討書　－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－」[2]（以下，第 2 次 TRU レポートという）によって論ぜられた，わが国における高レベル放射性廃棄物および半減期の長い核種を一定量以上含む低レベル放射性廃棄物の一部（以下，TRU 廃棄物という）に対する地層処分の技術的信頼性について，最新の科学的・技術的知見を踏まえて総合的に再評価することは，わが国における安全な地層処分の技術的実現性を恒常的に確認するうえで重要である。一方，地層処分に関係する地域の科学的特性を既存の全国データに基づき一定の要件・基準[3]に従って整理した「科学的特性マップ」[4]が国から提示されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあることから，今後の対話活動などに向けてサイト選定の進展に対応した技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要となっている。

このため NUMO は，以下を目的として包括的な技術報告書（以下，包括的技術報告書という）の取りまとめを進めてきている。

① 最新の科学的・技術的知見を踏まえて，わが国において安全な地層処分が実現可能であることをあらためて提示すること

② 最新の技術開発成果を反映し，文献調査以降に対応する技術的な準備状況を提示すること

「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討し，その成立性が概括的に論じられた。包括的技術報告書は，上記の目的に向けて，「第２次取りまとめ」以降に進められてきた深地層の研究施設などにおける研究成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，文献調査段階へと地層処分事業を進めていくための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示す。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにする。

地層処分の長期的な安全性に対する信頼を恒常的に高め，確かなものとしていくために，事業期間中の

各節目においてその時点の最新の科学的知見を取り込んだ「セーフティケース」を繰り返し取りまとめるという考え方が国際的に共有されている[5]。セーフティケースは，地層処分技術を構成する三つの主要な技術分野である「地質環境の調査・評価」，「処分場の設計」，「安全評価」を統合し，処分場の安全性に関してさまざまな側面から議論を積み上げて総合的な情報として提供することで，処分場の安全性が確かなものであることをステークホルダー（国，規制機関，地域住民，一般国民など）と共有するためのプラットフォームを構築するという概念である。セーフティケースの概念は，わが国における安全な地層処分の実現性を検討し，さまざまなステークホルダーとの対話に向けた最新の技術的な基盤を構築することで，事業をサイト調査の段階に進めることの信任を社会から得ようとする包括的技術報告書の目的と整合している。またNUMOは，文献調査の段階以降，事業の進展に応じてセーフティケースを作成・更新していくこととしていることから[6]，包括的技術報告書をセーフティケースの考え方に沿って作成しておくことで，文献調査段階においてサイト固有の特性を踏まえて作成するセーフティケースの「ひな形」として活用することができると考えられる。

以上のことから，包括的技術報告書は，国際的に受け入れられているセーフティケースの構造[5]を参考にしつつ，サイトが特定された後に作成するセーフティケースの枠組みと情報の基盤を与えることを意図して作成を進めている。これを，以下ではNUMOセーフティケースという。

3. 現段階のセーフティケースとして考慮すべき要件・前提条件

地層処分は，事業の進展に応じてサイトの地質環境条件などがより詳細に把握されていくとともに，安全規制要件や処分場周辺の環境への適合要件といった処分場に求められる要件が具体化されていく。このように，処分場の安全性を検討するための前提条件や考慮すべき要件は事業の段階によって変化する。したがって，セーフティケースによって「安全な地層処分が実現可能であること」を説明する際には，その時点で考慮すべき要件や検討の前提条件を明確に示し，これらに対して最善の技術的検討を行っているか，また残された技術的な課題が明らかとなっており，それは解決できる見通しがあるかという観点での議論が重要となる。

現段階でNUMOが整備するセーフティケースについては，考慮すべき要件や検討の前提条件を次のように整理した。

○ 考慮すべき主な要件
- 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下，最終処分法という）に示されている段階的な調査の進め方（文献調査，概要調査，精密調査）と概要調査地区等の選定要件
- 最終処分基本方針[7]に示された可逆性・回収可能性の担保。国により示された地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果[3]。
- 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」[8]（以下，最終処分計画という）に示されている特定放射性廃棄物の種類，量，処分能力（ガラス固化体4万本，TRU廃棄物19,000m^3）。
- 最終処分計画に示されている多重バリアシステムによる安全確保（IAEA 等の安全要件[9]に示される地層処分の基本的な安全機能（隔離・閉じ込め）の確保）。

○ 主な検討の前提条件
- 候補となる母岩やサイトが特定されておらず，地質環境に関するデータ・情報は既存の公開文献情報を参照して幅広い地質環境を検討しておくこと。
- 安全規制要件はこれから整備されること。
- 深地層の研究施設における地下深部の地質環境特性に対する理解の進展を含め，国内外における科

学的知見や技術開発成果の蓄積を反映すること。

- 研究開発段階から事業化段階へ移行するための技術的な拠り所となることが求められた「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」に対して，NUMO セーフティケースでは，適切なサイト選定に向けた技術的基盤が着実に整備されていることを示すことに主眼があること。
- フィンランドやスウェーデンが事業の許認可段階に進んでいることなどを背景として，近年の諸外国のセーフティケースはより詳細化・精緻化する傾向にあることから，セーフティケースに示す技術的根拠の説明性や信頼性に求められるレベルが国際的な水準にあること。この観点では近年，処分場閉鎖前の安全性が明確に考慮されるようになっていることに留意する。

4. セーフティケース構築のアプローチ

以上を踏まえると，現段階で整備するセーフティケースは，わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から，サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指す，サイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。そこでセーフティケースを作成するうえでは，幅広い地質環境条件に対応するための網羅性に留意しつつ，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を提示することに留意した。

具体的には，上述した考慮すべき要件や検討の前提条件を考慮し，次のような目標を設定して技術的な検討を実施した。

① 文献調査地域が明らかになった際に，その地域の特徴に対応できるような柔軟な地質環境モデルの構築技術を提示すること

文献調査の段階への準備として，全国規模で収集した最新の地質環境情報などをもとに，サイト選定においてわが国の多様な地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し，検討対象とする母岩を設定する。検討対象母岩の選定においては，わが国の地下深部に広く分布し，特徴が異なる岩種を設定することで，サイト選定で想定されるわが国の代表的な岩種について網羅的に対応するための技術基盤を整備する。具体的には，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類という 3 つの岩種を選定した。

これらの岩種を対象として，深地層の研究施設で得られた地下深部の情報を含むわが国の最新の地質環境特性の知見やデータに基づき，地質環境モデルを構築する。この際，断層・割れ目の存在や地下水水質といった核種の移行特性に重要な地質環境の特徴をなるべく現実的に反映することに留意する。

② 各岩種の地質環境モデルの特徴に対応できる処分場の設計技術を提示すること

断層の存在など，サイト調査において現実的に遭遇する地質環境への設計上の対応や処分概念の違いによる得失などを考慮できる実用性のある設計手法を構築する。この設計手法を適用し，これまで多くの技術開発成果が蓄積されてきている「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」で提示された処分概念を出発点として，異なる検討対象母岩の地質環境モデルを対象に処分場の設計事例を提示することで，設計手法の適用性を示す。

また，最新の知見に基づいて，安全性のさらなる向上を志向した設計オプションや，サイト条件に応じた人工バリア仕様の合理化・最適化に向けた可能性などをあわせて提示する。さらに，廃棄体の回収技術に関する検討や，処分場閉鎖前の安全性に関する検討を拡充する。

③ 構築された処分場（地質環境モデルと処分施設）の特徴を反映した安全評価技術を提示すること

さまざまな不確実性を適切に取り扱うためリスク論的な考え方を導入し，地層処分システムで生起する

事象の発生可能性を考慮した安全評価シナリオの作成技術を構築する。

安全評価技術については，母岩の地質環境モデルの特徴や，岩種に応じた処分場の設計（地下施設レイアウトや人工バリア仕様）の違いをできるだけ現実的に反映し，異なる処分場の性能を合理的に比較・評価できる性能評価解析の手法を整備する。これらに基づき検討対象母岩の地質環境モデル，および処分場の設計結果を対象として閉鎖後長期の安全評価を行い，国際機関による勧告等を参照して安全性を判断するめやすを設定したうえで，わが国の多様な地質環境に対する長期安全性の確保について見通しを示す。

現在，NUMO セーフティケースについては，機構内で組織している技術アドバイザリー委員会や，ワークショップの開催等を通じて国内外の専門家に示して意見聴取を行いながら，「上記の目標に照らして，現時点で利用可能な情報・データに基づき最善の技術的検討を行っているか」という観点で，検討内容の綿密な検証を進めている。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，JNC TN1400 99-020～99-023.

[2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

[3] 総合資源エネルギー調査会（2017）：地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術 WG とりまとめ），総合資源エネルギー調査会電力･ガス事業分科会 原子力小委員会地層処分技術 WG，平成 29 月 3 月.

[4] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト，http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017 年 7 月 28 日閲覧）

[5] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories，OECD/Nuclear Energy Agency.

[6] 原子力発電環境整備機構（2011）：地層処分事業の安全確保（2010 年度版）－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－，NUMO-TR-11-01.

[7] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

[8] 経済産業省（2008）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画（平成 20 年 3 月 14 日閣議決定）.

[9] IAEA（2011）：Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.

Tetsuo Fujiyama, *Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化

(2) Site characterisation and synthesis into site descriptive models

*三枝博光，太田久仁雄，近藤浩文，後藤淳一，國丸貴紀，山田彩織

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分においては，地質環境が好ましい特性を有し，それが長期にわたり安定であることを技術的な信頼性をもって提示することが不可欠である。NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査の三段階において，その時点で利用可能な最適かつ最も信頼性の高い技術を適用して地質環境調査・評価を実施し，対象サイトの法定要件[1]などに対する適格性を確認するとともに，さまざまな地質環境情報を整合的な解釈を通じて地質環境モデルとして統合する。この結果に基づき処分場の設計から安全評価にいたる検討を繰り返し行うことにより，地層処分の観点から好ましい地質環境特性が長期にわたり維持されるサイトを選定する。現段階では処分場の候補地や母岩が特定されていないものの，国により「科学的特性マップ」[1]が提示され，今後のサイト選定の進展に的確に対応するための技術基盤を整備することが重要である。

2. 地層処分に適した地質環境の選定

サイト選定においては，空間スケールや対象とする地質事象を絞り込みながら調査の詳細度を段階的に高めつつ，法定要件とそれに基づき整備する考慮事項[2]，「科学的特性マップ」の要件・基準[1]などに照らして地質環境の安全機能を損なう可能性のある自然現象による著しい影響を回避する。さらにその影響を回避したサイトにおいても緩慢かつ累積的な自然現象（例えば，隆起・侵食）の影響を考慮する必要があるため，地質構造や地質環境特性の過去から現在までの時間的・空間的変遷を把握し，その変化の幅を考慮に入れても長期にわたり地質環境が有する安全機能の低下が生じる可能性が小さい「地層処分に適した地質環境」であることを確認する。

これまでに蓄積されたわが国の地質環境に係る最新の科学的知見[3]に基づくと，わが国の地下深部には地層処分の観点から好ましい熱環境，水理場，力学場，化学環境（THMC 条件）を有する地質環境が長期にわたり維持されている地域が存在し，そのような地域が広く分布すると考えられる。したがって，自然現象の著しい影響を適切に回避したうえで，対象サイトの地質環境特性の時間的・空間的な安定性を把握することにより，変動帯に位置しさまざまな自然現象が繰り返しあるいは継続的に発生しているわが国においても地層処分に適した地質環境を選定することが可能である。

NUMO セーフティケースでは，国の基盤研究開発機関などにより進められている総合的な研究開発などを通じて創出された成果に基づき，わが国の多様な地質環境に適用可能な，三段階の調査によって地質環境を適切に選定するための基本的な考え方（表 1）や実践的な方法論を提示した。段階的なサイト調査においては，法定要件や処分場の設計および安全評価における要求事項に対して，取得すべき地質環境情報とその詳細度などを明確にしたうえで地質環境調査・評価を実施し，地質環境情報の統合化を通じた処分場の設計および安全評価との連携を実践することにより繰り返し不確実性の低減を図ることが基幹の方法論となる。また，この一連の過程において一貫性のある品質マネジメントが必須となる。

[1] 「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」および同施行規則に定められた処分地選定にかかわる要件

一方，わが国の多様な地質環境に適用可能な調査・評価技術については，これまでに開発され高度化が図られた個別の調査・評価技術の適用方法や事例，有効性，現状の技術的課題などを包括的に取りまとめ知識基盤の強化を図った。

表 1　地層処分に適した地質環境の選定において考慮する影響要因への対応の基本的な考え方

影響要因	対応の基本的な考え方	文献調査 / 概要調査 / 精密調査 ■ 広域スケール* ■ 処分場スケール** ■ パネルスケール***
深度 300 m 以上の深さにおける第四紀の未固結堆積物の分布	• 深度 300 m 以深まで第四紀の未固結堆積物が分布する地域を除外	
安全性や施工性に影響を及ぼす事象の発生：高い地温・温泉，膨張性地山，山はね，泥火山，大量出水，有害ガス突出，軟弱な地盤の分布，地震，津波，地すべり，土石流，洪水など	• 影響の程度や範囲などを把握 • 影響を低減するための適切な工学的対策を実施	
安全性を損なう火山事象の発生：火砕物密度流，溶岩流，岩屑なだれなど	• 影響の範囲などを把握 • 操業期間中の影響を回避し地上施設を設置	
自然現象の隔離機能への著しい影響：マグマの貫入および地表への噴出，岩盤の厚さの著しい減少 自然現象の閉じ込め機能への著しい影響：非火山性を含む地熱活動，火山性熱水・深部流体の流入，大規模な断層変位，断層とその周辺岩盤の透水性の増加	• 著しい影響が生じる範囲を除外	
自然現象の緩慢かつ累積的な影響：非火山性を含む地熱活動，火山性熱水・深部流体の流入，大きな断層変位，断層とその周辺岩盤の透水性の増加，地形や海陸分布の継続的な変化	• 自然現象の影響に伴う地質環境特性の長期変遷を把握 • 適切な工学的対策を検討 • 安全評価により閉じ込め機能の長期的な維持を確認 • 閉じ込め機能が期待できない場合は，当該サイトを選定候補から除外	
地下深部に経済的に価値のある鉱物資源の賦存	• 地下に経済的に価値が高い鉱物資源が分布する地域を除外	

*広域スケール：処分場スケールの領域の THMC 条件に影響を与える要因となる自然現象を考慮する範囲
**処分場スケール：地下深部における地層処分の観点から好ましい THMC 条件やその長期安定性を確認する範囲
***パネルスケール：処分場スケールの領域において実際に処分パネルを設置する範囲

3. 検討対象母岩の地質環境モデルの構築

わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に対象となる可能性がある地質環境（日本地質学会が区分した 7 岩種[4]のうち第四紀堆積岩類および第四紀火山岩類を除く 5 岩種）を対象に，処分場の設計（建設可能性や容易性）および安全評価（地下水流動や物質移動）の観点から重要となる特徴に着目した類型化を行い，深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を検討対象母岩として取り上げた。なお，5 岩種のうちの残りの 2 岩種（新第三紀・先新第三紀火山岩類および変成岩類）については，前述の特徴の類似性から深成岩類と一括して取り扱うことができると判断している。したがって，前述の 3 岩種を対象とした処分場の設計および安全評価の考え方や手法を整備することにより，わが国の代表的な全ての岩種に対応することができると考えられる。

それぞれの検討対象母岩について，全国規模で収集した地質環境情報および幌延・瑞浪における深地層の研究施設で取得された地質環境データ[5][6]などを用いてさまざまな地質環境特性に係る整合的な解釈・統合を行うことにより，処分場の設計および安全評価に係る検討の基盤となる地質環境モデルを構築した。具体的には，岩体や地層の規模，地下深部において実際に認められる断層・割れ目の長さ，密度，方向性に加え，岩盤中の基質および断層・割れ目の透水係数などをパラメータとして，調査段階ごとに地質環境情

報の質・量が異なることを考慮に入れながら，広域（数十 km）スケール，処分場（数 km）スケール，パネル（数百 m）スケールの詳細度に対応する地質構造および水理地質構造の現実的なモデルを提示した（図1）。さらに，それぞれの検討対象母岩における地質環境調査や原位置試験の結果に基づき，放射性核種の移行・遅延を支配する微細透水構造を表現した数 cm～数十 cm スケールの現実的な概念モデルも構築した。

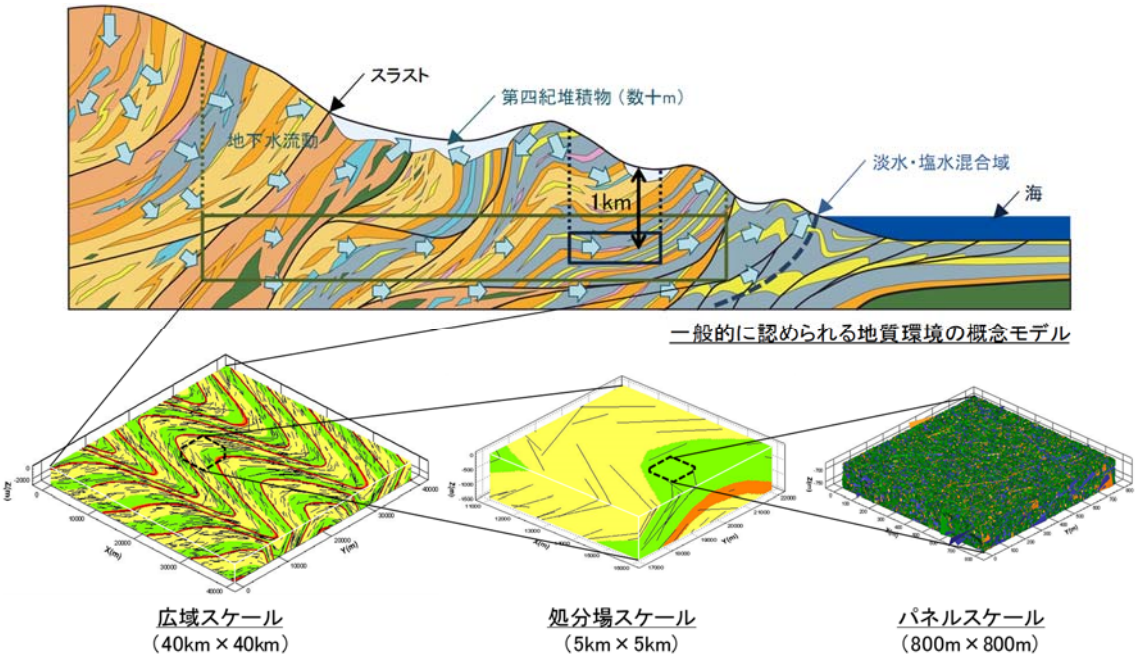


図 1　検討対象母岩の地質環境モデル（先新第三紀堆積岩類・整然相の地質構造モデルの例）

また，処分場の設計および安全評価に係る検討に必要となる岩盤の熱・力学特性および地下水水質について，全国規模で収集した地質環境情報に基づき，それぞれの検討対象母岩を対象に熱・力学特性データセットおよびモデル水質を設定した。このうちモデル水質は，わが国で認められる地下水の水質データひとつひとつを対象に地下水採水の対象岩種や深度，掘削水や地表水の混合の程度，電荷収支などの観点からスクリーニングを行い，品質が確認できた深度 300 m 以深の水質データについて，水みちに一般的に認められる鉱物との化学平衡を考慮した熱力学計算を行うことにより現実的に設定した。いずれの検討対象母岩においても，設定した低溶存成分濃度および高溶存成分濃度のそれぞれのモデル水質は，わが国の地下深部で認められる地下水の水質データをほぼ網羅するものである。

4.　将来における自然現象の発生可能性

検討対象母岩における地層処分システムの安全性に及ぼす自然現象の影響については，リスク論的な手法を導入しその発生可能性を考慮したシナリオを作成したうえで安全評価を行う。前述のように，自然現象の著しい影響は段階的なサイト調査を経て適切に回避するものの，安全評価においては，地質環境の長期的な安定性を論ずるうえで，将来 10 万年を超えるような長期にわたる発生の可能性が極めて小さい地質事象であっても，著しい影響が想定される場合はその要因となる自然現象の発生可能性を考慮する。このため，NUMO セーフティケースでは，安全評価における検討の基盤情報となる，将来における自然現象の発生可能性とその影響に係る科学的知見を網羅的に取りまとめた。

5.　まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発への取り組み

NUMO セーフティケースでは，わが国の多様な地質環境を対象に「地層処分に適した地質環境」を選定

するための基本的な考え方や調査・評価技術の体系的な整備について，「第２次取りまとめ」以降の着実な進展を示した。また，わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に母岩となる可能性がある地質環境を地層処分の観点から類型化し，検討対象母岩として設定した深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類のそれぞれについて地質構造，水理地質構造，地下水水質の観点から現実的な地質環境モデルを構築した。これにより，わが国の地質環境に係る最新の科学的知見を統合する技術が整備されていることを実証するとともに，文献調査以降における対象サイトの地質環境モデルのひな形を提示することができた。以上の結果から，NUMO は，今後の三段階のサイト選定において地質環境調査・評価を的確に実施し，段階的に取得する地質環境情報を地質環境モデルとして解釈・統合することができ，この結果に基づく処分場の設計および安全評価における検討を繰り返し行うことにより，「地層処分に適した地質環境」を選定することを可能とする技術基盤を整えていると考えている。

包括的技術報告書公表後の技術開発に係る取り組みについては，NUMO セーフティケースの構築を通じて特定された技術的課題および国の審議会など[3] [7]で提示された技術的課題を網羅的に整理した。わが国の多様な地質環境を対象に適切にサイト選定を進めるためには，広域かつできるだけ長期間を対象とした自然現象の発生とその影響に係る理解を深めるとともに調査・評価事例などの蓄積を通じて知識基盤を拡充し，それに基づき調査・評価技術の高度化を継続的に図ることが不可欠である。また，閉鎖後長期の安全性評価における地下水を介した核種移行（地下水移行シナリオ）の評価の信頼性向上に向けては，地下水流動および核種移行・遅延が生じる水理場および化学環境の長期的な安定性を的確に調査・評価するための技術の高度化を図る。

NUMO は，引き続きわが国の地質環境に係る最新の科学的知見や技術開発の成果を取り込みながら，概要調査および精密調査の段階の開始までに必要となる調査・評価技術を体系的に整備するとともに，サイト調査を効率的・効果的に進めるための知識基盤や実践的な経験の蓄積を図る方針である。

参考文献

[1] 経済産業省（2017）：科学的特性マップ公表用サイト，
http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/（2017 年 7 月 28 日閲覧）.

[2] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.

[3] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について－．地層処分技術 WG，平成 26 月 5 月.

[4] 日本地質学会（編）（2011）：日本列島と地質環境の長期安定性，地質リーフレット 4．地質環境の長期安定性研究委員会.

[5] 太田久仁雄ほか（2007）：幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階（第 1 段階）研究成果報告書，分冊「深地層の科学的研究」．JAEA-Research 2007-044.

[6] 三枝博光ほか（2007）：超深地層研究所における地表からの調査予測研究段階（第 1 段階）研究成果報告書．JAEA-Research 2007-043.

[7] 沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会（2016）：沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会 とりまとめ．平成 28 年 8 月.

*Hiromitsu Saegusa, Kunio Ota, Hirofumi Kondo, Junichi Goto, Takanori Kunimaru and Saori Yamada

Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(3) 処分場の設計と工学技術

(3) Repository design and engineering technology

*鈴木覚，山本陽一，野尻慶介，山品和久，後藤考裕，小川祐輔，勝又尚貴，窪田茂

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

地層処分事業においては，事業に求められる要件や前提が変化する可能性がある。また，サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため，処分場の母岩となる岩種の特徴を考慮し，人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して，処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は，閉鎖前および閉鎖後長期の安全性，工学的成立性，回収可能性，経済的合理性などの設計において考慮すべき視点から具体的な設計要件を設定し，これを基軸として，人工バリア，地下施設および地上施設を一貫して取り扱う体系的な設計の方法論を構築してきた。NUMO セーフティケースでは，「第２次取りまとめ」[1]，「第 2 次 TRU レポート」[2]で提示された処分概念を出発点として，検討対象母岩として設定した三つの岩種の地質環境モデルを対象に整備した設計の方法論を適用し，所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに，処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の開発状況について取りまとめている。

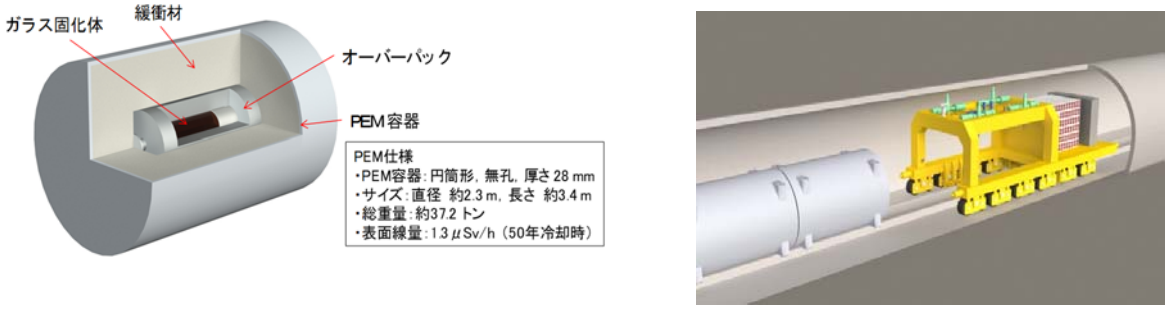
2. 人工バリアの設計

(1) 高レベル放射性廃棄物処分に対する人工バリア

高レベル放射性廃棄物処分の人工バリアの設計では，炭素鋼の腐食試験，放射線影響評価，緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて，「第２次取りまとめ」で提示された人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること，および，降水系地下水だけでなく，塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。このことから，サイト条件によって安全性を最優先としつつ，経済合理性を備えた人工バリアの最適設計の可能性を示した。

設計の柔軟性向上の観点から，特に横置きの処分概念については， PEM 方式について設計を行うとともに操業方法を示した。横置き・PEM 方式は，地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため（図 1），竪置き・ブロック方式に比べて，人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに，処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること，および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。PEM の質量は約 37,200 kg と重量物であるが，PEM の製作および搬送定置技術の開発が実規模スケールで実施されており，工学的に実現可能であるとの見通しを得ている。

また，竪置き・ブロック方式および横置き・PEM 方式に関する施工技術を対象として廃棄体の回収方法を示し，その技術開発状況についても合わせて示した。



(a) PEM の構成と概略仕様　　(b) PEM の搬送・定置装置のイメージ

図 1 横置き・PEM 方式の技術開発

(2) TRU 廃棄物処分に対する人工バリア

TRU 廃棄物処分については，安全性や操業性をより高めた廃棄体パッケージの新たなオプションを示し，検討を実施した。TRU 廃棄体パッケージは，廃棄体の地下施設への搬送および定置作業を安全かつ効率的に実施するために，複数の廃棄体を容器内に一体化したものであり，鋼製容器と廃棄体，廃棄体間を充填するモルタルから構成される。「第 2 次 TRU レポート」の検討では，厚さ 5 mm の鋼製容器にモルタルを充填し，蓋をつけない構造としていたが，操業中の閉じ込め性をさらに確実なものとするため，厚さ 50 mm の鋼製容器にモルタルを充填し，鋼製の蓋により密閉性を確保した設計オプションを新たに提示した(図 2)。放射線による充填したモルタルからの水素発生に関する新たな知見に基づけば，この厚さで内圧上昇に耐えることが可能である。

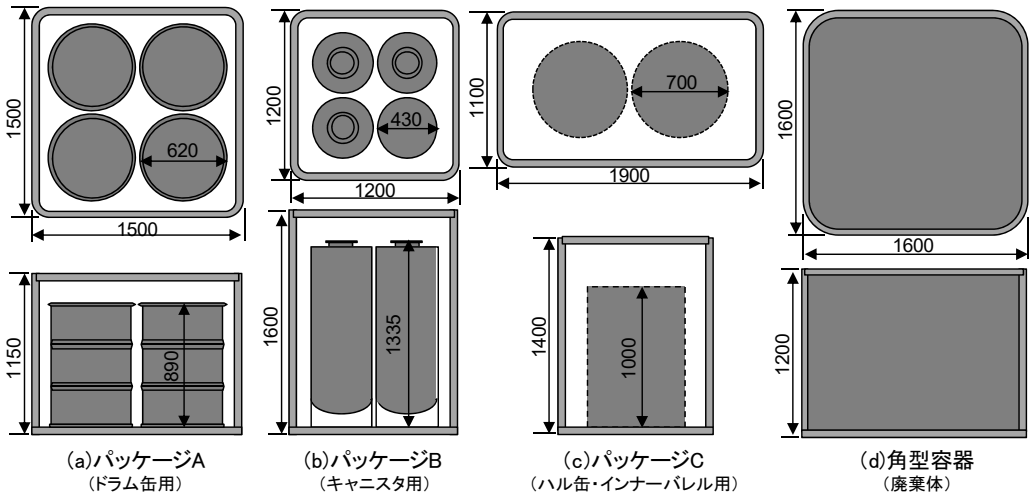


図 2　TRU 廃棄物の廃棄体パッケージ

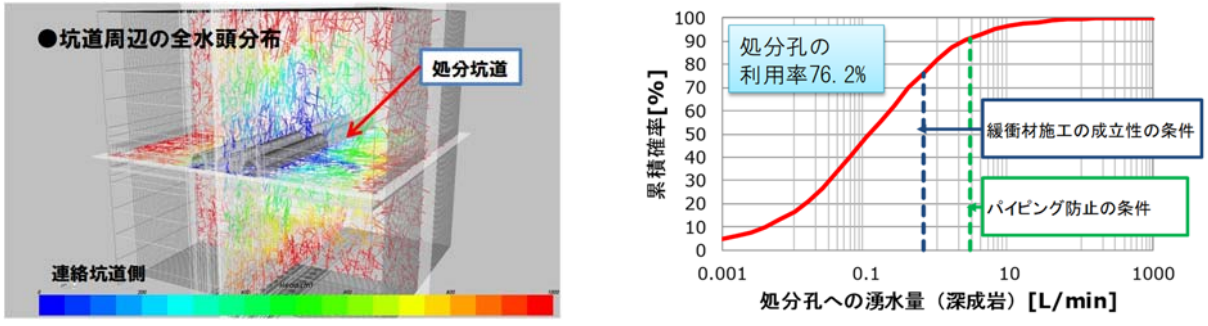
この鋼製容器を対象に，操業期間中のみならず，容器の密閉性が閉鎖後も一定期間期待できるかどうかについて検討した。廃棄体パッケージ間の隙間はモルタルにより充填されることから鋼製容器の表面が不動態化することを想定して，平均腐食速度と孔食係数の関係に基づいて最大腐食深さを評価した。また，地下水圧に対する構造健全性については，蓋部に変形が認められるものの貫通亀裂は生じないことを解析に基づいて示した。以上の検討に基づくと，処分場閉鎖後 500 年程度の期間であれば，鋼製容器により放射性物質の地下水への溶出が生じないようにすることができると考えられる。ただし，応力腐食割れなどの可能性については，溶接部の残留応力を低減するなどの対策などの検討が今後も必要と考えられる。また，長期の閉じ込めが容易となるように，応力集中が発生しにくい円筒型容器を検討するなどの対応も必

要となると考えられる。

3. 地下施設の設計

地下施設の設計に関しては，地質環境モデルで記載される断層や割れ目に対処して処分区画（廃棄体を埋設する処分坑道群からなる一つの区画）のレイアウトを決定する際に考慮する事項を取りまとめた。活断層が分布する場所とその影響範囲は，サイト調査の初期段階において処分場を設置する領域から除外する。活動性は不明であっても，全長が長く破砕帯が発達しているような規模の大きな断層（目安として長さが 10 km 以上）は，水理学的に大きな水みちとなる可能性があるので，活断層と同様に処分場の設置を検討する領域に含まれないようにする。比較的長さが短い断層（目安として長さが 1 km~10 km）の断層は，地下施設の設置を検討する領域に存在する。これらの断層から湧水がある場合には，グラウチングにより湧水量を低減させるなどの対策を講じて坑道を掘削することは可能と考えられる。しかし，処分区画には平行する処分坑道を数多く掘削するため，湧水対策等のコストを抑制する観点から，事前の調査により上述の規模の断層の存在が把握されている領域には処分区画を設置しないこととして，処分区画を配置するという考え方を基本としている。これらの検討に加え，建設・操業を同時並行で進めることを想定して，一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できるかという観点からも，処分区画および連絡坑道，アクセス坑道の配置について設計した。

上述の断層よりも長さが短い断層や岩盤中の割れ目（目安として長さが 1 km 未満）は，処分区画を設置する領域にも分布する可能性がある。これらの断層や割れ目に対しては，必要に応じて湧水対策を講じた上で処分坑道を掘削するが，緩衝材の長期性能を確保可能かという観点から対処方法を判断する。例えば，緩衝材は地下水と接触すると直ちに膨潤が始まるため，遮水対策を合理的な範囲で実施することで緩衝材の品質を損なわずに定置可能であるか，また，湧水により緩衝材が流出しその性能を低下させないか，という観点から評価して判断する必要がある。そこで，岩盤中に存在する多数の割れ目を地質環境情報をもとに確率論的に発生させ，解析により湧水量を算定し，許容湧水量と比較することで処分孔の利用可否を判断する方法を開発した。例えば，竪置き・ブロック方式であれば，処分孔毎に割れ目からの湧水量を算定し，緩衝材の施工の合理的な対策の適用範囲やパイピング・エロージョンによる緩衝材流出量から設定した許容湧水量と比較することで，処分孔の利用率を評価した（図 3）。



(a) 処分坑道周辺の割れ目の分布と全水頭　　(b) 処分孔内湧水量に基づいた利用可否の判定例

図 1　多数の割れ目を有する岩盤中における坑道内湧水量の解析結果の例

以上，現時点における体系的設計手法の基本的考え方について述べたが，設計の検討に必要となる断層や割れ目の分布の情報を集約した地質環境モデルは，サイトにおける地質環境の調査・評価の進展によって段階的に情報が詳細化されることにともない更新される。したがって処分場の設計も，地質環境モデルの更新に柔軟に対応して段階的に更新する。同時に，処分場の敷地面積（フットプリント）やパネル配置，

人工バリア施工などに関する制約をできるだけ緩和するような技術的対策の検討を進めるため，湧水量や緩衝材のエロージョンに関する科学的知見をさらに充実させるとともに，さまざまな制約条件を満たすように人工バリアと地下施設を一体的に最適化するための技術の開発を図る。

4. 地上施設の設計

地上施設の設計では，放射線安全上，最も重要な施設である廃棄体受入・検査・封入施設の設計を実施した。この施設は，処分場に輸送されてきた廃棄物を受け入れ，検査し，オーバーパックあるいは廃棄体パッケージに封入する施設である。放射線遮蔽の機能に関しては，作業内容に応じて同施設内の区域ごとに作業従事者が立ち入る頻度などに基づいて目標となる空間線量を設定し，壁厚さを決定した。設計において考慮した周辺公衆の放射線影響については，「(4)閉鎖前の安全性の評価」において示す。

また，放射性物質の閉じ込め機能については，廃棄体が固化あるいは封入されていることが原則ではあるが，廃棄体の受入時に表面汚染がある場合なども考慮して，負圧管理とした。なお，設計においては，「(4)閉鎖前の安全性の評価」に示す操業期間中のさまざまな異常状態を想定して，それらが発生しても閉じ込め機能が損なわれないように，防火対策や落下防止対策などの必要な安全対策を検討している。このような検討は地下施設の設計においても実施している。

この他，オーバーパックの搬出に関する従来の検討[3]では，同施設の地上から搬出し，別に設けたアクセス斜坑の坑口から地下施設に搬入することを想定していたが，本検討では，安全性や効率性を勘案し，同施設の地下より直接アクセス斜坑に入る方法を示した（図 4）。これにより，封入後の廃棄体を搬送する車両が地上を走行する場合に比べて作業動線を単純化することができた。なお，TRU 廃棄物の場合についても上記と同様の検討を実施して，地上施設の区域ごとに設計を行った。

サイトの特定後は，サイトの地震動の設定などに応じて，耐震性の観点からも設計を実施する。また，沿岸部に地上施設が設置される場合には，津波対策についても原子力発電所の対策例を参考に検討する。

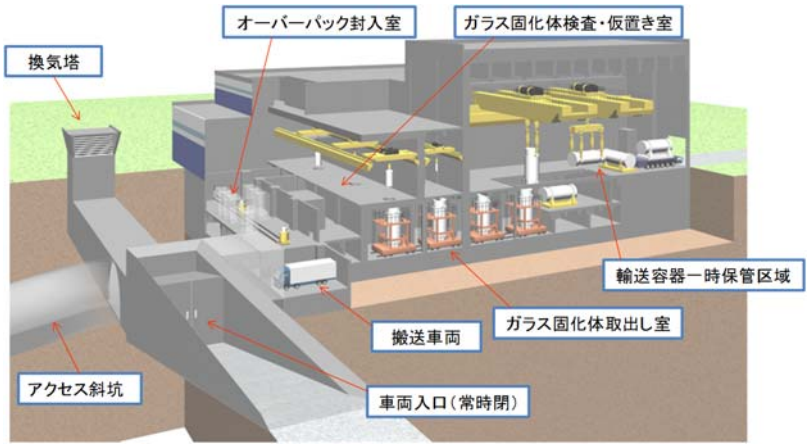


図 2　ガラス固化体受入・検査・封入施設およびアクセス斜坑との接続部の鳥瞰図

5. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発に関する取り組み

以上の検討を通じて，地質環境モデルに応じて所要の安全機能を確保した処分場を構築するための実用的な設計技術，およびこれを実現するための工学的な技術が準備されていることを示した。NUMO セーフティケースでは，さらなる技術開発が必要と判断した項目について，人工バリア，地上施設・地下施設，建設・操業・閉鎖の工学技術，回収技術に分類して取りまとめている。特に処分事業に対する要件，サイトの地質環境特性や社会的条件（敷地面積など）に柔軟に対応して処分場の最適化を可能とするため，安

全性の確保を最優先として現在の設計要件に対する基準を緩和できるような設計オプションと関連技術の充実を図る。具体的には，高レベル放射性廃棄物の処分場に関しては，オーバーパックの金属材料や緩衝材のベントナイトの代替材料の検討，横置き・PEM 方式の高度化，および地下施設の換気・湧水対策の技術開発などに取り組む。また，TRU 廃棄物の処分場に関しては，廃棄体パッケージの改良や回収技術の開発などに取り組む。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，第 2 分冊，JNC TN1400 99-022.

[2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書 －第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－, JNC TY1400 2005-013.

[3] 原子力発電環境整備機構（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，－「処分場の概要」の説明資料－，NUMO-TR-04-01.

*Satoru Suzuki, Yoichi Yamamoto, Keisuke Nojiri, Kazuhisa Yamashina, Takahiro Goto, Yusuke Ogawa, Naoki Katsumata and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(4) 閉鎖前の安全性の評価

(4) Pre-closure safety of geological disposal system

*鈴木覚，山品和久，窪田茂

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖前の安全性の評価はセーフティケースの内容として近年特に重要視されているものである。現段階では地層処分施設に対する基準は策定されていないことから，NUMO セーフティケースでは，既存の原子力関連施設の安全規制などを参考に，輸送・操業工程における周辺公衆および作業従事者に対する放射線安全について安全性を評価する考え方と方法を準備するとともに，現段階で設計される処分場の仕様に対して閉鎖前の安全性を評価し，その見通しを確認しておく。なお，「(3) 処分場の設計と工学技術」で示す処分場の設計は，本報告で述べる閉鎖前の安全性に対する評価の結果を踏まえて，十分な安全対策を考慮して処分場の仕様と施工・操業方法を準備するものである。ここでは，処分場の設計で想定した計画された運転状態（以下，平常状態という），およびそのような運転状態から逸脱した状態（以下，異常状態という）について，特に公衆および作業従事者に対する放射線の影響について評価結果を示すことで，上述の処分場の設計の安全性について論じる。

2. 平常状態の評価

「(3) 処分場の設計と工学技術」において，操業時における作業従事者等が受ける実効線量が法令により定められた線量限度を超えないよう，廃棄体受入・検査・封入施設の遮蔽壁をコンクリート厚 1,000~1,200 mm として設計している。処分場周辺の公衆に対しては，遮蔽壁に加え，施設からの離隔距離を十分に確保することによって放射線影響を可能な限り低減する。平常状態の評価では，施設からの距離を変えて放射線影響を評価することで，必要な離隔距離が確保できるかについて検討した結果，施設から 200m 程度の離隔で公衆の放射線被ばくの線量目標である 50μSv/y を下回ることを確認した。このような結果を考慮して，実際にサイトが特定されれば十分な離隔距離が確保できるように施設の配置を検討することや，遮蔽壁の厚さをより適した厚さに設定することで，周辺公衆の放射線防護が可能との見通しを得た。

3. 異常状態の評価

処分場の操業における異常状態は，自然事象や人為事象などの外的な要因を起点として発生すると考えられるが，大きく分類すると火災，爆発，浸水・水没，電源喪失，設備・機械の故障・破損・人為的過失，建屋・坑道の損傷にまとめられる。これらが処分場の安全機能である閉じ込めの機能にどのような影響を与えるかについて評価するため，施設の操業手順と設計に基づいて，イベントツリー分析を実施し（図 1 に一例を示す），それぞれのイベントの変遷を一つの評価シナリオとして特定した。その結果，放射線安全に関する評価シナリオとして 54 種類を特定することができた。これらのシナリオを詳細にみると，放射性物質の閉じ込めの機能に影響する最終的な廃棄体の異常状態としては，地上施設においてオーバーパックを取り扱い中に落下するケースに代表される廃棄体に衝撃力が作用するシナリオ，あるいは搬送車両からの火災に代表される廃棄体に熱影響を与えるシナリオのいずれかに集約された。

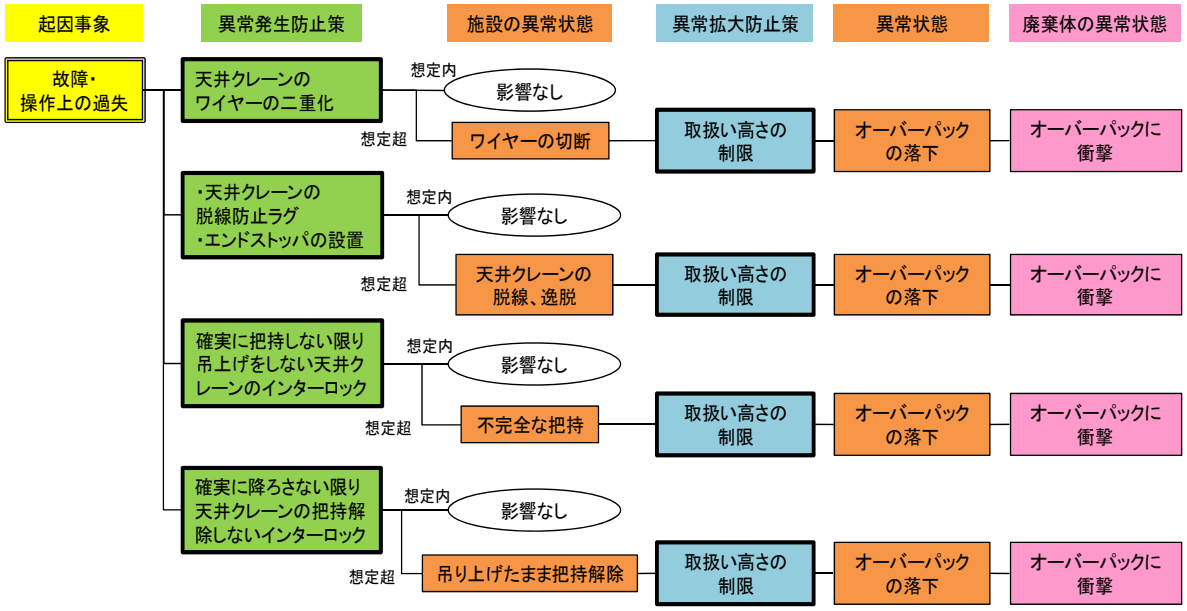
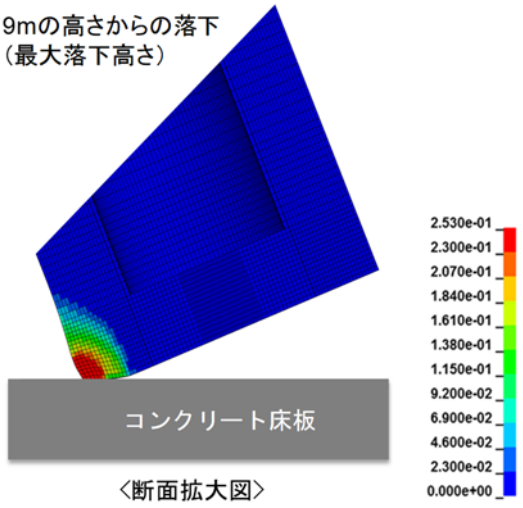
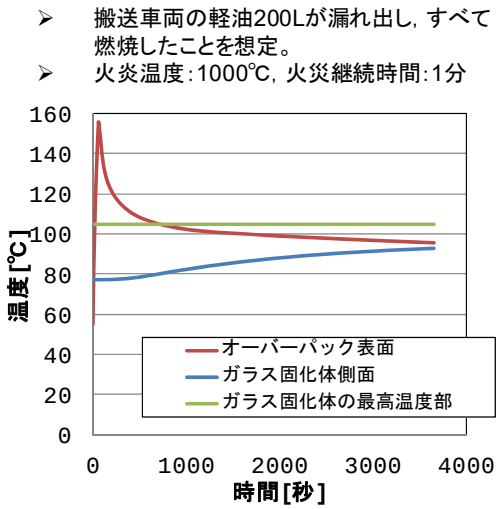


図 1　処分場の操業における異常状態のイベントツリー分析例

特定した評価シナリオのうち，落下高さが最大になるケースなど，廃棄体への影響が最も大きくなると想定されるシナリオを抽出し，落下時の変形解析や火災時の熱伝導解析を行うことで，廃棄体の閉じ込め機能に対する影響評価を実施した。「(3) 処分場の設計と工学技術」に示した地上施設の設計においては，ワイヤーの二重化，エンドストッパーの設置，クレーンのインターロック機能といった廃棄体の落下防止対策を施しているとともに，既存の廃棄物管理施設を参考に廃棄体が落下した際の衝撃力が過大とならないように，オーバーパックの吊り上げ高さを最大 9m に制限している。そこで，異常状態として，最大高さである 9 m の高さからコンクリート製の床にオーバーパックが落下したことを想定して発生する応力とひずみを評価した結果，オーバーパックが破損し，ガラス固化体が飛散するような事態には至らないことが確認でき，先の吊り上げ高さを制限することが安全確保上有効であることを示した（図 2 (a)）。また，TRU 廃棄体パッケージについても，同様に落下高さを制限することにより内容物が飛散するような事態には至らないと評価された。

一方，火災については，車両からの軽油の漏えいに伴うプール火災について評価し（図 2 (b)），ガラス固化体，TRU 廃棄物ともに廃棄体に対する熱影響は小さいという結果になった。ただし，軽油以外の燃焼物も考えられることから，今後，より現実的な火災継続時間の見積もり方法などの検討を実施する必要がある。





(a) 落下衝撃力作用時の相当塑性歪の分布　　(b) 搬送車両火災時のオーバーパック等の熱履歴

図 2　異常状態におけるオーバーパックに対する影響の解析例

4. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

検討の結果，異常発生防止策や異常拡大防止策などの基本的な安全対策を処分場の設計に考慮し，かつ吊り上げ高さ制限などの影響緩和策を考慮するといった多重の安全対策を施していることにより，何らかの要因により廃棄体の落下や火災などの異常状態が発生しても放射性物質の漏えいが生じる結果にはならないと考えられ，処分場の閉鎖前の安全性を確保できる見通しがあると言える。今後の技術開発の取り組みとしては，より詳細な設計や操業手順の検討に基づいた異常状態の評価シナリオの拡充と発生可能性の定量化，および火災継続時間の評価方法の開発が必要と考えられる。これらの評価結果を処分場の設計にもフィードバックして，さらなる処分場の安全性の向上を図る。

*Satoru Suzuki, Kazuhisa Yamashina, and Shigeru Kubota, Nuclear Waste Management Organization of Japan

2017年秋の大会

バックエンド部会セッション

地層処分セーフティケース —進捗状況—

Safety case for geological disposal of radioactive waste -Current status-

(5)閉鎖後長期の安全性の評価

(5)Post-closure long-term safety of geological disposal system

*藤崎淳，黒澤進，澁谷早苗，石田圭輔，浜本貴史，稲垣学，石黒勝彦，梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

閉鎖後長期の安全性の評価では，検討対象母岩に対する地質環境モデル，ならびにこれに対応して設計した処分場に対して，最新の科学技術的知見に基づいて安全評価を実施し，処分場閉鎖後の長期安全性について論ずる。これによって，わが国においてもこれまでに蓄積された科学技術的知識に基づいて，地層処分を安全に実施できるとともに，今後，サイトが特定された場合に，その地域の地質環境を対象とした地層処分システムに対する安全評価を実施するための科学技術的基盤が整っていることを示す。

2. 安全評価の枠組み

わが国の地層処分に関しては，安全評価の基準や時間スケールといった基本的枠組みを与える安全規制は今後検討されることになっている。そこで NUMO セーフティケースでは，国際機関で示されている考え方や諸外国の安全規制などを参考に，安全評価の枠組みを次のように設定した。

- 安全評価で考慮すべきシナリオにおける放射線学的影響を，その発生可能性を考慮したうえで議論するリスク論的な考え方を適用して評価する。具体的には，考慮すべきシナリオをその発生可能性に応じて基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオ，および人間侵入シナリオに区分するとともに，各区分に対して放射線学的な影響を論ずるための「めやす」となる基準を仮に設定し，算出した線量やリスクをこれと比較することで，設計した処分場に対する安全性の見通しについて考察する。
- 基本シナリオと変動シナリオは，比較的発生可能性が高い自然現象を想定したシナリオとして，次のように定義する。
  - 基本シナリオ:適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した処分場の設計がなされ，期待する安全機能を発揮できるように地層処分システムが構築されていれば，そこで生ずる可能性が最も高いと考えられるシナリオ
  - 変動シナリオ：基本シナリオに対して科学的に合理的と考えられる不確実性を考慮したシナリオ
- これらの比較的発生可能性が高いシナリオに対しては，ICRP[1] が勧告している一般公衆に対する線量拘束値 300 μ Sv/y をめやすとして設定する。ただし，基本シナリオについては，可能な限り被ばく線量を抑えるように事業者として最大限の努力を行っていることを示すため，諸外国の安全規制に適用されている基準において最も厳しい 10 μ Sv/y を目標値として設定する。
- 稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオは，想定の必要がないほど発生の可能性が極めて小さいと考えられる事象を考慮したとしても，著しい放射線学的影響がないことを念のために確認するためのシナリオとして定義する。これらと比較するめやすは，ICRP が「破壊的自然現象」に対して設定した考え方や，「人間侵入」に対する設定の考え方を参考に線量を設定する。
- 安全評価の対象とする期間については，「第２次取りまとめ」[2] における考え方を踏襲するとともに，国際機関[3][4]や諸外国の安全規制などで定量的な評価を行う期間として考慮されている将来百万年程度を念頭に置いて考える。

3. シナリオ構築と解析ケースの設定

シナリオの構築手法としては，地層処分システムの構成要素に期待される安全機能に影響があると考えられる事象をトップダウン的に検討する視点と，網羅的に整備した FEP に基づき地層処分システムにおいて想定される事象をボトムアップ的に検討する視点を組み合わせ，システムの安全機能と FEP を関連付けることで，網羅性を確保しながら安全機能に直結する重要なシナリオを効率的に構築する方法を開発した。個々の FEP がシステムの安全機能に与える影響とその発生可能性について分析し，基本シナリオ，変動シナリオ，稀頻度事象シナリオの分類とシナリオの記述を行う。このうち稀頻度事象シナリオについては，適切なサイト選定を行うことにより発生の可能性は極めて小さいものの，発生した場合に処分システムに重大な影響を与える可能性がある自然事象を取り扱うこととし，新規に発生した火山が偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオ，および処分場より深い地震核発生層（一般には地下深部 6～20 km 程度）に存在する断層が進展し将来のある時期に偶発的に処分場を直撃することを想定したシナリオを設定した。人間侵入シナリオについては，システムの頑健性を評価することを主たる目的として，国際的な考え方[1]などを参考に，想定し得る人間侵入の行為としてボーリング掘削を選定し評価を行うこととした。

記述したシナリオに対して，核種の移行モデルやパラメータなど，線量の評価解析を行うための条件を設定したものを NUMO セーフティケースでは解析ケースと称している。シナリオの記述や解析ケースの設定にあたっては，例えばセメントや鉄との相互作用に伴う緩衝材の変質解析など，最新の知見に基づくニアフィールドの状態変化に関する現象解析の結果を利用した。

4. 解析モデル

基本シナリオおよび変動シナリオの解析ケースに対する線量評価では，人工バリアを含むニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度），地下施設を包含する処分場スケール（5 km×5 km×深度方向 1-1.5 km 程度），その外側の広域スケール（30-50 km×30-50 km×深度方向 2-3 km 程度）の 3 つの空間スケールで階層的に作成した地質環境モデルのうち，サイトが特定されていないことを考慮して処分場が設置される地下深部の安定な母岩領域に注目し，処分場スケールの領域内に対して核種移行解析を行うこととした。

具体的には，地下施設の各処分区画から避けた断層（NUMO セーフティケースではトレース長 1 km 以上の断層）は規模が大きく，地表まで到達している可能性が高いとみなし，地下施設の各処分区画からそれぞれ最も近傍のトレース長 1 km 以上の断層まで，もしくは地下水流動の下流側における解析領域境界までの核種移行率を核種移行解析によって算出し，これに生活圏評価により取得した線量への換算係数を乗じて，地表での線量を算出する。これによって，地下深部の処分場スケールから生活圏までのあいだに存在する地質媒体の移行・遅延機能を保守的に無視する評価とした。

一方，核種移行解析を行う処分場スケール範囲内の解析モデルの設定にあたっては，検討対象母岩の地質環境やそれに応じて設計された処分場の特徴（人工バリアの形状や材料特性，地下施設レイアウトなど）を可能な限り忠実に反映し，これらが核種移行挙動に与える影響をできる限り現実的に評価できるように配慮した。具体的には，次のような検討を行っている。

- ニアフィールドスケール（150 m×100 m×深度方向 100 m 程度）の領域について，処分場の構成要素と母岩中の割れ目ネットワークを三次元のモデルを用いて詳細に表現し，より現実的な地下水流動と核種移行挙動を解析できるコードを適用した（図 1 上段参照）。この際，各母岩中の割れ目ネットワークは，地質環境モデルで設定した割れ目の長さ，分布密度，方向性，透水量係数などの統計量に基づき，100 通りのパターンを確率論的に発生させて，それぞれで地下水流動解析を行った。
- 地下水流動解析結果から解析領域全体を対象として算出した平均透水係数を指標として，層別サン

プリングにより 10 個の割れ目ネットワークを抽出し，それぞれについて三次元の物質移行解析を実施した。

・ そのうえで，10 ケースの三次元の物質移行解析により得られるモデル下流端における破過曲線の平均値を図 1 下段に示すような一次元のマルチチャンネルモデルで近似して，三次元の物質移行特性を表現可能な一次元の核種移行解析モデルを開発した。これにより，安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を，設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となっている。

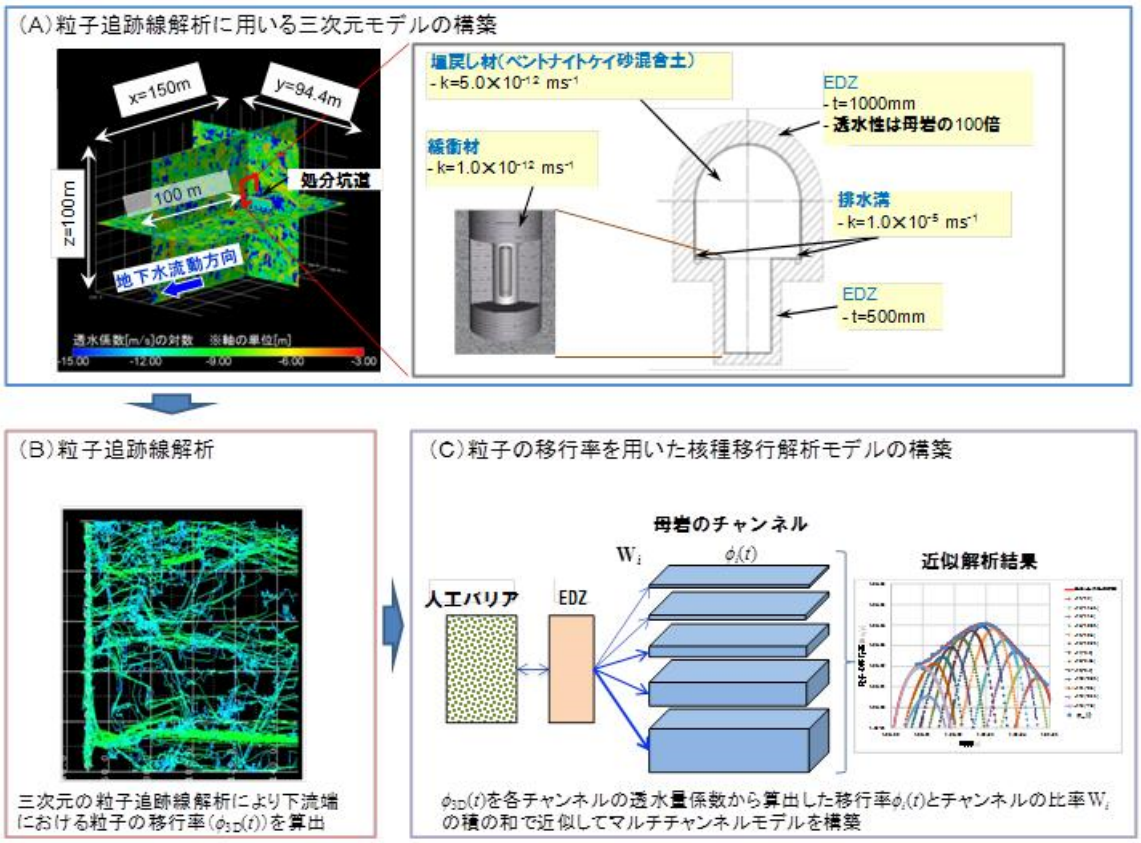


図 1　処分場の施設設計を反映した三次元モデルを用いた粒子追跡線解析に基づく核種移行解析モデルの構築

5. データセット

核種移行解析に必要となる主要なパラメータは，人工バリア各要素および母岩のそれぞれにおける透水性，間隙率，核種の溶解度，拡散係数，収着分配係数などである。また，これらを設定するためには，地下水水質や，緩衝材や母岩の長期的な変質を考慮した人工バリア各要素および母岩の「場の状態」を明らかにする必要がある。このような場の状態や核種移行解析などの安全評価解析に必要な一連のパラメータの設定値を総称して，ここではデータセットと呼ぶ。データセットの設定値によって，核種移行解析から求まる線量計算結果は大きく影響されるため，セーフティケースの技術的信頼性を確保するためには，どのような科学的知見や情報に基づいて数値を決定したかについて妥当性のある説明が極めて重要となる。サイトが特定された以降は，当該サイトで採取する岩石や地下水を用いた試験等によってデータを取得することも可能であるが，サイトが特定されていない現段階では，公開されている既存のデータベースや文献情報をもとに，今回の検討対象母岩の地質環境特性に対応すると考えられるデータを設定しつつ，地質環境条件に合致した情報・データがない場合は，設定条件を明確にしたうえで推定等により設定した。

基本シナリオおよび変動シナリオのデータセットの設定に関しては，人工バリア内の間隙水組成や元素の溶解度の計算，変質解析などに用いる熱力学データや，元素の収着分配係数や拡散係数の設定に関するデータについて，最新のデータベースや文献情報を用いて設定した。

このうち地下水水質のデータセットは，溶解度，拡散係数，収着分配係数の設定に大きく影響する。わが国の地下水は，天水起源の地下水から沿岸部の地下水または化石海水まで，塩分濃度が低～高まで幅広く存在することから，検討対象とした３つの岩種に対して，それぞれ低塩分濃度と高塩分濃度の２種類の地下水組成を設定し，各岩種の核種移行パラメータを設定することとした。ここで，地下水のモデル水質の設定に用いた地下水データは, JAEA が整備した温泉地化学データベースや深地層の研究施設などで実施された採水調査などのデータから，深度 300 m 以深において掘削水の影響や地下水中に溶存している CO2 の脱ガスに配慮して慎重に採水された品質の高いデータを抽出している（「(2) 地層処分に適した地質環境の選定とモデル化」参照)。

線量への換算係数を評価する生活圏モデルについては, 特定のサイトが明らかになっていないことから，「第２次取りまとめ」[2] や「第 2 次 TRU レポート」[5] で用いられた特定のサイトに依存しない生活圏モデルを用いた。ただし，核種の移行係数や，地表環境にかかわる地下水流量や灌漑水量などの統計データについては，ICRP の勧告やわが国で公表されている最新の統計情報に基づき更新を行っている。

6. 線量評価解析

各シナリオ区分に属するシナリオに対して，３種類の検討対象母岩と対応する処分場の設計仕様毎に核種移行解析を実施し，生活圏の評価を実施して被ばく線量を計算した結果，いずれもめやすを下回ることを確認した。このことから，サイト選定で想定される母岩に対して構築された地層処分システムにより安全性を確保できる見通しを示すことができたと考えられる。なお，高レベル放射性廃棄物処分の竪置き・ブロック方式と横置き・PEM 方式では，線量の評価結果にほとんど差がなく，放射性核種の閉じ込め性能という観点では定置方式による違いはほとんどないことがわかった。

7. まとめと包括的技術報告書公表後の技術開発の取り組み

閉鎖後長期の安全評価を行うためのシナリオ構築，モデルおよびデータの設定，線量評価解析にいたる一連の手法を整備しており，これらを適用して安全評価を行った結果，深成岩類，新第三紀堆積岩類，および先新第三紀堆積岩類を対象として設計した処分場は，閉鎖後長期にわたって安全性を確保できる見通しがあることを確認した。また，整備した安全評価のモデルやデータセットは，特に文献調査の段階ではサイトスペシフィックな文献情報を加味しつつ直接的に適用できるものであるということができる。

包括的技術報告書公表後は，シナリオ構築に必要な知識基盤や現象解析モデルについて，原位置や室内試験，ナチュラルアナログ等により拡充・高度化するとともに，シナリオの発生可能性をより定量的に取扱うことが可能な方法へ高度化を図る。核種移行モデルに関しては，原位置または室内試験等により母岩中における核種の移行に係る諸現象の知見を拡充することによってその妥当性を確認して信頼性の向上を図るとともに，その現象間の相互作用を直接反映することや適用可能な空間スケールの拡張などによって高度化を図る。データセットに関しては，核種移行解析に用いるデータの拡充およびその設定手法について，原位置や室内試験やナチュラルアナログ等により拡充する。特に，沿岸域や高炭酸環境などの多様な地質環境を想定した安全評価解析の信頼性向上を図るため，これらを対象とした核種移行パラメータ設定に要するデータの拡充を図る。

8. NUMO セーフティケースの総括

NUMO セーフティケースでは，地層処分にとって適切な地質環境が長期間安定に継続するサイトを特定するための技術を整備し，その場所の地質環境情報を地質環境モデルとして統合することができること，サイト選定において検討対象になると考えられる母岩を３つの類型として示したこと，これら三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できる技術が存在していること，これらの地質環境モデルや処分場の仕様の特徴を反映して，処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり，その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより，「第２次取りまとめ」や「第 2 次 TRU レポート」に比して，現時点における最新の科学技術的知見を反映し，より現実的な技術として，わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたということができる。

また，セーフティケースの構築を通じて技術課題を抽出したことにより，これを中期的な技術開発計画に反映し，地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて，関連機関と連携しながら技術開発を進めていくための基礎が作られた。

参考文献

[1] ICRP（1999）: Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, Publication 81.

[2] 核燃料サイクル開発機構（1999）: わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－，JNC TN1400 99-020～99-023.

[3] IAEA（2012）： The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No.SSG-23.

[4] OECD/NEA（2009）： Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste, NEA No.6424.

[5] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構（2005）: TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02.

---

*Kiyoshi Fujisaki, Susumu Kurosawa, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Takahumi Hamamoto, Manabu Inagaki, Katsuhiko Ishiguro and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

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

[1A_PL] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Current status

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A_PL06]Discussion

NUMOでは、わが国における安全な地層処分の実現性を示すことを目的としたセーフティケースの構築を進めている。現段階で整備するセーフティケースは、わが国における地層処分の一般的な成立性を示すことに主眼を置いたジェネリックな段階から、サイトが特定された以降にただちに対応できる技術的基盤を整備することを目指すサイト・スペシフィックな段階への過渡期にあるセーフティケースといえる。本セッションでは、昨年秋の企画セッション以降の検討内容に基づく進捗状況について報告し、わが国において安全な地層処分が実現可能とする論拠や抽出された技術的課題などについて参加者との共有を図るとともに、その信頼性や妥当性について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)

[1B_PL01] Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessmnet

*Kazuo Yoshida[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Experience of Risk Assessment

*Kazumi Takebe[1] (1. JNFL)

[1B_PL03] Outline and Features of Standard

*Fumitoshi Manabe[1] (1. MHI)

[1B_PL04] Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

*Yoshiyuki Takahashi[1] (1. Kajima)

[1B_PL05] Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]

[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]

[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

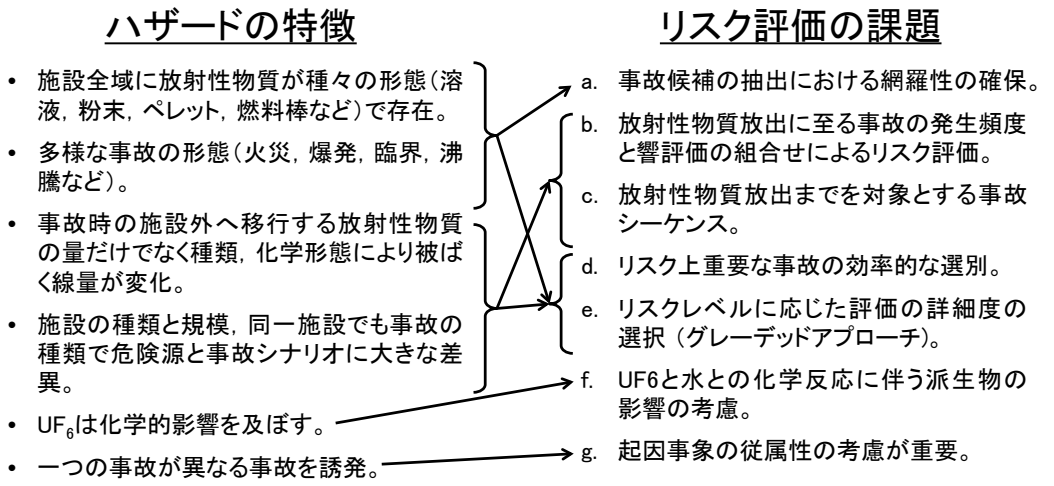


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の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している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

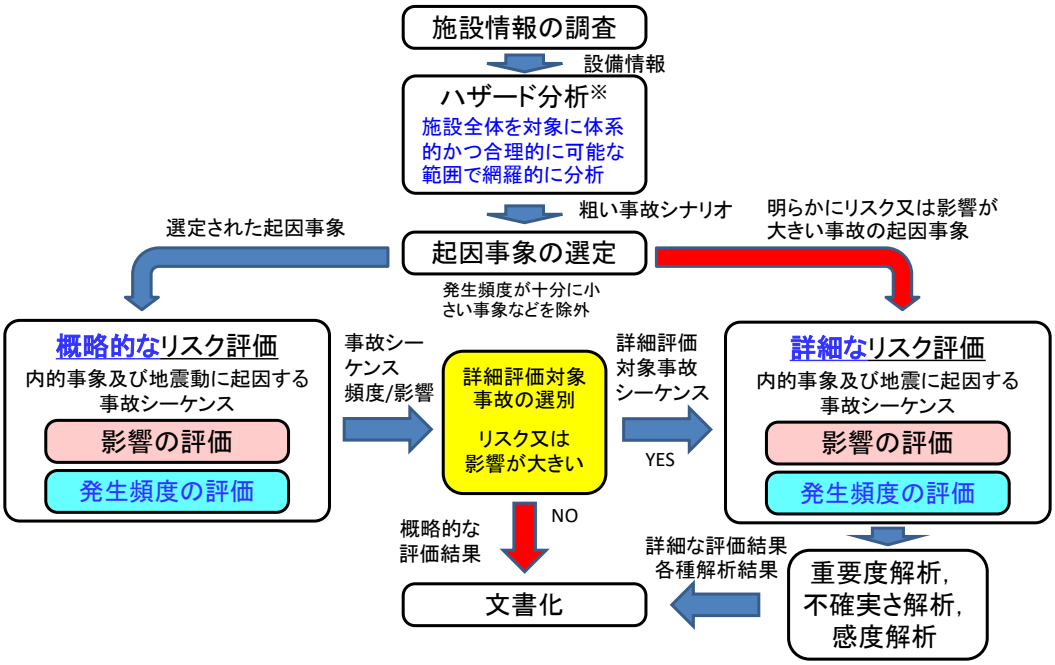


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

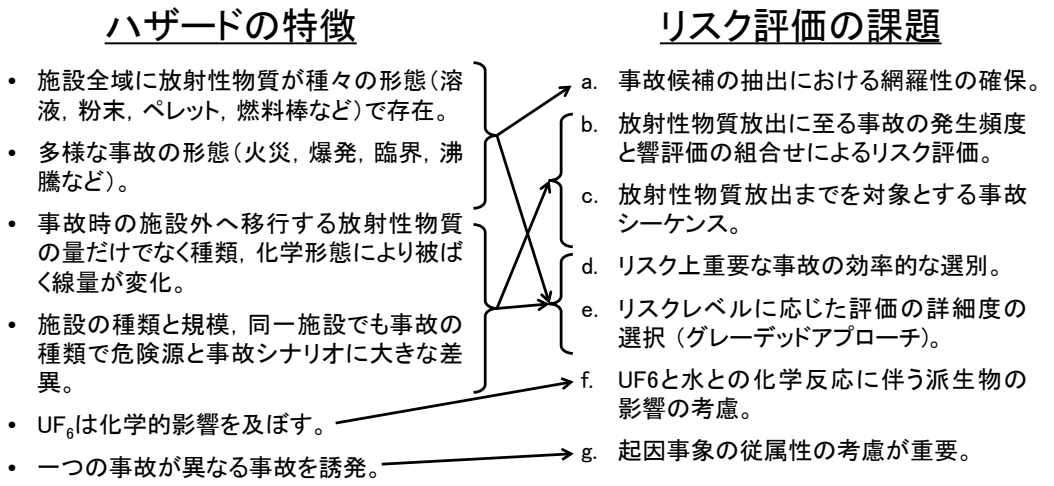


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の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している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

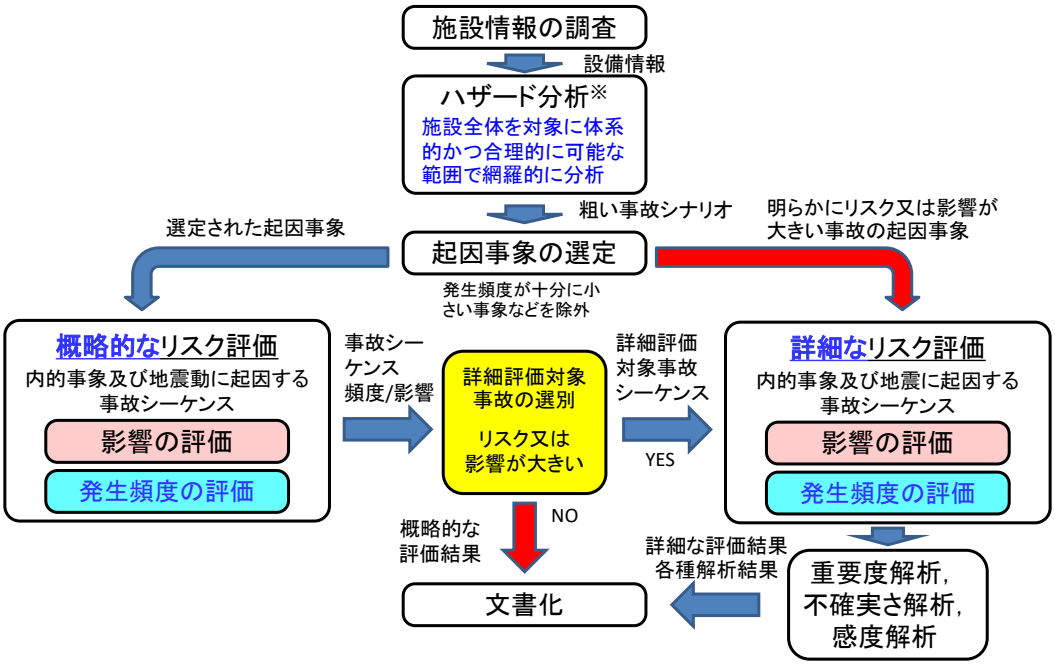


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて

A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

（1）リスクの特徴とリスク評価の課題

(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment

（2）これまでのリスク評価の実績

(2) Experience of Risk Assessment

（3）実施基準の概要と特徴

(3) Outline and Features of Standard

（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident

（5）総合討論

(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]

[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]

[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

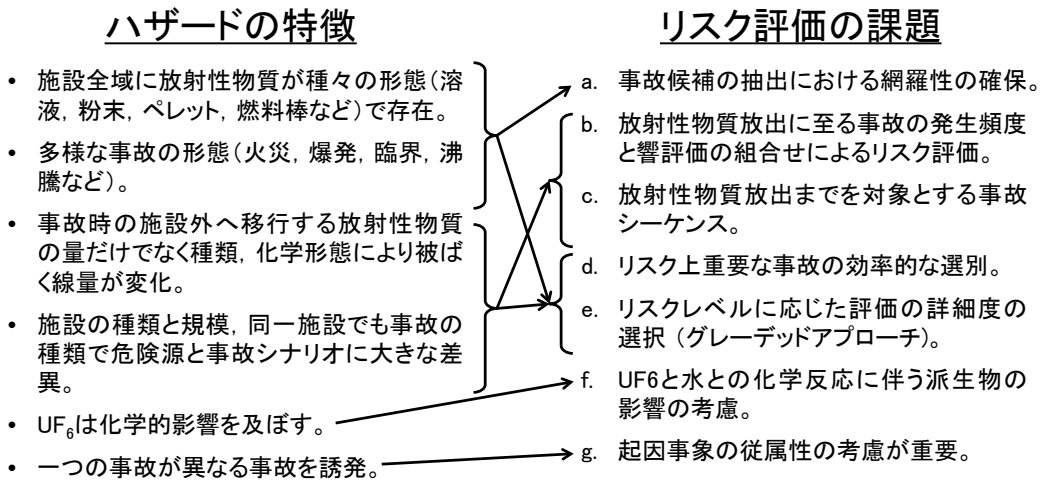


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の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している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

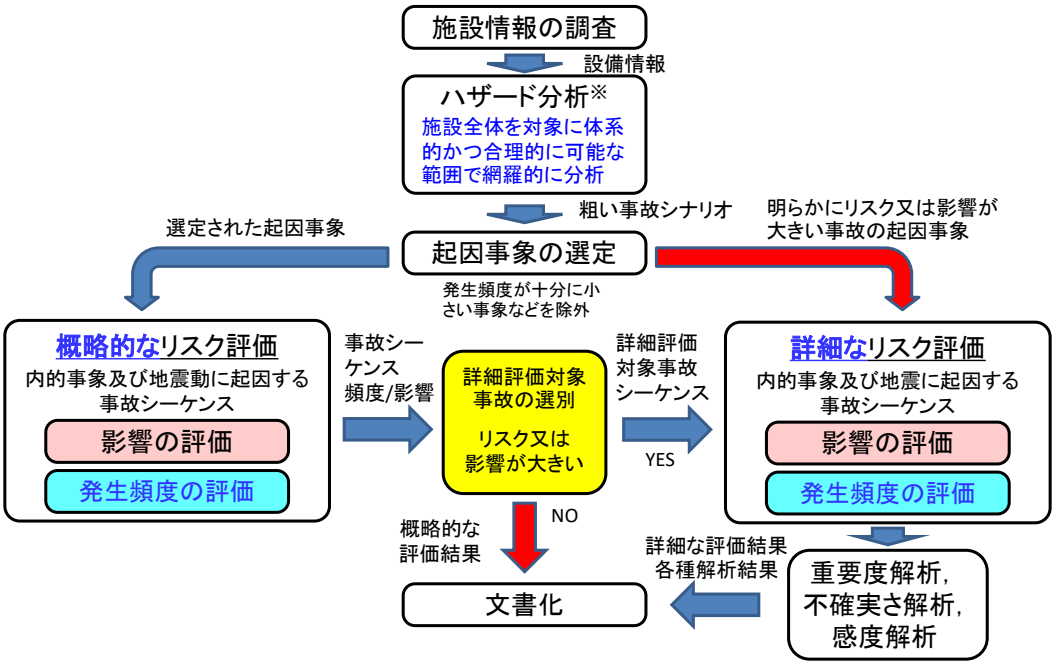


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

2017年秋の大会

標準委員会　リスク専門部会・核燃料施設リスク評価分科会セッション

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準の策定に向けて
A New Standard of Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities
（1）リスクの特徴とリスク評価の課題
(1) Characteristics of Risk and Issues to be solved for Risk Assessment
（2）これまでのリスク評価の実績
(2) Experience of Risk Assessment
（3）実施基準の概要と特徴
(3) Outline and Features of Standard
（4）地震動に起因する事故の概略的なリスク評価
(4) Simplified Method of Risk Assessment for Ground Motion-induced Incident
（5）総合討論
(5) Open Discussion

吉田　一雄[1]，武部　和巳[2]，眞部　文聡[3]，高橋　容之[4]，村松　健[5]
[1]原子力機構，[2]日本原燃，[3]三菱重工業，[4]鹿島建設，[5]東京都市大

1. はじめに

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法および基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあった。また，施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題である。リスク評価から得られるリスク情報は，検査を重点的に実施する設備の同定，施設の脆弱性の把握，安全性向上のための対策の策定，実施が義務付けられている安全性向上評価の中でのこれら対策の有効性の確認などでの事業者が実施する安全確保での活用が想定される。

そこで，リスク専門部会では核燃料施設リスク評価分科会を設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じた体系的なリスク評価基準（案）（核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*）を策定した。

2. リスクの特徴とリスク評価の課題

核燃料施設で想定されるハザードの特徴として，a）施設全域に放射性物質が種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で存在，b）多様な事故の形態（火災，爆発，臨界，沸騰など），c）事故時の施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化，d）施設の種類と規模，同一施設でも事故の種類によっては危険源と事故シナリオに大きな差異があることなどを挙げることができる。この特徴を踏まえ，リスク評価での重要事項として，a）事故事象の発生に至る可能性のあるハザードの抜け

Kazuo Yoshida [1] , Kazumi Takebe [2] , Fumitoshi Manabe [3], Yoshiyuki Takahashi [4], Ken Muramatsu [5]
[1]JAEA, [2]JNFL, [3]MHI, [4]Kajima Corp. , [5]Tokyo City Univ.

落ちのない同定，b）発電用原子炉施設のレベル1PRAのような発生頻度評価だけでは不十分，c)事故を途中で区切って評価ができない，d）リスク上重要な事故事象の効率的選別，e）リスクレベルに応じた評価の詳細度の選択，などに留意する必要がある。

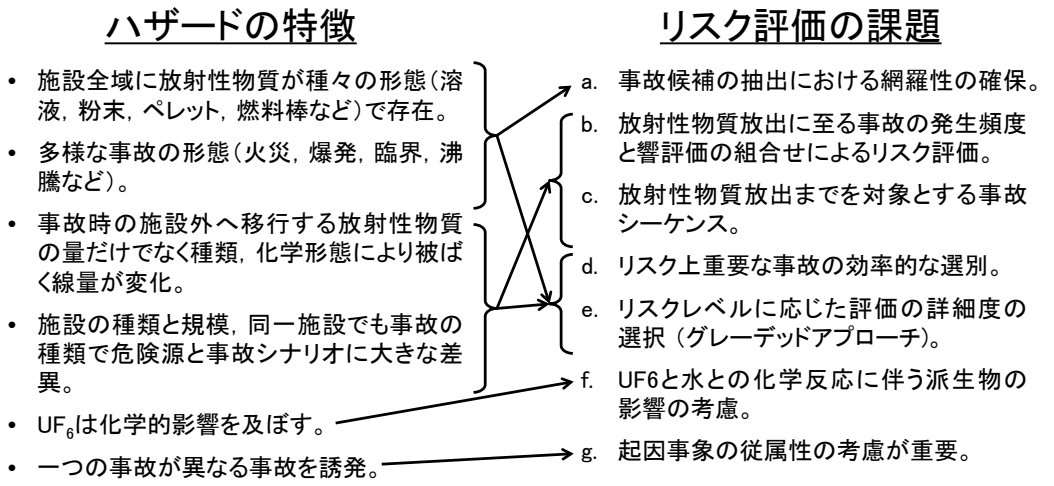


図 1 核燃料施設のハザードの特徴とリスク評価における課題

3. これまでのリスク評価の実績

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備，米国原子力規制委員会によるリスク評価の実施の規制要求がある。我が国でも，旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構，日本原燃などを中心に，リスク情報の活用に向けて，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に，リスク評価手法及び基礎的データを整備するとともに，これらを用いたリスク評価が実施されている。

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），MOX 燃料加工施設及び再処理施設があり，次に示すような具体的なリスク評価が実施されている。

(a) ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設

旧原子力安全基盤機構が，核燃料施設を対象として米国原子力規制委員会が提唱する ISA（総合安全解析，Integrated Safety Analysis）を参考に，ウラン燃料加工施設の ISA 実施手順書を整備し，これに基づき事業者が内的事象のリスク評価を実施（平成 16 年～23 年)。

(b) MOX燃料加工施設

日本原子力研究開発機構において，リスク評価手法を整備し，モデル施設を対象に内的事象のリスク評価を実施（平成13年～19年）。

(c) 再処理施設

日本原燃では，基本設計段階から設計基準事象選定の妥当性確認などのため，代表的な事象を対象に内的事象のPRAを実施。詳細設計段階以降においてもPRAの更新及び施設全体のリスクの概観を把握する観点から，六ヶ所再処理工場で想定される広範な事象を対象に簡易的なリスク評価を実施。（平成3年～）

旧原子力安全基盤機構でも，各種事象のPRA手法などを整備（平成15年～24年)。

4. 実施基準の概要と特徴

この実施基準は，核燃料施設での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などのソースタームの評価（公

衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の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している。本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。内的事象に係るリスク評価は，これまでに実施した実績がある既存の評価手順を参考にしつつ，基本的には関連する発電用原子炉施設の各種実施基準を援用するが，グレーデッドアプローチ（Graded approach）の考え方を基本とし，施設のリスクレベル，同一の施設で想定される個々の事象のリスクレベルに応じた詳細さの異なる評価手法を選択できるよう考慮した。

評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，概略的及び詳細な二つの手法の一つ又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

実施基準で規定する評価の流れを**図 2** に示す。⬭で示す項目は，概ね各箇条に対応しており，それらの間には，次の実施項目の入力となる情報を示している。

ハザード分析では，評価対象施設に内在するハザードを内的事象及び地震について体系的かつ可能な範囲で網羅的に分析，抽出し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定する。概略的なリスク評価では，ハザード分析で同定した事故シナリオを基に，おおよそのリスクレベルを確認できる程度の概略的な手法によりその発生頻度と影響を評価し，これらを組み合わせた施設全体のリスクプロファイルを把握するとともに，個々の事故シーケンスを比較して相対的に重要な事故シーケンスを選別する。選別した事故シーケンスに対しては，発電用原子炉施設の PRA と同程度の詳細さで発生頻度と影響を評価するとともに，重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施してリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。地震動に起因する事故の概略的なリスク評価については，本実施基準を策定するに当たり，関連する最新研究を参考にしつつ新たに整備した。

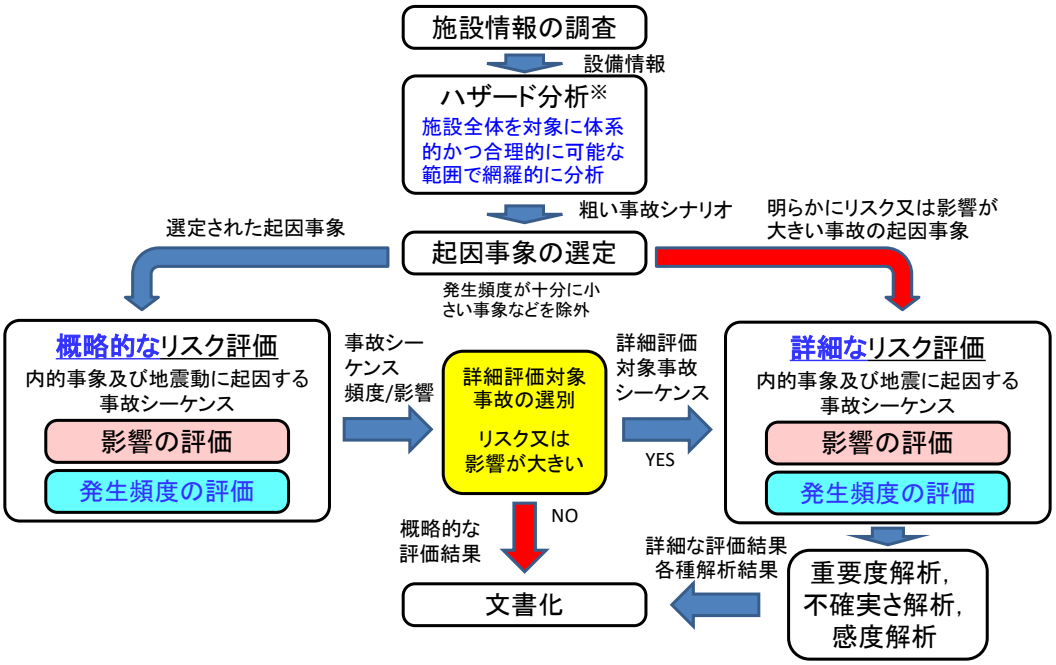


図 2 実施基準を構成する主要な実施項目

※) リスク評価の分野での地震ハザード評価，津波ハザード評価などの外的原因事象の発生頻度とそれが施設にもたらす影響の強さの関係を評価することとは異なる。

5. 地震動に起因する事故の概略的なリスク評価

潜在的な事故の影響が小さい施設に対しては，合理的にリスク評価の手法も相応の詳細度でよいとする

グレーデッドアプローチの考え方に基づき，地震 PRA 標準の手法よりも概略的な手法を許容することとした。具体的には，米国において Kennedy が提唱している簡易ハイブリッド法 (1)（Simplified Hybrid Method : リスク評価結果が得られる確率論的手法の利点と決定論的手法による計算手順の単純化を兼ね備えた中間的な手法）を基礎とし，我が国の耐震設計の現状を踏まえた手法とした。

地震リスク評価を 5 つのステップに分けて整理すると、概略的なリスク評価手法では，評価の各ステップで**表 1** に示すような単純化した手法を採用している。

①地震動ハザード評価では，発電用原子炉施設の地震 PRA と概ね同じ手法を用いるが，認識論的な不確実さの考慮については概略的な手順となっている。**②建屋・機器フラジリティ評価**では，フラジリティ評価に替えて，設計耐力，設計応答，地震動強さなどに基づいて HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure、低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度）耐力を算定する。**③事故シーケンス解析**は通常の地震 PRA と概ね同じ手法を用いる。**④事故シーケンスのフラジリティ評価**では，事故シーケンス解析結果を基に，Max/Min 法（Min/Max 法）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ を算定する。論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。

⑤事故シーケンスの発生頻度評価では、次の近似的な式を用いた手順に従って，発生頻度を評価する。

(1) 事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布であると仮定し，対数標準偏差 β を設定して，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ を $A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF} \exp(1.04\beta)$ の関係より求める。

(2) 地震動ハザード曲線から，損傷確率 10%に対応する耐力 $A_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(3) $F_F = \alpha H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

表 1 詳細なリスク評価と概略的なリスク評価の評価手順の比較

		詳細なリスク評価（地震 PRA）		概略的なリスク評価（簡易ハイブリッド法）
評価手順	①	地震動ハザード	①	地震動ハザード
	②	建屋・機器フラジリティ	②	建屋・機器の HCLPF 耐力
	③	事故シーケンス解析	③	事故シーケンス解析
	④	事故シーケンスのフラジリティ	④	事故シーケンスの HCLPF 耐力
	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （ハザード×フラジリティの積分）	⑤	事故シーケンスの発生頻度 （左欄の積分の近似式を使用）

6. おわりに

発電用原子炉施設の PRA 実施基準が制定され，かつ，外的事象については評価実績のある地震を優先して，今回の実施基準の策定にあたっては内的事象および地震を適用範囲とした。地震以外の外的事象は，実施基準の必要性，発電用原子炉施設の実施基準の適用可能性などの検討を計画的に進める予定である。また，リスク専門部会では既存の実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準の性能規定化については，発電用原子炉施設の PRA 実施基準への反映状況を踏まえつつ，それを先行事例として適時に着手する予定である。

参考文献

(1) Kennedy, R. P., “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk, Aug. 10-12, 1999.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1 -Risk Technical Committee, Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

[1B_PL] A New Standard for Systematic Procedures for Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities

Chair: Ken Muramatsu (Tokyo City Univ.)
Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B_PL05]Open Discussion

*Chair: Ken Muramatsu[1] (1. Tokyo City Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[1C_PL] Overview for the past 5 years nuclear regulation Recognition of Nuclear Safety Division

Chair: Kiyoharu Abe (Tohoku Univ.)

[1C_PL01] Review of the current regulation system and perspectives for the future

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

[1C_PL02] Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

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

[1C_PL03] Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*Kumiaki Moriya[1] (1. Hitachi GE)

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(1) 規制全般に対する課題と今後の展望

(1) Review of the current regulation system and perspectives for the future

*関村　直人[1]

[1]東京大学

1. はじめに

2012 年 9 月 19 日に原子力規制委員会（以下、規制委員会）は独立性を有する、いわゆる３条委員会として発足し、2013 年 7 月 8 日には現行の規制基準が施行されている。実用発電用原子炉に対する規制基準とこれに基づいた審査の課題については、他の講演者によって議論される予定であり、ここでは直接はふれない。規制基準は原子力規制の一部ではあるが、その適合性審査は原子力安全規制のすべてではなく、検査に加え事故対策や原子力防災に渡る領域についても俯瞰的に議論する必要がある。また発電炉に関する規制のみならず、研究炉やサイクル施設、放射性廃棄物の処理・処分、放射線源規制と放射線防護についても、検討を加えていく必要がある。しかしながらここでは、原子炉規制委員会が進めてきた発電炉の安全に係る規制を中心に、その課題をいくつかの例を通じて検討して、今後の展望についても議論したい。

2014 年 3 月には原子力規制委員会設置法等の改正により、原子力安全基盤機構（JNES）が規制委員会に統合されている。また同年 5 月に原子力規制委員会設置法 13 条に基づいた原子炉安全審査会と核燃料安全審査会が設置、委員任命が行われ、審議が開始されるに至っている。さらに同年 10 月には規制委員会・規制庁の組織見直しが行われ、防災体制の強化のために内閣府に原子力防災担当の政策統括官が置かれることとなっている。

規制委員会は、2016 年 1 月に IAEA による総合規制評価サービス（IRRS）のミッションを受入れた。IRRS 報告書では、規制委員会が福島第一原子力発電所事故の教訓を比較的短い期間に新しい規制の枠組みに取り込んだことを良好事例であると認めており、既存施設へのバックフィットについても前向きな変化の例であると指摘している。一方、13 件の勧告及び 13 件の提言がなされ、これらの指摘事項に対する規制委員会と規制庁における取組状況について、規制委員会は、原子炉安全審査会と核燃料安全審査会に対して評価・助言を行うこととの指示をしている。

2. IRRS による指摘事項への対応

2007年に当時の原子力安全・保安院がIAEAによるIRRSを受けたが、適切なフォローアップができなかった。福島第一原子力発電所事故に至る背景要因の多くが2007年のIRRSにおいて指摘されていたにもかかわらず、規制機関の側から事故を防ぐための積極的な改善や改革等がフォローアップを通じて進められなかったとの反省がある。今回のIRRSミッションに先立ち規制委員会・規制庁は自己評価書をしたためて、自ら改善を進める立場でIRRSに臨んでいる。IRRSでの指摘を踏まえ前進するベースとして、この自己評価報告書は規制の改善点を自ら提示している。

IRRSでの勧告と提言が併せて26項目あったものを、規制庁では自己評価書を踏まえて31項目にブレークダウンをしている。これらは、後述する検査制度の見直しを含み原子炉等規制法の改正につながる内容を整理するなど、適切にとりまとめが行われてはいるが、個別の項目に対する対策をそれぞれ進めれば全体でよしとするべきものではない。その多くは横断的な要素を持つ課題であり、総合的な議論が必要になっている。原子炉安全専門審査会と核燃料安全専門審査会では、31項目以外にもIRRS報告書から汲み取るべき事項があるとして、以下の観点から整理して、規制委員会・規制庁へ対応を促している。

（１） 我が国における原子力の安全文化の醸成

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に学び、事業者、規制組織双方において安全文化を醸成すべく、個人、経営層、管理体制の各レベルでの取り組みを深めることが必要である。

- 事業者の安全文化醸成に繋がる規制
- 規制組織における安全文化醸成活動の強化

（２） 規制組織におけるマネジメントとリーダーシップ

IAEAの安全基準等の国際的な動向を踏まえつつ、多様な業務を管理するとともに、業務形態や内容の変化への対応など、リーダーシップを発揮することが必要である。

- 検査・審査等が別々の課で行われていることの効率性評価、横断的プロセスの確立
- 文書管理等の統合マネジメントシステムへの位置づけ
- マネジメントシステムによる業務効率化
- 業務量把握・管理
- 原子力規制庁内の異なった意見を解決するプロセス
- 職員提案の促進
- マネジメントシステムの改善へ委員を含めた幹部の関与

（３） 規制組織における人材発掘・育成等の統合的マネジメント

人材発掘、教育・訓練、知識管理、知識ネットワーク構築を体系的・統合的にマネジメントすることが必要である。

- 勤務条件の改善
- 上級職員に至るキャリアパスの提示
- 必要なスキルとスキル獲得方法の明確化
- 審査官として任用されうる者の能力の文書化
- ヒューマンファクタの専門家の確保
- 技術者・研究者の活用を含めた総合的な人材育成

IRRSにおいて指摘された勧告や提言は、IAEAの基準に基づいている。さらに原子力安全の国際的な水準とは、その背景には基準には明示されていないエクセレンスがある。このエクセレンスと現在の規制のギャップを勧告と提言として具体的に示したのが、IRRSの報告書であると考えられる。

IAEAにおいては、福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込んだ形で従前のGS-R-3（2006年）が改訂され、2016年6月に安全のためのリーダーシップとマネジメントに関する安全要件であるGSR Partが刊行されている。GSR Part 2の特徴である、１）安全のための組織の文化、２）技術・人・組織の相互作用を含むシステミックアプローチ、さらに３）強いリーダーシップ等の考え方は、ガイドラインの策定のみならずIRRSを踏まえた規制委員会・規制庁の取り組み改善の基盤として広く具体化されるべきである。

IRRSのフォローアップミッションは2019年夏以降の適切な時期に実施できるように、IAEAとの調整等が進められることとなっており、対応計画を今後とも的確にすすめることが期待される。

3. 検査制度の見直しによる安全水準向上

IRRS報告を受けて、2016年5月に検査制度の見直しに関する検討チームが規制委員会において組織され、11月には「検査制度の見直しに関する中間とりまとめ」が出されている。この検討チームの下では規制側と事業者の間での公開WGでも活発な議論が行われ、制度の枠組みに加え制度運用の詳細な検討が進められてきた。本年4月7日に成立した原子炉等規制法の改正を受け、米国でのROP（Reactor Oversight Process）を基盤としつつも、我が国に適した運用がなされるように、3年後の本格運用に向けて、規則案等に基づいて試運用を行って丁寧に規則・ガイドライン案の修正を進める必要がある。

原子力事業者が安全確保の最も重要な責務を負っていることは、IAEA の基本安全原則の第一番目に第一義的な責任を負っているとあるように、国際的な常識であり、規制機関によるチェックや規制の仕組みは、事業者がこの責務を果たすことを促すものとならなければならない。このための事業者のあらゆる保安活

動に対する監視と評価の仕組みを検査制度として確立することが要請される。検査制度の中の一つのポイントは、事業者の保安活動の実績（パフォーマンス）に応じた監視、安全上の重要度に応じた評価、行政上の措置を実施するため、客観的な指標としてリスク情報、安全確保水準データを活用することにある。安全規制は事業者のパフォーマンスを評価するという考え方は、規制側と事業者の双方に考え方の変革を促すものであり、IRRS における横断的な課題を踏まえながらより良い制度設計に向けた努力を積み重ねていかなければならない。

米国のROPにおいても、検査官の技量、検査・監査プログラム用のリスク情報活用、さらに７つのコーナーストーンに加えた横断領域における評価と安全文化（劣化）評価は課題となってきた。これらを含む規制判断の基準やプロセスなどの対応方針を明確にしたガイドライン等を作成公開し、規制側による対応の透明性・予見性を確保し、事業者の主体的取組みを促すことが重要であって、積極的な情報公開、コミュニケーションにより、規制活動内容に対する信頼性を高めることも必須である。

規制委員会・規制庁と事業者の双方の努力のスパイラルアップにより、より高い安全水準が実現されるよう、新たな検査制度の実効性に期待をしている。

4. 安全目標と現行の規制基準の関係、安全性向上評価制度の運用

現行の規制基準に適合した発電用原子炉施設と安全目標との関係について、規制委員会は一般国民に対してわかりやすく説明をしていくことが求められている。しかしながら安全目標は基準とは異なるものであり、規制基準は安全目標がクリアされたことの判断基準とはならない。規制委員会においては、安全目標に関する何回かの議論が行われ、旧原子力安全委員会の安全目標専門部会における検討の経緯や諸外国の状況に基づいた検討がなされてきた。2016 年 8 月には規制基準の考え方を解説する資料を策定して、規制基準と安全目標の関係についても簡潔に説明を加えているが、十分な説明性を有するとは言えない状況である。

規制基準に適合していると評価された原子炉施設で達成される安全の水準は、安全目標とどのように比較されるべきであるかについても、説明性が求められる事項である。安全目標は規制を行う上で達成を目指す目標であるとしても、これが現行の規制基準の策定にあたって如何に考慮されてきたか否かは、規制基準の改訂や見直しを含む今後の規制活動改善の重要な視点となる。また、リスク評価のプロセスにおける様々な不確実性（偶然的な不確実性と認識論的な不完全性）に基因する限界を踏まえなければならないことから、リスク評価結果を直接、安全目標と関連づけて提示することは適切性を欠くこととなる。

一方、確率論的なリスク評価の結果を活用することによって、上記で述べたように検査制度の効果的運用を行ったりすることに加え、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等の評価結果を踏まえて、安全目標を参考にして、規制基準の改定を進めなければならない。事業者による安全性向上評価制度における評価結果はこれらのリスク評価を含んでおり、届出に基づいた規制側での議論が極めて重要になっていると考えている。本年 7 月 6 日に九州電力川内原子力発電所１号機に関する安全性向上評価の結果が規制委員会に提出され、その議論が始められようとしているが、その成果を活かしていく枠組みはあらかじめ十分な検討ができているとは言い難い。

5. その他の課題

以上に示した課題や規制基準の改定や審査のあり方に加えて、１）新たな知見を生み出し、原子力安全規制に取り込んで活用していくプロセスとしての安全研究の進め方とこのための国内外との情報共有、協力・協調や、２）学協会規格基準や深層防護の実装・重要度分類等の原子力安全の基盤に関するオープンな議論の場としての学会の活用、３）多様なステークホルダとのコミュニケーション等についても、原子力規制全般の課題として提示しておきたい。

*Naoto Sekimura[1]

[1]The University of Tokyo

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(2) 規制基準策定時の議論と現状

(2) Review for the discussion during development of the nuclear regulation and the present status

*山本　章夫[1]

[1]名古屋大学

1. はじめに

平成 25 年 7 月 8 日に施行された現行規制基準は、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム(以下、検討チーム)により、平成 24 年 10 月 25 日から平成 25 年 6 月 3 日まで、合計 23 回の会合を通じて策定された。現行規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓及び海外の規制基準などを入力情報として、設計基準を大幅に強化し、また、重大事故に対する規制基準を新たに設けたものである。法律により、現行規制基準の施行日が決められていたこともあり、短期間で集中的に策定が行われた。そのため、十分に議論を尽くせなかった点も残っていると考えられ、今後、規制基準をよりよいものにするため、基準策定時の議論を振り返り、また、現状の運用も含めて論点の検討を行うことは有意義であるものと考えられる。

現行の規制基準に関連しては、様々な論点があり得るが、ここでは現行規制基準の内容、運用などに関連する、代表的な論点を取り上げる。

2. 論点

2-1. 原子力安全の基本的なコンセプトとの関係

深層防護は、原子力安全の目的(人と環境を放射線リスクから防護する)を達成する上で重要な考え方であり、現行規制基準は、深層防護の考え方をベースとして構築されている。深層防護の考え方は、福島第一事故の後、安全部会や標準委員会において様々な議論がなされ、理解の深化が進んだ。一方で、過酷な外的事象に対する深層防護の考え方は、安全部会のセミナーなどでも議論されているものの、現時点ではまだ完全に整理できている状態とはいえないと考えられる。今後、特に外的事象に対する深層防護の考え方の深化を規制基準に反映していくことは有益であると考えられる。

2-2. 残存リスクと性能目標の比較

平成 24 年 11 月 9 日の第 3 回検討チーム会合において提示された資料「炉心損傷及び格納容器破損防止対策の有効性の評価の考え方について」では、炉心損傷防止及び格納容器損傷防止の有効性評価により得られた残存リスクを性能目標と比較し、残存リスクが性能目標よりかなり大きい場合(資料では">>"で表示)には追加の対策を求めることとされていた。平成 25 年 1 月 21 日の第 11 回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、審査官のガイドとして残存リスクと性能目標の比較を行うことが示されていたが、平成 25 年 1 月 31 日の第 13 回検討チーム会合の重大事故(SA)骨子(案)では、この記載は見当たらない。この点についての明示的な議論は、検討チームでは行われていない。当時は、規制委員会において安全目標(性能目標)について議論をしているところであり、比較を行うと表記することは困難があったものと推定されるが、現時点で規制委員会は性能目標を示していると考えられることから、残存リスクと性能目標の比較は、原理的には可能となっている。しかし、リスク(確率)の絶対値を直接比較することは、解析手法の不確かさも含む PRA の不確かさのため、現時点では技術的な課題が大きいと考えられる。一方で、検討している安全対策による性能目標の変化(例：ΔCDF)を性能目標と比べ、その有意性を検討することは、よりハードルが低いと考えられる。なお、リスク情報の活用を進めていくとしているが、規制委員会において、リスク情

報に対するスタンスを議論・整理することが望まれる。例えば、PRA の結果については、その不確かさのため、確率の絶対値そのものを安全の目標(性能目標)と比較し判断を行うことは技術的に困難であるが、ΔCDF などの相対値、あるいは絶対値を用いて、安全対策の有効性を議論することは推奨されるなど、現時点における規制委員会としてのポジションを明確にすることが望まれる。

2-3. 安全目標と規制基準の関係

規制委員会では、安全目標について議論を行い、平成 25 年 4 月 10 日に、それまでに規制委員会で議論された安全目標に関する主な事項を取りまとめている。また、平成 25 年 4 月 3 日に提示された「放射性物質放出量と発生頻度との関係」では、安全目標(性能目標相当)が議論されている。この性能目標では、炉心損傷確率(10^{-4}/年)、格納容器隔離機能喪失確率(10^{-5}/年)、格納容器放出機能喪失確率(100TBq, 10^{-6}/年)が概念図として提示されている。これらの安全の目標(性能目標)と規制基準の関係は、規制委員会においてこれまで明示的に議論されていないが、これらの関係を整理し、安全目標の活用について検討しておくことは、規制基準の位置づけを明確にするためにも重要である。今後、原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会にて本件に関する議論を実施する予定である。

2-4. 性能規定化

現行規制基準は、性能規定を基本的な考え方として策定されている。しかしながら、その書きぶりには濃淡があり、仕様規定に近い部分も混在しているものと考えられる。現行規制基準を統一的にレビューし、性能規定化を徹底することが望まれる。なお、仕様規定の方が安全審査に要する時間が短くなり、申請側からすると、審査会合で否定される可能性のある性能規定に基づく安全対策より仕様規定の方がより確実という面も存在する。この観点から、現在進行中である安全審査において、仕様規定のデファクトスタンダード化が進んでいる印象を受ける。これは、基準さえ満足すればよい、という福島第一の根本原因となったマインドにつながるものであり、望ましいものではない。この観点からも性能規定の考え方を徹底することは重要である。なお、性能規定化を実施するためには、審査の考え方やポイントを明確したガイドラインと審査側の力量が必要になり、なおかつ、規制側・申請側ともに審査の労力は仕様規定より増加するものと予想されるが、事業者の主体的な取り組みを推奨するためにも重要であると考えられる。

2-5. 重要度分類

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「原子力発電所において用いられる構築物、系統及び機器の重要度分類について、福島第一原子力発電所事故の教訓や国際原子力機関(IAEA)ガイドでの重要度分類指針の策定などを踏まえた見直しを行う。」とされている。設計基準事故に対処するための設備・施設に加え、恒設及び可搬の重大事故に対処するための設備・施設、特定重大事故等対処設備、(事業者が自主的に設置する)多様性拡張設備などに対して、一貫した重要度分類と AOT/LCO の考え方を整理する必要があると考えられる。耐震重要度分類についても、その位置づけを含め、安全重要度分類と一貫性がある形で整理することが望まれる。なお、非安全系(常用系)であっても、その破損や誤動作・不動作が安全系に影響を与えうる場合には、別途、重要度分類の考え方を検討する必要があるかもしれない。例えば、常用の高圧電源盤はその一例であり、HEAF により周囲に影響を及ぼしえることを考慮する必要がある。

2-6. 多様性と独立性の定義

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、『「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことを

いう。』とされている。この定義は、独立性の定義を含んでおり、必ずしも適切ではないと考えられる。なお、独立性は、『「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。』であり、例えば隔壁などがイメージしやすいが、想定外事象に対して特に重要となる位置的分散、配置の多様性も独立性の概念に含めうるものと考えられる。これらの考え方を整理し、詳細なガイドラインを作成することが望まれる。

2-7. 静的機器の多重性

規則の解釈において、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。」とされているが、「単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」の判断基準が示されておらず、ガイドラインなどで明確化が必要であると考えられる。

2-8. フェイルセーフの考え方

現行規制基準では、格納容器について、隔離→(隔離が困難な場合はフィルタードベントによる)管理放出との考え方が取られている。隔離と放出は相矛盾する概念であり、格納容器を貫通する隔離弁、特にベント系統について、電源喪失時などにおけるフェイルセーフの考え方を整理する必要がある。

2-9. 原子炉水位計・逃し安全弁・計装系

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「今回の福島第一原子力発電所事故において問題となった原子炉水位計について、技術開発等の状況も踏まえ、規制要求の検討を行う。」、「シビアアクシデント時における減圧機能の信頼性を向上させるため、技術開発等の状況も踏まえ、逃し安全弁に対する規制要求の検討を行う。」とされている。国プロとして実施されていた過酷事故対応の計装系の開発の成果を取り込む形で、規制基準やガイドラインの内容を継続的に改善することが望まれる。

2-10. グレーデッドアプローチ

原子力安全の基本原則においては、「施設と活動のリスク抑制のために投入する資源並びに規制の範囲、及び厳格さは、リスクの程度及びそれらの実用的な管理のしやすさに見合ったものでなければならない。」(日本原子力学会、原子力安全の基本原則)とされている。この基本原則は、特に小型の研究炉など、潜在的なリスクや考え得る最大ハザードが大型の動力炉に比べて有意に小さい施設に対して重要であると考えられる。臨界集合体や極低出力の研究炉に対しては、グレーデッドアプローチの考え方に基づき、動力炉によるものとは異なったアプローチの安全審査のあり方を検討すべきと考えられる。なお、最大ハザードは小さくないが、その発生確率が極小と考えられる事故シーケンス(いわゆる低頻度高影響事象)が存在する場合について、グレーデッドアプローチをどのように適用するかは、十分に検討する必要がある。

2-11. バックフィット制度

規制委員会は、平成 27 年 11 月 13 に行われた平成 27 年度第 40 回会合において「新たな規制基準のいわゆるバックフィットの運用に関する基本的考え方（案)」を議了した。この文書には、バックフィットの運用に関する規制委員会の基本的な考え方がまとめられているものの、バックフィットの猶予期間の考え方などについての詳細は示されていない。これらについて検討し、ガイドラインなどの形に取りまとめることが望まれる。

2-12. 原子炉主任技術者

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する。」とされている。原子炉主任技術者については、現行規制基準化における役割の再検討およびそれに応じた資格試験を検討することが必要であろう。なお、事業者の主体的な対応として、事故対応に専任できる指揮者を配置しているが、その資格に関する規制要求(あるいはガイドライン)については、検討が必要であると考えられる。

2-13. 人的・組織的要因の体系的考慮

現行規制基準は、旧原子力安全委員会の安全設計審査指針をベースとしている。これは、主として、IAEA の SSR-2/1 に相当するものであり、ハードウエアに対する要求であると見ることができる。福島第一事故の教訓でもあるが、原子力安全はハードウエアだけでは確保できず、SSR-2/2 に対応するソフトウエア(人・組織・運営)も非常に重要である。もちろん、その視点を加味して、組織や技術的対応能力が安全審査で確認されているが、IRRS でも人的・組織的要因を体系的に考慮するべきことが指摘されており、この面から規制基準を充実されることは重要であると考えられる。なお、サイバーセキュリティについては、現行規制基準で規定・言及されているものの、その重要性を鑑み、より詳細なガイドラインなどを整備することが望まれる。

2-14. 基準関連文書体系の見直し・体系化

平成 25 年 4 月 4 日の第 21 回検討チーム会合において、今後の検討事項とされたものであり、「旧原子力安全委員会の安全審査指針類のうち、基準に関連する文書の体系化を図るとともに、最新の知見を取り入れた見直しを行う。」「基準規則における要求事項については、規定の詳細さに粗密があるため、全体としてのバランスを整える。」とされている。指針類の見直しについては、IRRS でも国際的な基準と整合するガイド・指針の整備が求められており、使用されている用語の整理も含め、急務であると考えられる。また、先に述べたように、現行規制基準は、仕様規定と性能規定が項目によって混在しており、一貫した性能規定となるよう、見直しを行うとともに、内容によってはガイドへの移行など、整理を行うことが望まれる。なお、基準関連文書の体系化については、IRRS で指摘されているマネジメントシステムと関連するところでもあり、対応が必要である。現在、規制委員会・規制庁に課されている膨大な業務を考えると、関連文書の体系化の優先度が低くなることは十分理解できるものの、規制基準で十分カバーできていない部分を明らかにし、これを改善するためにも体系化の取り組みは重要である。例えば学協会と協力するなどして検討を進めることも考えられる。原子力学会においては、現行規制基準と IAEA 基準類の比較、体系化などの検討を実施しており、その成果は、技術レポートとして発刊されている。

2-15. ガイドライン類の充実

IRRS においても、指針類を国際標準に合わせてアップデートすること、また、審査に関わるガイドライン類を充実されることが指摘されている。IRRS においては、「原子力規制員会の審査ガイドラインは・・・安全上重要な全ての項目が網羅されていることを保証する体系的な計画とは考えられていないだろう。」と指摘されている。ガイドライン類の充実は、時間を要する課題であり、体系化と合わせて中長期的な課題として継続した取り組みを進めていくべきと考えられる。また、必要に応じて学協会の規格基準類をエンドースし、ガイドラインとして用いることも効果的であり、検討を引き続き進めていくべきである。

なお、規制庁は、安全審査を実施したプラントについては、HP 上に「新規制基準適合性審査の視点及び確認事項」をアップロードしている。非常に大部の文章であり、過密な審査スケジュールの中、このような情報を整理・公開されていることに敬意を表したい。審査の効率化にも役立つものと考えられる。

一方で、先に述べたように、このようなある意味「模範解答」となるものは、事実上の仕様規定化を進めてしまう可能性があることにも留意が必要である。例えば、竜巻などの外的ハザードは、そのリスクがサイトごとに異なっており、そのリスクに見合った防護策が求められると考えられるものの、規制が性能

規定化されていないと、それまでの審査の「最大値」が事実上の仕様規定となる恐れがあり、留意が必要である。

2-16. 安全評価指針

現行規制基準では、設計基準事象に関する旧安全評価指針は、そのまま引き継がれている。旧安全評価指針は新しいとは言えず、現在の最新知見を取り入れる形で、事象及び解析手法について見直しをすることは有意義であると考えられる。また、想定起因事象の設定根拠を改めて見直し、明確化することは意義があろう。関連して、個別の機器・施設に対する規制基準(いわゆる設計基準に相当)と評価指針(基準)の関係を明確にしておくことも重要である。なお、解析コードの検証(V&V)の考え方は長足の進歩を遂げており、その内容の取り入れを検討することも望まれる。

2-17. トピカルレポート制度

安全解析、燃料の機械的健全性、炉心核特性評価などに用いられる解析コードに最新知見をタイミングよく取り入れることは、解析結果の信頼性向上、安全余裕の定量化などの観点から重要である。安全審査時に解析コードの妥当性が審査されるが、一般的に安全審査は頻繁に行われるものではなく、最新知見の取り込みの観点からは機会としては不十分である。そこで、トピカルレポート制度による解析コードの認証を活用することで、最新知見の取り込みを促進することが望まれる。

2-18. 規制基準の継続的改善

最新知見の取り込みなどにより、規制基準を継続的に改善していくことは、福島第一事故の教訓からも極めて重要であると考えられる。規制基準策定時には、継続的改善を含めた運用については、明示的に議論はなされなかったものの、現時点では、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会において国内・海外のトラブル情報などをレビューし、規制への反映事項を取り込む仕組みが作られている。一方、新知見はトラブル情報だけに限らないことから、学協会での規格基準類の策定や学会での学術的な発表を体系的に確認していくことも重要になると考える。なお、新知見は当初は確度の低いものとして現れてくると予想される。福島第一事故の大きな教訓の一つは、新知見の採り入れに時間を要したことであり、「打てる手を迅速に打っていく」考え方が重要になると思われるが、どのような考え方・手続きで事業者の自主的な対応を促すのか、あるいは規制基準として新知見を取り込むのか、を明確にしておく必要がある。また、海外の規制機関との情報交換も重要である。国際アドバイザー制度により、国際アドバイザーから助言を受ける形となっているが、海外の規制実務者との密な情報交換を実施することが望まれる。

3. まとめ

本稿では、現行規制基準に関して、今後議論や検討が望まれる事項を述べた。福島第一事故の背景要因の一つが、「変わらなかった安全設計審査指針・安全評価指針」であるとの反省のもと、規制基準をより良いものにしていくための努力を継続的に行う必要がある。これは、規制委員会及び規制庁のみが行うものではなく、学協会、学術界、産業界、さらに国民が広く関与して実施されるべき事項であろう。まずは、規制基準の継続的改善をどのように実施していくべきかの議論を手始めとして、検討を進めていくことが望まれる。

---

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

2017年秋の大会

原子力安全部会セッション

この 5 年間の原子力規制を踏まえて —原子力安全部会の認識—

Overview for the past 5 years nuclear regulation - Recognition of Nuclear Safety Division -

(3) 実効的・効率的な規制となっているか

(3) Examination for the present regulation through the viewpoint of effectiveness and efficiency

*守屋公三明

日立ＧＥ

1. はじめに

新規制庁設立から 5 年余の再稼動審査を経て安全強化対策、重大事故対処設備の導入が行われてきた。新規制庁が、福島事故後の原子力規制の建て直しを背負って、透明性、独立性、中立性を確保しながら厳格な審査をしている点を高く評価する一方で、原子力規制の目的である「人と環境を守る」ことに対して実効的で効果的な規制となっているのかという視点で幾つかの問題点を指摘する。

2. 論点

2-1. 規制要求と自主的安全向上活動の住み分け

実効的な安全の確保は「厳しい審査」だけで確保できないことは明らかであり、事業者の不断のリスク管理と福島事故で明らかになった外的誘因事象に対する危機管理の強化が重要である。この 5 年の審査は厳しい半面で事業者の自主的な安全向上活動を阻害または萎縮させているのではないか？

2-2. 新知見の取り込みに対する対応

不断の安全確保を行う中で、新知見に対して継続的に目を光らせ、迅速に対応をする必要があるが、現状は事業者が申請をしなければ具体化しない仕組みになっており、対応の遅れが懸念される。上記の自主的安全向上活動と連携させた迅速な対応の仕組みが必要ではないか？

2-3. 規制における安全研究と学協会との連携

中立、独立の立場で規制が安全研究を続けることは、新知見を取り込む上でも重要な活動である。しかしながら、安全研究の成果は実際の現場に展開されてこそ意義があることを考えると、事業者あるいは原子力関連機関、企業との強い連携なくしては実効性に疑念がある。規制の判断は中立、独立であるべきだが、規制側も学協会での議論に積極的に参加することで、安全確保の深化、重層化を図るべきではないか？

2-4. 審査の効率化、迅速化

新規制の再稼動審査は、初めてのこともあって 5 年近くを要したが、今後の審査で長期化が続くと、上記で指摘した新知見の迅速な取り込みや事業者の自主的な安全向上活動を萎縮させる恐れがある。審査内容を充実させながら審査期間を短縮させるために学協会基準のエンドースやトピカルレポート審査などを積極的に取り入れて、申請後の審査物量を軽減する必要があるのではないか？

---

*Kumiaki Moriya

[1]Hitachi-GE.Nuclear Energy Ltd.

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 1- Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[1E_PL] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

Chair: Koji Okamoto (Univ. of Tokyo), Masanobu Kamiya (JAPC)

[1E_PL01] Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1E_PL02] Measures for risk reduction by accident management

*Katsuya Kuroiwa[1], Toshihiro Aida[2] (1. MHI NS ENG, 2. Hokuriku EPC)

[1E_PL03] R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*Toshiaki Sakai[1] (1. CRIEPI)

[1E_PL04] Contents of further advance

*Masanobu Kamiya[1] (1. JAPC)

2017年秋の大会

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（1）断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

(1) Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

*奈良林 直[1]

[1]北海道大学、調査専門委員会主査

１．緒論

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（主査：奈良林直、設置期間：2014 年 10 月～2017 年 3 月）（以下「委員会」という）は、原子力安全の観点から横断的・多角的な検討を行うために図 1 に示す多分野の専門家の参画を得て、断層変位が原子力施設に与える影響の評価手法やリスク低減策に関して調査・検討を行い、その成果を報告書として発刊した[1]。

なお、活動期間中に活断層に起因する 2014 年長野県北部地震（神城断層地震）や 2016 年熊本地震が発生したことから、これらの地震から得られる知見についても収集し、検討に活用した。

2017 年春の年会において、委員会における検討の背景・問題認識、断層変位という自然現象の理解、断層変位に対する原子力安全の基本的考え方等について紹介し、原子力学会誌にても報告しているが、今回は、報告書の発刊を踏まえ、各委員がこの報告書の全体評価手順やポイント、今後の取り組むべき課題について紹介する。

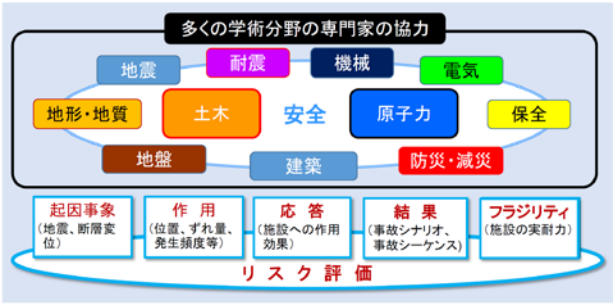


図１　本委員会の学術分野と横断的検討スキーム

２．地震随伴事象の津波と断層変位のリスクへの対応

我が国は地震国である。しかし、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災において、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備え（過酷事故対策）が十分にできていなかったことなどが指摘されている[2],[3]。本報では、地震に随伴して断層が変位した場合、定格出力運転中のプラントへの影響とそのトランジェント解析から評価される対応策が開始されるまでのプラント挙動を評価した。

３．断層変位と新規制基準による対応策

原子力安全の目的は、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り、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとすることである。例えば、福島第一原子力発電所、同第二発電所では、津波で沿岸の海水ポンプモータが被水することにより、冷却源の喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機が停止し、非常用炉心冷却系の共倒れを引き起こした（図 2）。深層防護の第３層が全滅したのである。このとき、福島第一発電所５号機は６号機の空冷ディーゼル発電機からの給電を受けて冷却を回復し、同第二発電所では、１号機が同様に他号機から給電を受けると共に、海水ポンプのモータを空輸と陸送により確保して交換し、冷却源を回復することができ、最終的な冷温停止を達成している。

このハードと人的アクションによって最終ヒートシンク（UHS）を回復する行為こそが、深層防護の第４層に相当するレジリエンス活動である。図 3 は、新規制基準に基づく、可搬式熱交換ポンプ車による UHS の回復アクションを示す。このような資機材の準備と訓練により、事故収束も迅速かつ確実になる。図 4 は、新規制基準の導入により、対策後のリスクが相対的にどのくらい低下したかを示したものである。事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要となるが、このような簡易評価でも、リスクの低減効果を把握できる。原子力安全の考え方からは、リスクの定量化の努力を行い、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

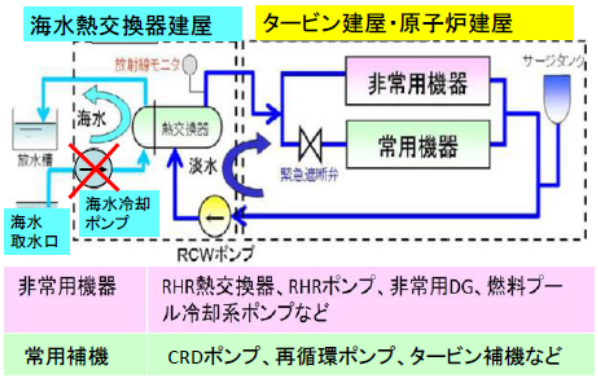


図２　補機冷却系機能喪失による ECCS 機能喪失

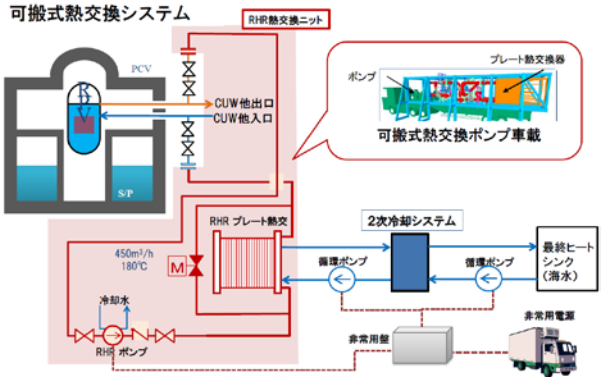


図３　移動冷却車によるヒートシンク回復

*Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ., Chairman of the Committee

３．断層変位に対する対策の考え方

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定の検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破砕帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置盤の安定性評価等の検討は、これまでもなされている。

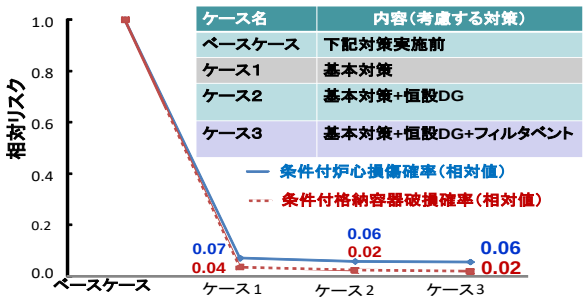


図４　新規制基準による対策後のリスクの相対的低下

既設の原子力施設において、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、ずれ量、方向、頻度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが、基本的な評価手順となる。図５は中越沖地震の際の柏崎刈羽原子力発電所の損傷事例である。活断層は沖合の海底下にあり、原子力発電所の敷地内には無かったが、図５に示すように強い加速度によって敷地地盤の液状化と沈降が生じて、堅牢な原子炉建屋との相対変位が生じた。このため、屋外の消火用の埋設配管の損傷が多数発生した。液状化は東日本大震災や熊本地震でも見られた。これらは断層変位そのものでは無いが、その後、埋設配管や不等沈下を想定して対策が講じられてきている。これらの知見や対策も含めて断層変位に対する評価を行っている。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合がある。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行った。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行った。例えば図６に示すように、敷地外の活断層につられて原子炉建屋の下部にある破砕帯が万一動いた場合の、プラントのトランジェントと過酷事故を回避する各種対応策について検討を行った。断層変位対策も他の自然現象に対する対応策と同様に過酷事故緩和対策の準備をして、事故を回避または緩和するべきである。

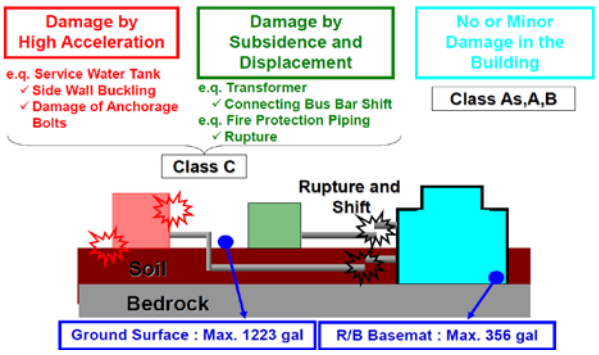


図５　中越沖地震時の地震動と地盤の相対変位による損傷液状化に伴う地盤沈下の差により生じた段差

４．BWR の過渡事象の検討

(1)発電機負荷遮断

東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の１つで、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が高くなり、主蒸気逃がし安全弁が作動する代表的な過渡事象である。この範ちゅうに属する事象として、発電機負荷遮断及びタービントリップが考えられる。両者はほとんど同一の事象であるので、ここでは若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。

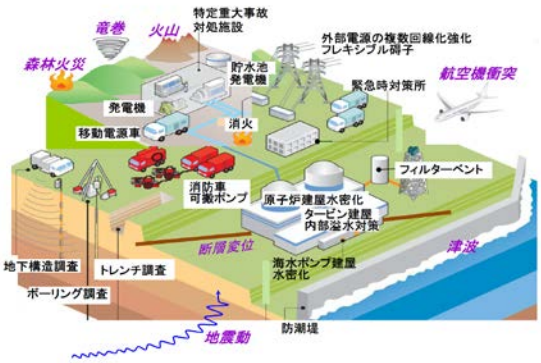


図６　新規制基準による断層調査と各種重大事故対策

この事象は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇するものである。タービン出力が 40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し、原子炉をスクラム（タービン蒸気加減弁急速閉スクラム）し、10 台のインターナルポンプ(RIP)のうち４台をトリップさせる。定格出力の約 102%から全負荷遮断し、タービンバイパス弁が作動しない場合の解析結果を図７に示す。タービンバイパス弁作動の場合に比べ、過渡変化は厳しくなるが、中性子束は定格値の約 129%に抑えられ、表面熱流束は初期値を超えることはない。MCPR は 1.10 以上を維持する。原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが、逃がし安全弁の作動により、約 8.29MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行する。

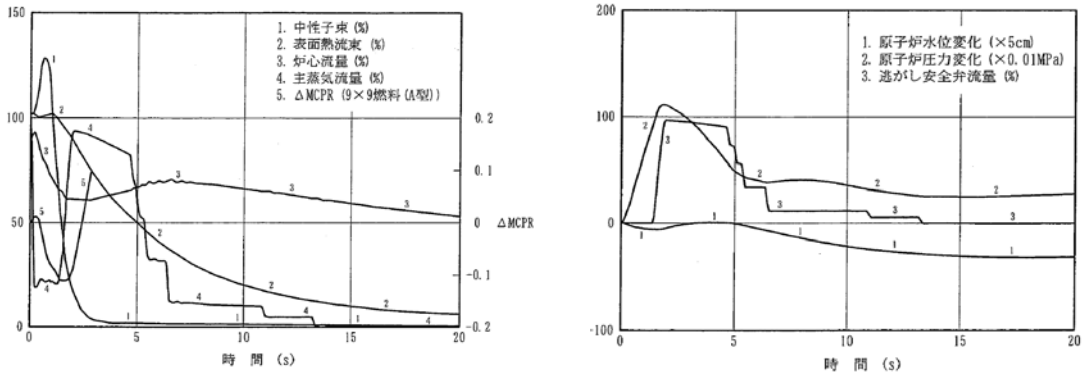


図 7　負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）の解析例

(2) 高圧・低圧注水機能喪失時の対応策

図 8 に示すように、非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、工学系安全施設の要である非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合を想定する。なお、非常用海水取水路が断層変位により、一部損傷したとしても、海水取水がただちに不能になるわけではなく、ポンプにストレーナなどを設置すれば、ロバストになると考えられるが、本報告においては、厳しめにこれらの対策がなく、海水取水不能となったと仮定し、そのあとに起こり得る過渡事象の評価を行うこととした。

類似の事象をまとめると、以下のものがある。

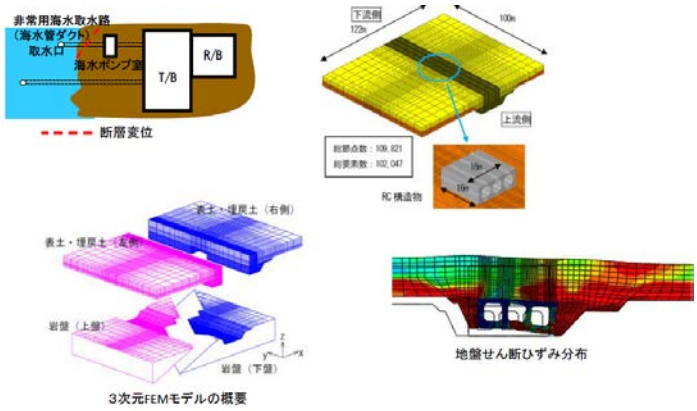


図 8　非常用海水取水路直下の断層変位による LUHS

(a-1) 高圧・低圧注水機能喪失

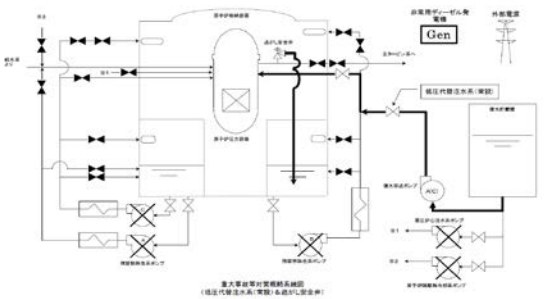
過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(a-2) 高圧注水・減圧機能喪失

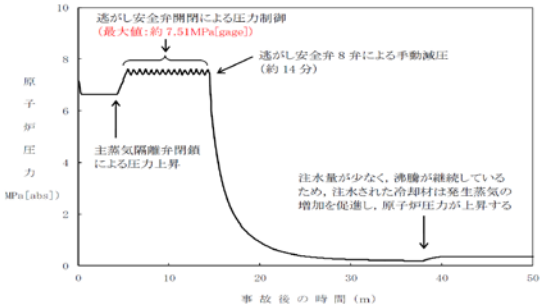
過渡事象発生時に高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する事故

(a-3) 全交流動力電源喪失

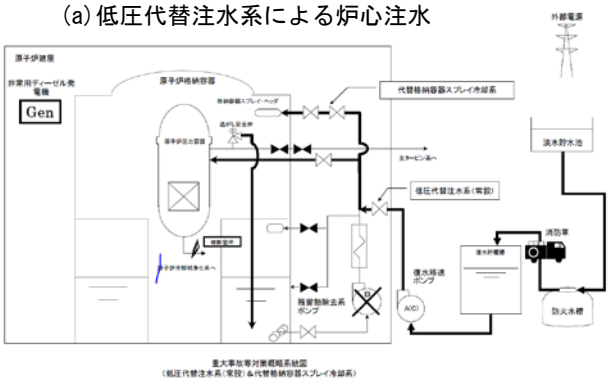
①外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失する事故 、②外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故、③外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故、④外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故



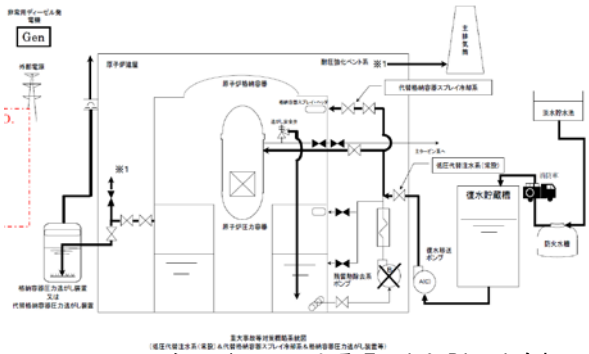
(a) 低圧代替注水系による炉心注水



(b) 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御と減圧



(c)復水貯蔵タンクへの淡水貯水池からの補給水

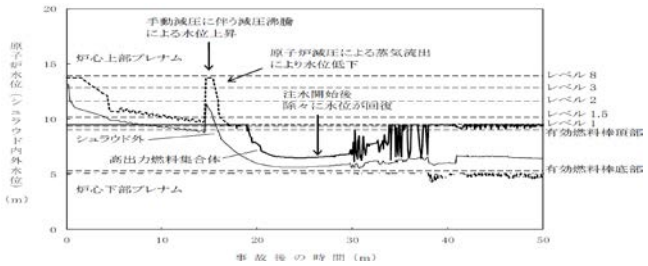


(d)フィルターベントによる Feed & Bleed 冷却

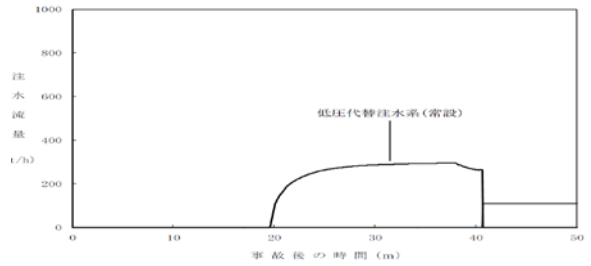
図 9　高圧・低圧注水機能喪失時の代替炉心注水冷却

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

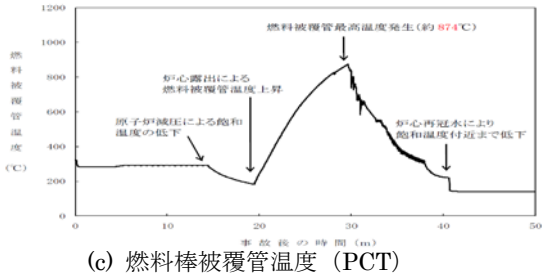
過渡事象発生時に取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失。非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合、図 9 に示すように、(a)主蒸気逃がし安全弁による手動減圧後、復水移送ポンプを用いた代替炉心注水、(c)復水貯蔵タンクへの消防車を用いた淡水貯水槽からの補給水、(d)フィルターベントを用いた格納容器の減圧と大気への熱放散（Feed & Bleed）による LUHS の回復を行う。



(a) シュラウド内外水位



(b) 低圧代替炉心注水流量



(c) 燃料棒被覆管温度（PCT）

図 10　高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果

図 11　電源機能と除熱機能・注水強化策

図 10 に高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果を示す。SR 弁の手動減圧後に、復水移送ポンプで炉心に注水することで、被覆管最高温度は、880℃以下となり、燃料は損傷しないことが分かる。このためには、常設のディーゼル発電機が必要で、復水移送ポンプも、断層変位後約 15 分以内に起動できるように、常に AM 対策に使えるように訓練しておくことが効果的である。更なる安全性向上のために、HPCI や RCIC による高圧炉心注水が不能の場合に備えて蒸気タービン駆動・水潤滑軸受け（TWL）ポンプを用いた HPAC（代替高圧炉心注水システム）を設置したり、図 11 のように大型の常設ガスタービン電源または電源車を用意して、海水冷却ポンプを作動させ、強力な冷却系である ECCS ポンプの復旧を可能にした発電所もある。崩壊熱除去機能喪失の場合は、EWS 注水設備と大型免振建屋に収納した非常用電源で対応する。

５．PWR の過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

BWR と同様に、東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の１つであり、非常用ディーゼル発電機や開閉器室などが系統区分されており、単一故障を考慮しても生き残る系統を断層との位置関係から確認できると考えられる。図 12 のように、非常用ディーゼル発電機と安全補機開閉器室の系統区分の例を示す。系統は、

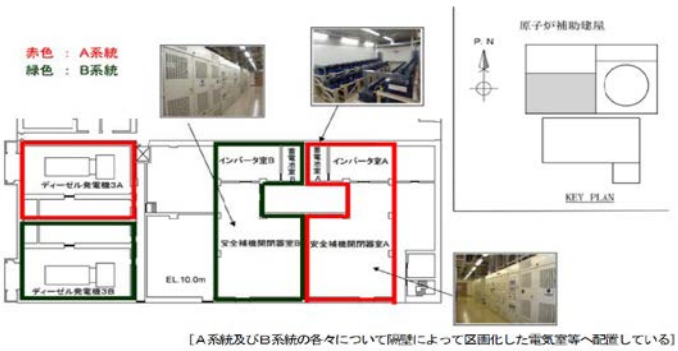


図 12　非常用電源と安全補機開閉器室の系統区分例

各々が隔壁によって区画化されており、仮に施設建物の地下に断層があっても、断層変位による影響が限定されるため、個々の発電所で検討すれば、一系統が生き残るといったことは、十分に考えられる。断層変位に対する評価・検討においては、以上のように、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。これにより、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定される場合もあり、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。PWR においても負荷遮断は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の観点で、代表的な過渡事象である。

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定するが、実際には、以下に示す防止対策により、原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に収束できる。タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。タービンバイパス

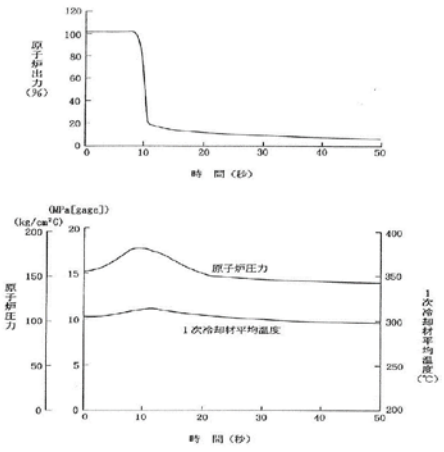


図 13 負荷喪失

系の作動により、1 次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2 次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。図 13 に解析結果の例を示す。原子炉は、過渡現象発生の約 6 秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、約 8 秒で制御棒クラスタが落下して自動停止。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約 17.7MPa［gage］にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 18.2MPa［gage］にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は融点より十分低い。原子炉停止後は、高温停止状態に移行、2 次側冷却操作で冷態停止状態に移行する。

(2) 炉心損傷防止対応時の減圧・低圧注水効果

PWR においても、断層変位に伴い、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機不作動が発生した場合でも、図 14 に示すように、海水冷却系を動かし、蒸気発生器代替注水ポンプで、蒸気発生器の 2 次側に注水し、Feed & Bleed により、1 次系を冷却し、減圧する。これらのポンプを動かすために、図 15 に示す様々な電源確保対策が実施されている。

図 16(a)に全交流電源喪失時の重大事故防止対策を示す。①SG 2 次側への給水と逃し弁からの蒸気放出による冷却・減圧、②原子炉 1 次系への代替注水、③格納容器再循環冷却への冷却水供給がある。

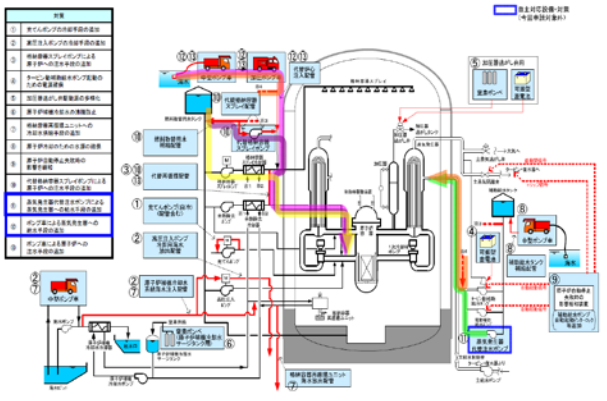
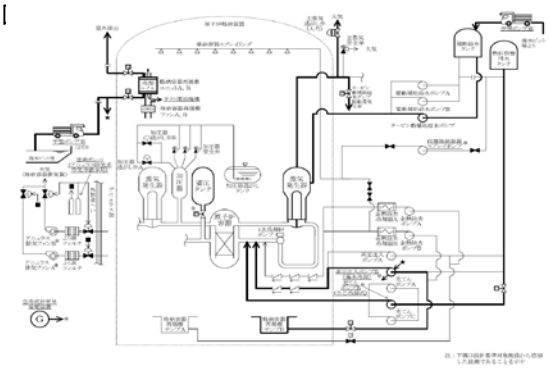
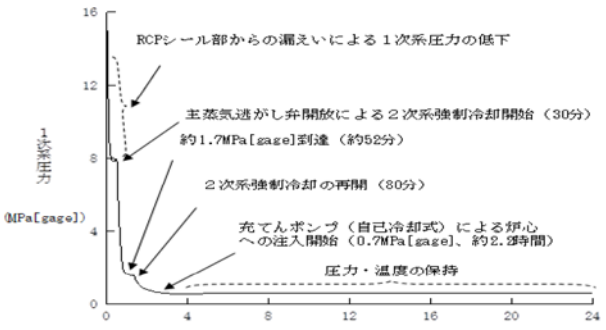


図 14　PWR の過酷事故回避対応

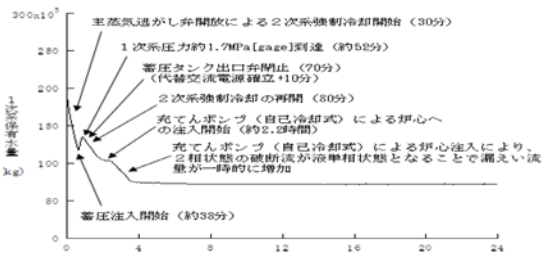
図 15　電源の確保対策



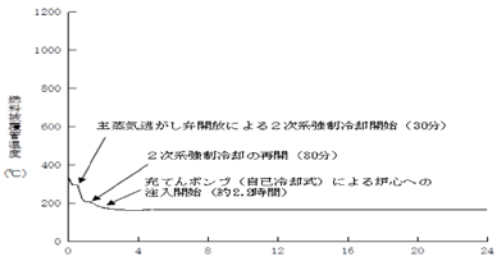
(a)全交流電源喪失時の重大事故防止対策



(b) 原子炉圧力・温度の推移



(c)一次系の保有水量の推移



(d)燃料被覆管最高温度（PCT）

図 16 全交流電源喪失時の過酷事故対応による原子炉および格納容器冷却

６．結言

断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。BWR および PWR の断層変位後に、全交流電源喪失が発生した場合でも、過酷事故対策用の機材を適切に準備することにより、炉心注水や格納容器冷却が可能で、炉心損傷などの重大事故を回避して事象を収束させることが可能である。

参考文献

[1]原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書（2017.3）
[2]東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，中間報告（本文編）(2011)
[3]原子力学会，福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言～学会事故調 最終報告書～(2014.3)，丸善

2017年秋の大会

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（2）アクシデントマネジメント等による断層変位に対するリスク低減効果

(2) Measures for risk reduction by accident management

*黒岩 克也[1]、*四十田 俊裕[2]

[1]MHI NS エンジ、調査専門委員会委員、[2]北陸電力、調査専門委員会委員

1. はじめに

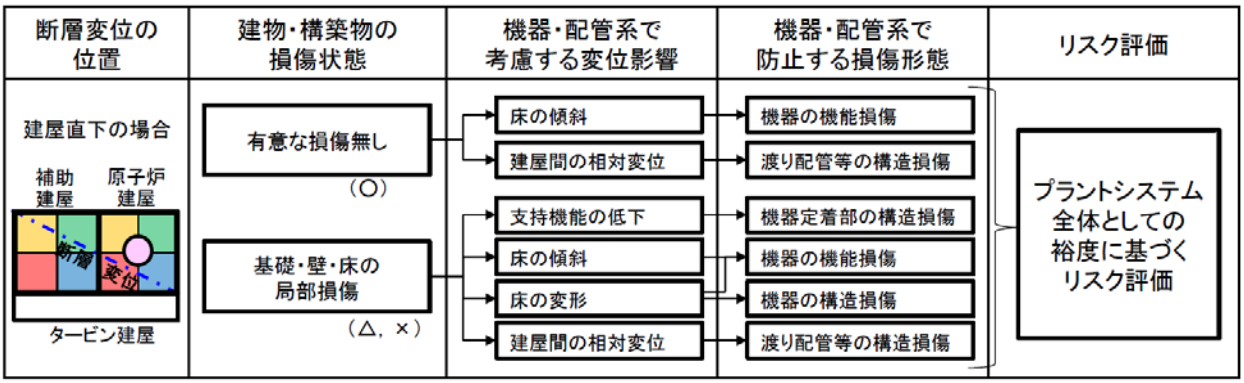
本稿では、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会における検討成果[1]のうち、断層変位が起因となって原子力発電所の安全性を損なう可能性のある事故シナリオに対するアクシデントマネジメント等の対処方策によるリスクの低減効果を定量的に評価するための、裕度評価手法を用いたリスク評価の適用例とその拡張イメージについて示す。

2. 断層変位に対する裕度評価手法の適用性

断層変位の施設に対する影響評価手法として、裕度評価手法を適用することにより、評価に用いる断層変位量が増大した場合においても、断層変位による影響が局所的なことを適切に評価して得られたリスク情報に基づき、恒久設備の設置やアクシデントマネジメントを講じることにより、例えば炉心損傷に至るパスを回避できることを示した。

裕度評価のフローを表1、イベントツリーを図1、評価結果を表2に示す。ここでは、加圧水型軽水炉（PWR）の原子炉建屋と補助建屋に影響するような断層変位（縦ずれ）を想定したケース、及び沸騰水型軽水炉（BWR）の海水取水路に影響するような断層変位を想定したケースに基づき検討している。

表１　断層変位に対する裕度評価のフロー[1]



*Katsuya Kuroiwa[1] and *Toshihiro Aida[2]

[1]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, Member of the Committee

[2]Hokuriku Electric Power, Member of the Committee

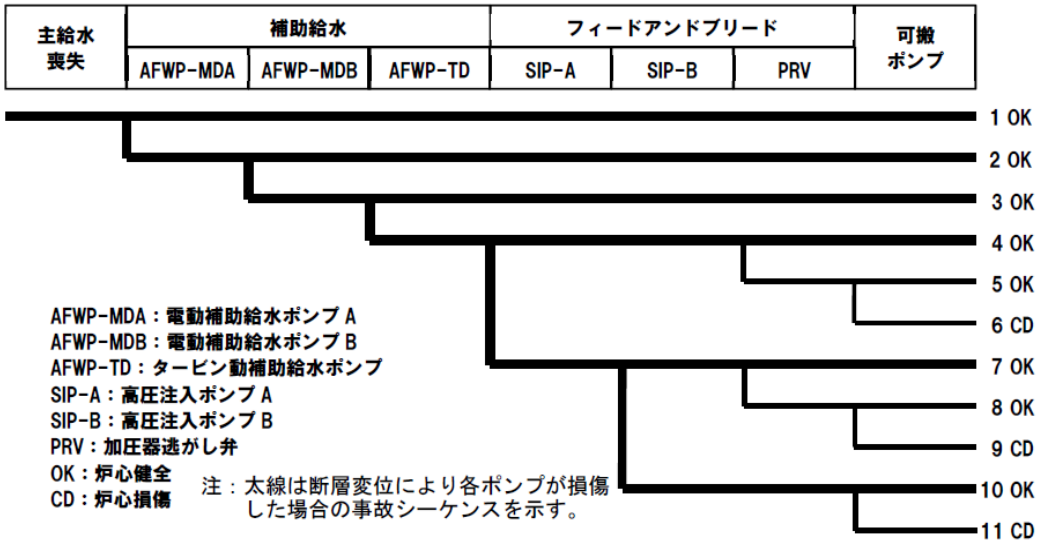


図 1　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したイベントツリーの例[1]

表 2　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定した裕度評価結果例[1]

	断層変位量（縦ずれ）※1							
	10cm		20cm		30cm		50cm	
代替手段なし	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の可能性有	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の可能性有
代替手段あり※2	同上		同上		同上	炉心損傷無	同上	同上
追加の対応策（可搬型設備の更なる多様化等）	同上		同上		同上		同上	炉心損傷無

※1：断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
※2：代替の注水ポンプや、可搬ポンプ等のアクシデントマネジメント
（注）上表は整理のイメージを示すものである。

3. 断層変位のリスク評価によるリスク低減効果の推定の考え方

3-1. 原子炉建屋直下の断層変位への適用例

上述の裕度評価手法の拡張の例として、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例及び確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率について、定量的なリスクの低減効果を検討した PWR の評価例を示す。

(1) ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例

断層変位の影響だけでは炉心損傷に至らない場合に対して、断層変位の影響に対して機能を維持できている機器、配管等が、内的事象によるランダムな要因等によって機能喪失して炉心損傷に至る条件付き確率を評価することが有効と考えられる。ランダム要因等による非信頼度は内的事象 PRA の結果が利用可能である。

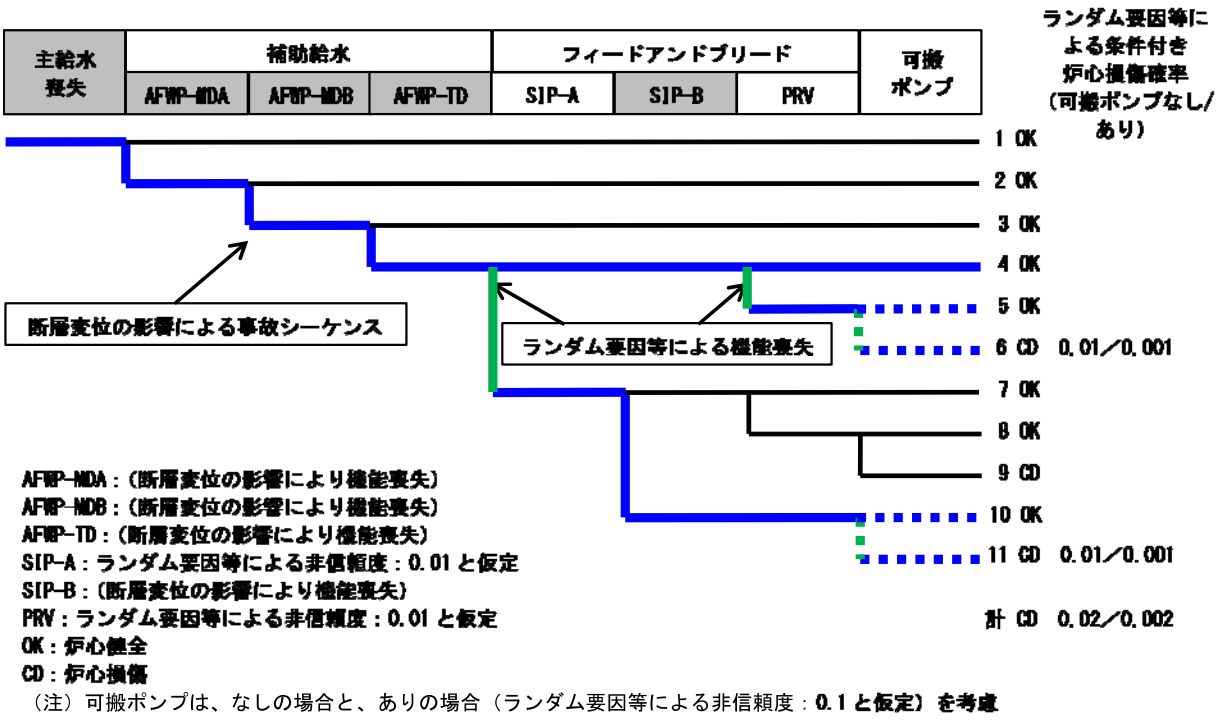


図 2　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(1) [1]

例えば、断層変位が 50cm の場合に、機能喪失するとしている機器（AFWP-MDA/B、 AFWP-TD、 SIP-B：図 2 の網掛けの機器）、機能を維持できる機器（SIP-A、 PRV）をイベントツリーに反映すると、図 2 のように表される。

ここで、機能を維持できている機器に対して、ランダム要因等による非信頼度を図中に示すように想定すると、50cm の断層変位が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、可搬ポンプがない場合でも 0.02 と評価でき、更に可搬ポンプがあれば、条件付き炉心損傷確率は 0.002 となる、といった評価が可能である。

(2) 確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率の評価例

ここで適用した裕度評価の方法は、確率論的なフラジリティ曲線を用いた評価に拡張することもできる。

例えば、フラジリティ評価結果に基づき、起因事象である主給水喪失を除き、図 2 において損傷を想定した機器の損傷確率の平均値（平均フラジリティ曲線上の断層変位量 50cm における損傷確率として求める）を 0.05 と仮定し[注)]、損傷に対する機器間の相関性は考慮しないものとすると、図 2 のシーケンス 6、シーケンス 11 の断層変位量 50cm の発生を想定した条件付き炉心損傷確率は、図 3 のように評価される。

例えば、可搬ポンプありの場合のシーケンス 6 の条件付き炉心損傷確率（可搬ポンプありの場合）は以下のように概略評価される。

1.0 × 0.05 × 0.05 × 0.05 × 0.01 × 0.1 ＝約 1×10-7

また、これらの確率値は、確率分布の代表値（一般的には平均値）を用いた評価であるが、確率分布を直接用いて評価することにより、不確実さの影響をより直接的に取り扱う定量評価も可能となる。

注）ここでの「0.05」の仮定に絶対値としての物理的な意味はないが、フラジリティ評価結果を裕度評価に適用する場合には、例えば 0.01 以上は機能喪失と評価するといった適用が考えられる。

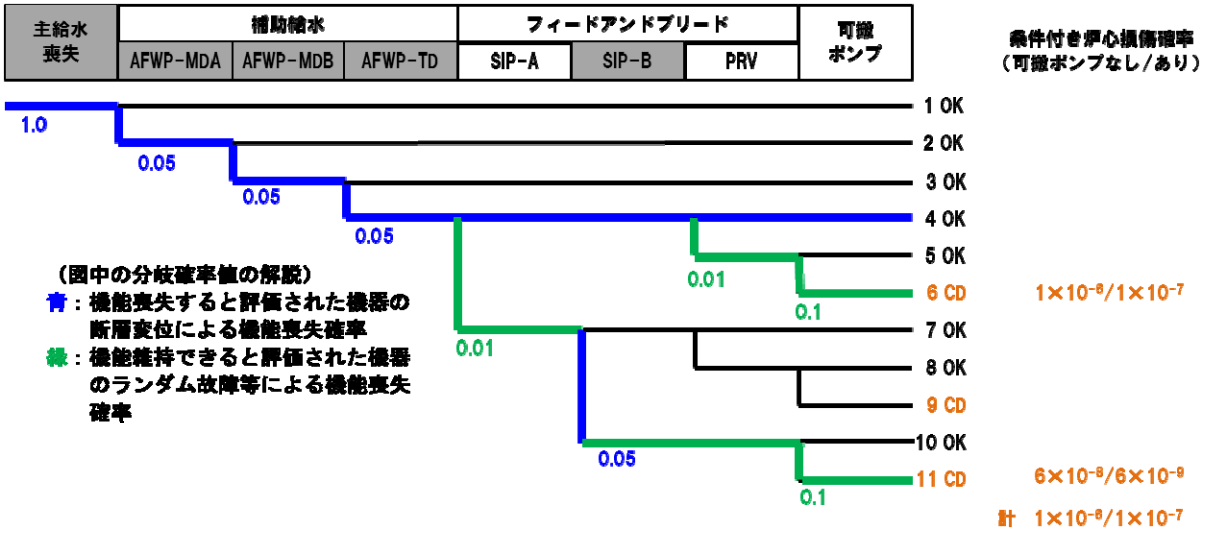


図 3　原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例(2) [1]

3-2. 非常用海水取水路直下の断層変位への適用例

図 4 に示すように、非常用の海水取水路の直下に断層変位を仮定し、海水ポンプによる取水機能や取水路の通水断面が確保できないような場合は、既に用意されている可搬型のポンプ、ヒートシンク車等のアクシデントマネジメントの有効性を確認することにより、建屋直下の場合と同様に、断層変位に対する施設影響を評価することができる。

海水取水路（海水ダクト）に対する断層変位の影響は、土木構造物に対する影響として評価する。土木構造物への影響評価は 3 次元 FEM 解析の結果を許容限界と比較することにより行い、その結果から、局所的な損傷状態、全体系の崩壊の有無、変位・変形・傾斜などを評価して、機器・配管系への影響評価への情報とする。

この結果、断層変位量が 50cm になると、底版、壁、頂版が損傷する可能性があり、取水機能の維持に影響を及ぼすと評価される。これにより、原子炉建屋内の非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、燃料プール冷却浄化系及び熱交換器建屋内の原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系の機器・配管系自体が損傷することはないものの、これらの設備への冷却水供給機能が低下し、機能喪失する可能性がある。

さらに、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率を評価することにより、これらのアクシデントマネジメントによる定量的なリスク低減効果を検討することもできる。BWR に対するリスク評価の拡張例を図 5 に示す。

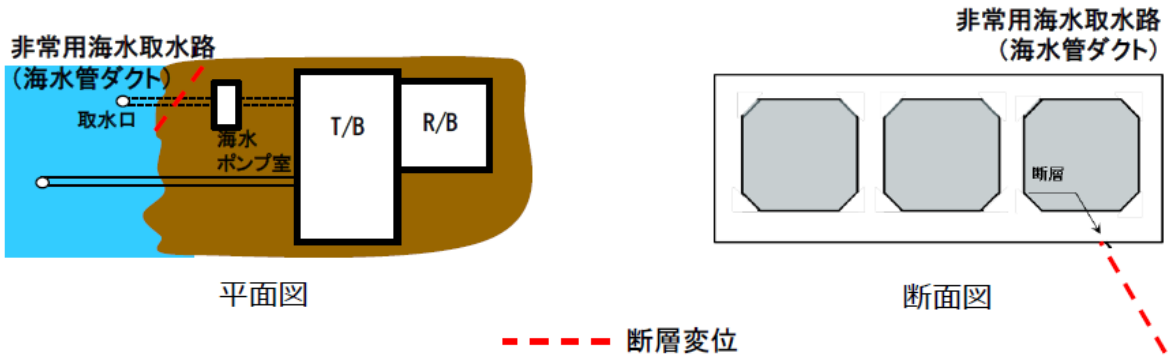


図 4　非常用海水取水系の直下に断層変位を仮定した例[1]

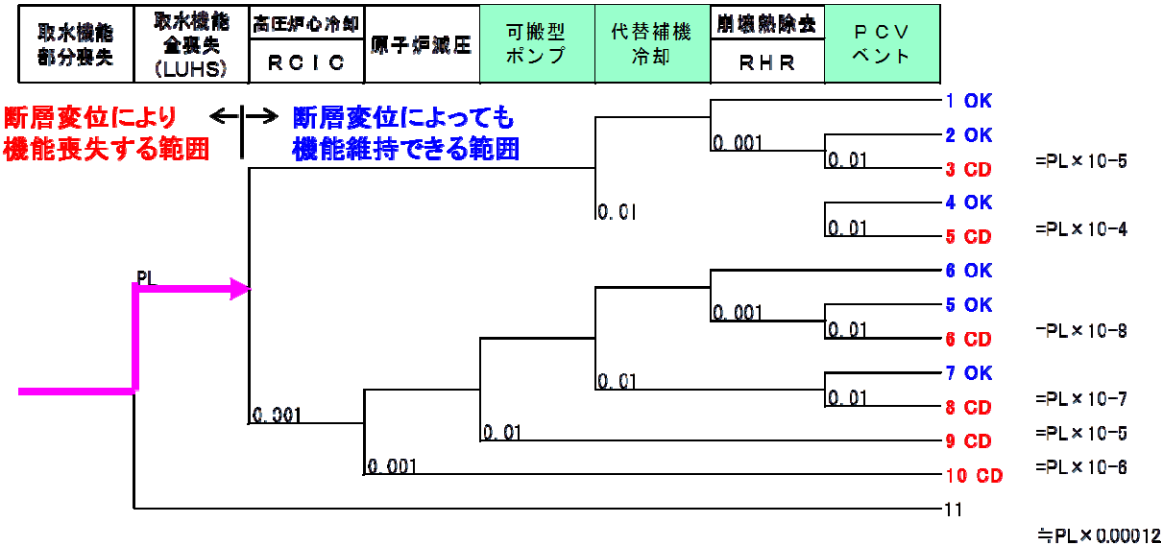


図 5　非常用の海水取水系の直下に断層変位を仮定したリスク評価の拡張例[1]

ここでは、ランダム要因による非信頼度をそれぞれ図 5 の分岐上に示すように工学的に概略推定している。この結果、人的過誤等の従属的影響が有意とならないよう適切に対応することにより、断層変位の影響によって発生した最終ヒートシンク喪失による炉心損傷頻度は、断層変位の直接的な影響が考え難いこれらの対策によって、約 4 桁の低減に期待できると概略評価される。

このように、広範な影響が想定される最終ヒートシンク喪失のような事象に対しても、影響が局所的な断層変位の特徴を踏まえた事故シナリオを基に、工学的なリスク評価を行うことにより、アクシデントマネジメント等の代替手段の検討・評価に有益なリスク情報を提供することができる。

4. まとめ

本稿においては、断層変位を起因とする事故シナリオを対象として、アクシデントマネジメント等の対処方策の効果を考慮できるリスク評価の方法として、裕度評価手法の適用例と、定量的なリスク低減効果を把握するための拡張例について示した。

このようなリスク評価の方法が、断層変位の影響範囲が限定的なことを考慮したアクシデントマネジメント等の対処方策のリスク低減効果を定量的に評価するツールとしても有効なことを確認した。

なお、本手法を実機の評価に適用する際には、対象とするプラントの設計・運転条件、想定する断層変位の特性、対象とする事故シーケンス等によって結果が異なることに留意する必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 調査専門委員会報告書：2017 年 3 月
（http://www.aesj.net/sp_committee/com_danso）

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacement by engineering approach

（3）電力中央研究所原子力リスク研究センターの断層変位に係る取組み

(3) R&D related to the fault displacement evaluation in NRRC/CRIEPI

*酒井俊朗[1]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会では，原子力施設に影響を及ぼす可能性のある断層変位に対する工学的対処について精力的な活動を通じて報告書をとりまとめ成果を得た。一方，合理的な対応策を構成する各々の方法論には，自然外部事象特有の不確かさの存在を含め実務適用に際しては解決すべき課題も残されている。

本報告では，電力中央研究所原子力リスク研究センター（以下，NRRC と記載）が実施する断層変位評価に関する取組みについて記述するものである。

2. NRRC について

NRRC は 2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて電力事業者等の原子力産業界で，①自然外部事象の発生メカニズムに関する研究を体系的に実施すること，②確率論的リスク評価（PRA）の手法開発を担うこと，を目的に 2014 年 10 月，電力中央研究所内の組織として設立した。

NRRC では，その設立趣旨に基づき，電力事業者，メーカー，ゼネコン等との議論に基づき，各々の得意分野等に基づき戦略的，効率的に必要な研究開発を進めることとしている。したがって，本報告で記述する断層変位評価についても，従来から電力中央研究所が得意としていた分野，特にハザード評価に関する研究を積極的に遂行するとともに，メーカー，ゼネコンとの協働で断層変位に対する PRA 手法開発に繋がる，事故シナリオ，フラジリティ評価等に関する検討を進めている。以下では，全体の研究 RM を示し，その後，各々の現状及び課題について記述する。

3.　断層変位評価に関する NRRC 及び電力事業者の研究 RM の概要

NRRC 及び電力事業者の断層変位研究の取り組み関する研究 RM を図 1 に示す。

研究は大きく，断層の活動性認定に関する研究と断層変位評価に関する研究に分類され，断層変位評価に関する研究は，さらに，断層変位の発生規模，頻度に関するハザード評価の観点での研究と，断層変位が発生した場合における設備の耐力/フラジリティ評価及び PRA 手法構築に関する研究に分類される。

断層変位ハザード評価に関する研究は地質学的な観点からの研究と予測問題としての数値解析評価に関する研究に区分される。

以下ではこれらの現在までの成果の概要や今後の課題について記載する。

3-1. 断層変位評価に関する地質学的な研究の概要

断層変位に関しては，地震動と異なり既往のデータが限られていることが課題として挙げられる。そのため，NRRC では近年発生した地震を対象に差分干渉 SAR（DI n SAR）解析を実施することによって，量的なデータの拡充をはかるとともに，断層変位の発生様式などのメカニズム解明の観点での研究を継続実施してきている。

ここでは，一例として，2011 年福島県浜通りの地震（Mj7.0）を対象とした DI n SAR 解析結果を示す。

---

*Toshiaki Sakai [1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

図 1　断層変位研究 RM

2011 年福島県浜通り地震では, 井戸沢断層沿いの 14km 区間と湯ノ岳断層沿いの 16km 区間に明瞭な地表地震断層が出現した（Mizoguchi et al.（2012））。解析に用いたデータセットは, ALOS PALSAR の 2011/3/3-4/18 のペアである。まず，これらの差分干渉画像の位相不連続をもとに 50 トレース余りの地表地震断層を抽出した。次に，各断層沿いに 200m 間隔で計測点を設け，断層に直交する 150m 区間で断層を挟む相対変位を計測し，同一断層内で最大となる変位量を各断層について求めた。同変位量を主断層からの距離に応じて示したのが図 2 である。図 2 から副断層の変位量は主断層からの距離に応じて明瞭な減衰傾向を示し，この検討例に基づくと副断層の出現範囲は主断層から最大 7km 程度であり，概ね 80%程度の出現は主断層から 2 ㎞以内の範囲であることが判明した（青柳・大沼，2017）。

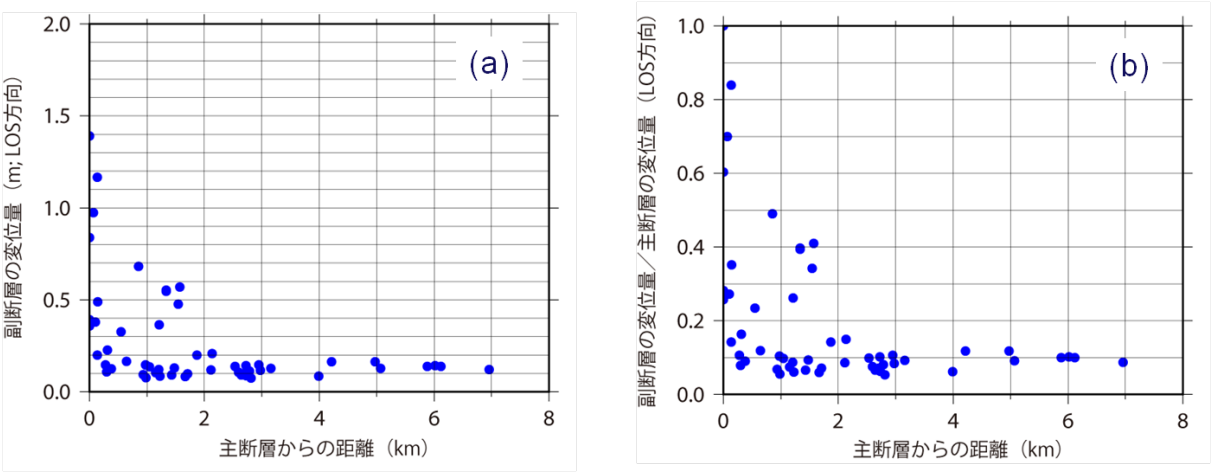


図 2　主断層からの距離に応じた副断層の変位量

3-2. 断層変位評価に関する数値解析手法構築の概要

3-1.で記載したとおり，地震に伴う主断層や副断層の変位発生状況については，地質調査のみならず衛星画像解析データを用いた解析によってデータの量的向上を図ってきているが，各々地震の固有の特性に基づく不確かさや根本的なデータの少なさから，これら現実データだけでの取扱いには一定の不確かさが存在する。NRRC では，地質的な取組と並行して数値解析による断層変位量把握のための研究を実施してきている。

ここでは，数値解析の適用例の一例として，3-1.で示した 2011 年福島県浜通り地震の際の地表変位に着目した検討例を示す（澤田・芝（2017））。解析は 3 次元ブロック体個別要素法を用いて実施し，震源モデルとしては，芝・野口による特性化震源パラメータを用いた（芝・野口（2012））。

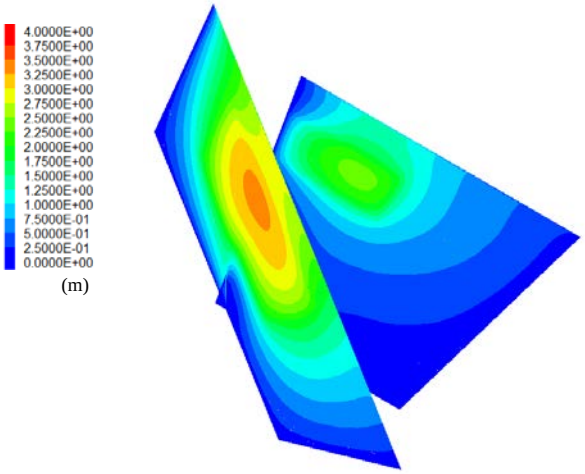


図 3　断層面上のすべり分布

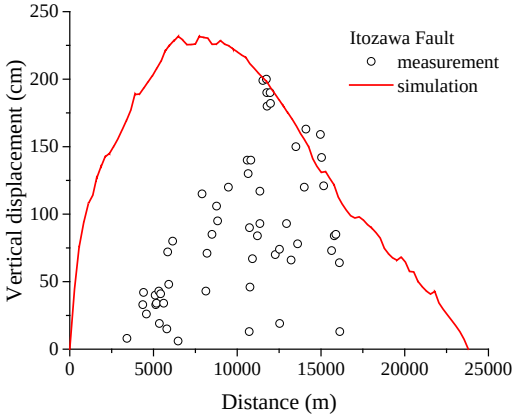


図 4　地表での鉛直変位（井戸沢断層）

図3は解析によって得られた井戸沢断層（左側）と湯ノ岳断層（右側）の断層面上のすべり分布を示している。また，図4は井戸沢断層の地表での鉛直すべり変位の分布（計測データ（Mizoguchi et al.（2012））および解析結果）を示す。横軸は，解析モデルで設定した断層の北端からの距離を表している。解析による鉛直すべり変位分布は計測結果を概ね包含しており，また，大きな変位が発生した位置も概ね一致している。

NRRCでは，数値解析による断層変位予測手法に関する研究として，上記の検討とは異なるアプローチとして，HPC(High Performance Computing)を用いて，地下深部から地表（構造物）までの断層のずれの伝播を解析する手法についても検討を進めている（例えば，澤田他（2016）等）。

3-3. 断層変位評価に関する PRA 手法構築に関する研究

断層変位評価に関する PRA 手法構築に関して，確率論的断層変位ハザード評価（PFDHA）に関しては国内外で検討がなされているが（例えば，国内の例では高尾他（2013），高尾他(2014)等），設備側の現実的耐力，フラジリティの検討事例は必ずしも多くはない。

NRRC では，断層変位に関する PRA 手法構築のために，建屋・構造物や機器・配管系の断層変位に対するフラジリティ評価手法構築に取り組んでいる。

以下では，その一例として原子炉建屋に鉛直成分を持つ断層変位が作用した場合の建屋の挙動に関する検討成果を紹介する（堤他(2015)）。解析モデルは，図 5 に示す地盤－建屋－機器連成の 3 次元有限要素モデルであり，検討では原子炉建屋直下で逆断層的変位が作用すると仮定し，地盤変位を強制的に与えることによって原子炉建屋の変位挙動と損傷の状況を把握した。同検討では、強制変位は最大 60cm とされてい

る。結果の一例として，基礎スラブのせん断応力と断層変位の関係を図 6 に示す。地盤変形に伴い，面外せん断応力が大きくなり，RC 規準式の短期許容せん断応力（fs）を比較の 1 つの目安と仮定した場合，同目安値を 60cm 変位程度で超える。これらの結果から容易に推測されるように PRA 手法構築に際しては，現実的耐力評価（不確かさ含む）が特に重要であり，不確かさを考慮したフラジリティ曲線の評価に現在取り組んでいる。

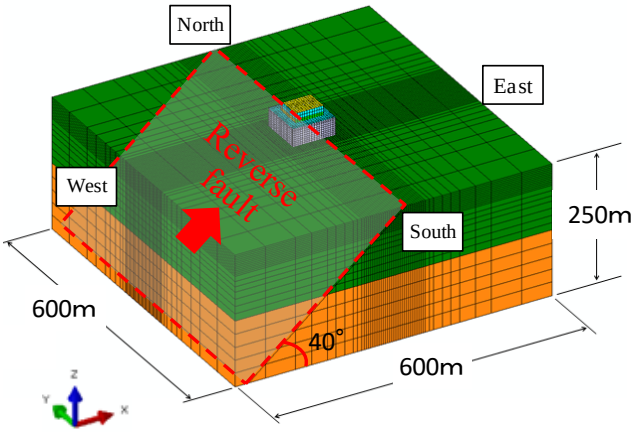


図 5　解析モデル

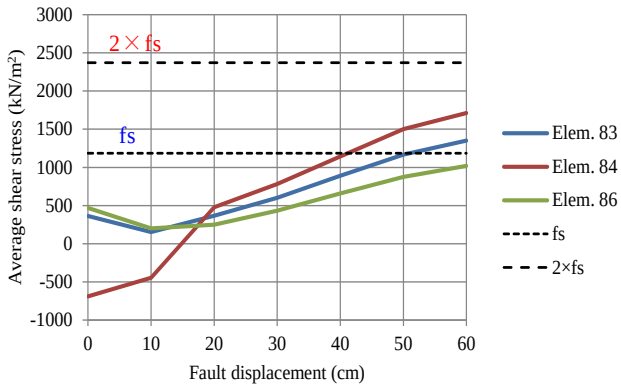


図 6　解析結果の例

4. まとめ

ここでは NRRC が断層変位に関する評価手法構築のために取り組んでいる一連の検討結果の一例を紹介した。特に，断層変位に関する評価手法構築に関しては，データや知識が十分ではないことから，V&V（不確かさ評価を含む）による手法の検証が非常に重要な位置づけとなり、現在、これらの検証作業にも取り組んでいるところである。

参考文献

Mizoguchi, K., Uehara, S. and Ueta, K. (2012): Surface fault ruptures and slip distributions of the Mw 6.6 11 April 2011 Hamadoori, Fukushima Prefecture, Northeast Japan, Earthquake, *Bull. Seismol. Soc. Am.*, Vol.102, No.5, pp.1949-1956.

青柳恭平，大沼巧 (2017): DInSAR と DEM 差分解析による地表地震断層の変位量評価，京都大学防災研究所平成 29 年度一般研究集会「リモートセンシング技術の進展と活断層・内陸地震研究」

澤田昌孝，芝良昭（2017）: 特性化震源モデルに基づく地表地震断層変位のシミュレーション，第 14 回岩の力学国内シンポジウム

芝良昭，野口科子(2012) : 広帯域地震動を規定する震源パラメータの統計的特性—震源インバージョン解析に基づく検討—，電力中央研究所 研究報告：N11054.

澤田昌孝，羽場一基，堀宗朗（2016）: 断層変位評価のための数値解析手法の提案と計算力学的検討， 土木学会論文集 A2(応用力学), Vol. 72, No. 2 (応用力学論文集 Vol. 19), I_675-I_685.

高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史（2013）: 確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用，日本地震工学会論文集，第13巻1号，pp.17-36.

高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治（2014）: 確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上，日本地震工学会論文集，第14巻，第2号，pp.16-36.

堤英明，美原義徳，高橋容之，蛯沢勝三（2015）: 断層変位の構造物フラジリティへの影響の検討，JCOSSAR 2015 論文集

総合講演・報告１「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

（4）今後の課題等について

(4) Contents of further advance

*神谷 昌伸[1]

[1]日本原電、調査専門委員会委員

1. はじめに

断層変位の影響評価に関しては、断層変位が発生する可能性の有無のみの判断にとどまることなく、断層変位が生じた場合の施設に対する影響を評価していくことが原子力安全の立場からとるべきアプローチであり、そのことによって、想定を超えた領域も含めてリスクを評価していくことができる。

関連学協会等による検討（土木学会原子力土木委員会断層変位評価小委員会、原子力安全推進協会等）の成果も踏まえた上で、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（以下「調査専門委員会」という）は、2017 年 3 月、「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」と題する報告書をとりまとめ、公表した（http://www.aesj.net/sp_committee/com_dansou）。この報告書により、断層変位に対するリスク評価、工学的対処の基本方針や考え方等が明確となり、これまでに得られている知見により、断層変位に対するリスクを評価していくことが可能であることが体系的な技術レポートとして示された。

本稿では、調査専門委員会において策定された断層変位に対するリスク評価の全体像の概要と、評価をより一層高度化していくための課題等について報告する。

2. 断層変位に対するリスク評価の全体像

調査専門委員会が策定した、原子力安全のための断層変位に対する全体評価手順を図 1 に示す。これが、断層変位に対する「リスク評価」の全体像を示すものである。

本手順は、既設の原子力施設への適用を念頭においているが、新設の原子力施設の場合でも適用できる。

全体評価手順においては、決定論的な評価と確率論的な評価の両者を並列する形で示している。この二つの評価は対立する概念ではなく、多面的なリスク評価のために相互補完の関係になっているということを理解する必要がある[1],[2]。いずれの評価によってもリスク情報を得ていくことができるが、対象としている施設の状況や、全体評価手順の各評価プロセスの技術情報の蓄積状況等に応じて、適切な評価を実施することが必要である。全体評価手順中の各評価プロセスの概要を以下に記す。

2-1. 断層変位のハザード評価

(1) 断層の活動性評価

詳細な地形・地質調査結果に基づき、施設直下での断層変位の考慮の必要性を検討する。上載地層法、鉱物脈法等の手法を用いて施設直下の断層や破砕部（それらの延長部を含む）に後期更新世以降に変位を生じたことを示す根拠、あるいは示唆する情報がある場合は、決定論的な評価に用いる施設直下での「検討用の断層変位」の設定を行う。

なお、原子力施設の設置位置では、施設の設置に先立って詳細な地形・地質・地盤調査を実施するので、変動地形が認められる典型的な活断層のように、1 回当たりに 1m 前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。

---

*Masanobu Kamiya[1]

[1]The Japan Atomic Power Company, Member of the Committee

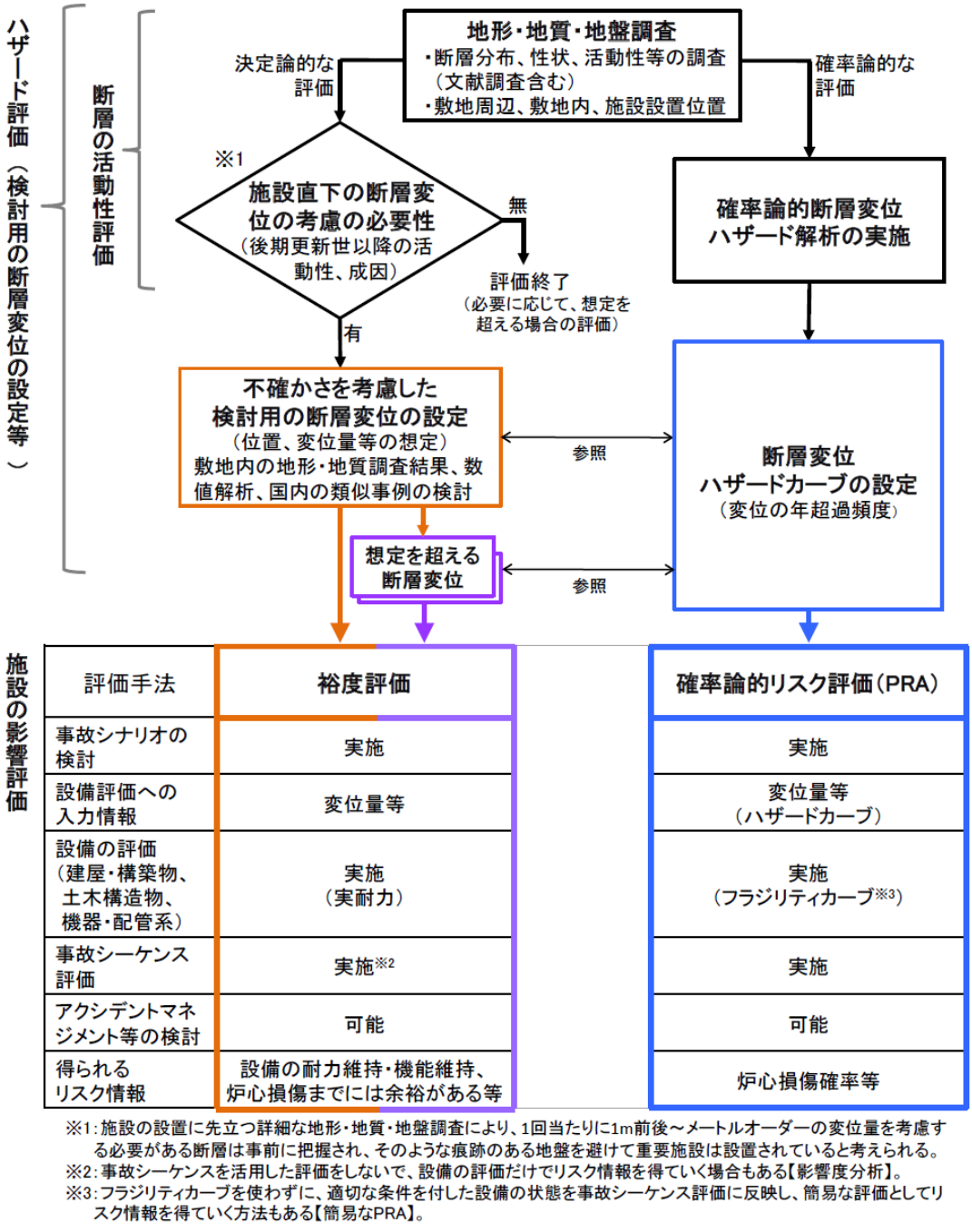
(2) 検討用の断層変位の設定

決定論的な評価に用いる検討用の断層変位は、詳細な地形・地質調査から得られる変位量等の情報を活用して、成因の推定に基づく数値解析による再現性の検討結果や、当該サイトと類似する他の国内地点で生じた断層変位の出現事例も参考に、不確実さを考慮して設定する。また、検討用の断層変位の設定に当たっては、後述する確率論的断層変位ハザード解析から得られた断層変位ハザードカーブを参照して、使用している情報の信頼度等を踏まえて、設定の妥当性について検討する。

(3) 確率論的な手法に基づく断層変位ハザードカーブの設定

確率論的な評価に用いるために、確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）の手法を用いて、断層変位ハザードカーブの設定を行う。この際、得られている地形・地質調査の結果を最大限活用することになる。

確率論的な評価は、決定論的な評価において施設直下の断層変位の考慮をする必要がないと判断される場合においても、変位が生じる年超過頻度の情報を得ていくものである。



※1：施設の設置に先立つ詳細な地形・地質・地盤調査により、1回当たりに1m前後～メートルオーダーの変位量を考慮する必要がある断層は事前に把握され、そのような痕跡のある地盤を避けて重要施設は設置されていると考えられる。
※2：事故シーケンスを活用した評価をしないで、設備の評価だけでリスク情報を得ていく場合もある【影響度分析】。
※3：フラジリティカーブを使わずに、適切な条件を付した設備の状態を事故シーケンス評価に反映し、簡易な評価としてリスク情報を得ていく方法もある【簡易なPRA】。

図 1　断層変位に対する全体評価手順

(4) 想定を超える断層変位

後段の施設の影響評価の決定論的な評価において、想定を超える断層変位に対してリスク情報を得ていくために、想定を超える断層変位を設定することができる。

想定を超えるものを決定論的に決めることは本来できないが、想定を超える領域に対してリスク評価を行うためのものとして、例えば、検討用の断層変位量を係数倍して設定する方法や、検討用の断層変位を設定する際に参照した年超過頻度を更に 1 桁下回るレベルで設定する方法等が挙げられる。想定を超える断層変位は、必要に応じて複数設定して、リスク情報を得ていくことができる。

2-2. 施設の影響評価

2-2-1. 影響評価手法の選定・位置づけ

日本原子力学会標準委員会「リスク評価の理解のために」[3]によれば、「リスク分析には、発生確率や影響の大きさを数値で評価する定量的評価手法の他にも、半定量的評価手法や定性的評価手法がある。定性的手法で分析を行っても、そのシナリオ構造等から事故進展の重要な分岐点を把握する等の有意な結果を得ることができる」とされている。

また、同標準委員会「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」[4]（以下「外部ハザード選定標準」という）によれば、全ての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、簡易な PRA 等、様々な方法が考えられるとし、具体的な定量的リスク評価方法として、ハザード発生頻度分析若しくは影響度分析によるリスク判断、裕度評価、簡易な PRA 及び PRA の四つの方法を挙げている。

調査専門委員会として、これらの実施基準等にある考え方等を参考に、断層変位に対する施設影響評価手法として、裕度評価と PRA を全体評価手順の中に位置づけることとした。

2-2-2. 評価手法の適用性

断層変位に対する施設影響評価手法を適用する際には、それぞれの手法の特徴、適用限界等を踏まえることが必要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、条件を適切に付して評価結果（リスク分析結果）を得ていくことになる。なお、建物・構築物、土木構造物、機器・配管系、事故シナリオの選定等、それぞれの評価の詳細は報告書の各論を参照されたい。

(1) 裕度評価

・裕度評価は、一部の施設が機能を維持できていない状態も含めて評価することができ、安全上重要な施設（SSCs）の分散配置の効果を把握することもできる。
・評価のための技術情報が不足する場合は、条件を適切に付し、プラントシステムのトータルの状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕等のリスク情報を得ることができる。
・事故シーケンスとして評価できるので、必要に応じて事故に備えて用意している可搬型設備等の活用によるアクシデントマネジメントの有効性も含めて評価することができる。
・評価に用いる変位量を漸増させることによりプラントの弱点を把握することができ、したがって、想定を超える断層変位に対する評価にも適している。
・図 1 の注釈※2 で示すように、ここでは裕度評価の中に外部ハザード選定標準における「影響度分析」も含めて整理している。「影響度分析」は、断層変位の変位量が小さい場合において、確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における設計情報の範囲内でも評価ができる。この場合は、事故シナリオ・事故シーケンス評価を活用するまでもなく、設備の評価までで安全機能が維持できること等のリスク情報を得ていくことになる。

(2) 確率論的リスク評価（PRA）

・PRA は、確率論的なハザード評価を入力情報として炉心損傷頻度（CDF）等のリスク情報を評価できる手法である。
・断層変位に対する PRA は、断層変位に対する施設のフラジリティ評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、簡易な PRA として、条件を適切に付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としての

リスク情報を得ていくこともできる（図 1 の注釈※3)。これにより、例えば他の内部事象や外部事象による CDF と比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

・断層変位に関する PRA の適用の考え方と課題については、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」[5]にとりまとめられている。

3. 今後の課題

断層変位に対する評価をより一層高度化し、技術情報を充実していくために、調査専門委員会では、表 1 に示すような今後の主な課題を整理した。

表 1　今後の主な課題

	課　題
ハザード評価	・断層の活動性の評価に当たり、上載地層法が採用できない場合の断層内物質を用いる方法等、その他の手法の適用性拡大及び精度の向上 ・実際の地表地震断層変位の再現解析や断層模型実験の再現解析による数値解析手法の高度化 ・PFDHA の更なる高度化に関して、今後とも新たに得られた情報を断層変位量の評価式へ反映等
施設に対する影響評価	・断層変位による施設被害事例に基づく解析コードの更なる高度化 ・施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積（解析評価、実験検証、必要な基準類の整備）【補足 1 参照】 ・施設のフラジリティ評価に関連して、断層変位が作用した場合の現実的応答及び現実的耐力を合理的に精度よく評価するための手法の構築、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さに係る標準データの整理・定量化等 ・フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立【補足 2 参照】 ・リスク情報の利用可能性の拡張に向けて、定量評価の対象とする事故シナリオ、事故シーケンスの範囲の拡大に係る検討 ・評価対象となる断層変位が副断層の場合、副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目した施設フラジリティ評価まで含めたリスク評価手法の検討【補足 3 参照】 ・確率論的なハザード評価、フラジリティ評価を反映した、本格的な PRA への拡張 ・断層変位と地震動の重畳を合理的に精度よく評価するための手法の構築 ・既往の対応策（アクシデントマネジメント等）に加えて、断層変位に対するより効果的な対応策に係る検討・技術開発

【補足 1】施設の機能や目標性能に応じた断層変位に対する施設の影響評価に係る更なるデータの蓄積

断層変位のハザード評価において考慮が必要となる変位量を決め難い状況であっても、施設側の耐力（フラジリティ評価）と事故シーケンス評価により、プラントシステムのトータルなリスク情報を得ていくことが技術的には可能であり、そのための施設側の技術情報の蓄積は、後述する断層変位設計・評価の枠組みの確立やフラジリティ評価の充実のためにも重要である。

【補足 2】フラジリティ評価手法を活用した断層変位設計・評価の枠組みの確立

決定論的な設計や評価に用いる応答値や許容値は、確率論的な評価の際に用いるフラジリティ評価とシームレスに理解すべきものである。設備のフラジリティは、設備の現実的応答が現実的耐力を上回ったときの条件付き確率として評価される。図 2 に示すように、現実的応答・現実的耐力は共に対数正規分布に従うものとする。一方、決定論的な設計・評価では、応答値と許容値との離隔を余裕とし、

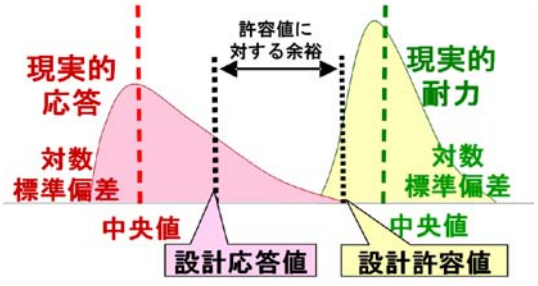


図 2　フラジリティ評価手法の
決定論的評価への活用の概念[2]

前者は実応答値より大きめに、後者は実許容値より小さめに設定され、全体として保守的な取扱いとなっている。

今後の規格化・標準化に際しては、断層変位に対する実応答値・実許容値を合理的に設定することで、設計・評価の枠組みを確立し得る。合理的な設定手法として、フラジリティ評価での現実的応答・現実的耐力の中央値を活用し、設計応答値・設計許容値を設定することが挙げられる。このように、フラジリティ評価手法を活用した設計・評価の枠組みの確立が重要となる。

【補足 3】副断層の変位による影響が主断層からの距離に依存することに着目したリスク評価手法の検討

図 3 は、当該副断層の起因となる主断層からの距離をパラメータとする、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性について定性的に検討するための概念図である。図中には、重要施設の設置範囲を主断層からの距離に応じて 3 段階（範囲 A～範囲 C）で大別して示している。個々の重要施設の設置位置はこの範囲内で、地震 PRA 等の評価結果を活用することにより、重要な事故シナリオに関連する重要施設を特定しておくこともできる。なお、重要施設を主断層直上には設置していないと考えられることから、範囲 A より主断層側は範囲に含めていない。

それぞれの範囲と、副断層の変位による重要施設の機能喪失の可能性との関係について、定性的には、範囲 A：重要施設が機能喪失する可能性がある、範囲 B：重要施設が機能喪失する可能性は小さい、範囲 C：重要施設が機能喪失する可能性は極めて小さい、となる。

この定性的な考え方を定量的な評価に拡張させるためには、重要施設を対象とした断層変位に対するフラジリティ評価に係る技術情報を蓄積し、条件付き機能喪失確率に基づく基準類の整備が重要となる。特に、機能喪失の可能性が極めて小さくなる距離がどの程度かを定量的に把握できれば、副断層の変位と重要施設の機能喪失に係る判断のために大いに寄与すると考えられる。

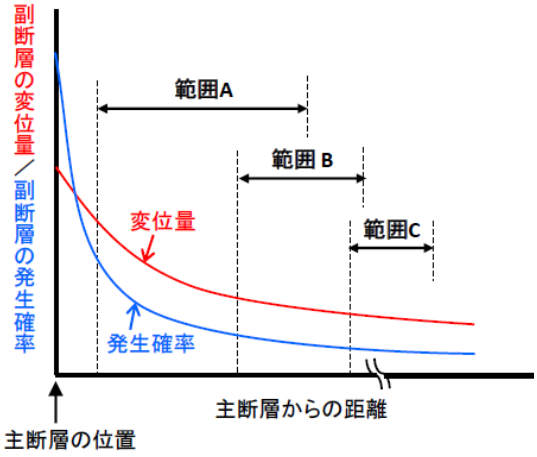


図 3　主断層からの距離をパラメータとした副断層の変位と発生確率の傾向

4. まとめ

本稿で論じた課題については、原子力安全の向上に向けた弛まぬ活動として、国（政府、研究機関等）、学協会、大学、産業界（事業者、メーカ、ゼネコン、研究機関等）等のそれぞれの役割に応じて、引き続き取り組んでいくことが期待される。

学協会レベルの次フェーズの取組みとしては、調査専門委員会の報告書にある体系的な技術情報を基にして、技術規程・標準（実施基準）として策定していく活動の準備が進められている。

参考文献

[1] 亀田弘行, 高田毅士, 蛯沢勝三, 中村晋：原子力災害の再発を防ぐ（その 3）地震工学分野から原子力安全への提言, 日本原子力学会誌, Vol.54, No.9, pp.593-601, 2012 年.

[2] 蛯沢勝三, 堤英明, 美原義徳：断層変位フラジリティ評価手法の活用 (1)概念, 日本原子力学会 2017 年春の年会, 講演番号 3M04, 2017 年 3 月.

[3] 日本原子力学会：リスク評価の理解のために 標準委員会 技術レポート, 2016 年 4 月.

[4] 日本原子力学会：日本原子力学会標準 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014, 2014 年 12 月.

[5] 日本原子力学会：日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015, 2015 年 12 月.

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

[1F_PL01] An approach toward the fuel debris retrieval

*Junichi Nakano[1] (1. NDF)

[1F_PL02] Progress in the investigation of the inside of the PCV

*Masakuni Kumeda[1] (1. TEPCO HD)

[1F_PL03] Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*Kenro Takamori[1] (1. IRID)

[1F_PL04] Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*Ryuji Nagaishi[1] (1. JAEA)

[1F_PL05] Discussion ”R&D tasks regarding the water chemistry control”

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)燃料デブリ取り出しに向けての取組み

(1) Approaches for the Fuel Debris Retrieval

*中野 純一、福田 俊彦
原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)

1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)では、福島第一原子力発電所の廃炉について技術戦略プラン(以下、戦略プラン)の策定と技術的支援を行っている。戦略プランの基本方針は、「事故により発生した放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げること。」であり、基本方針に基づいて燃料デブリ取り出し方針の検討を実施している。また、技術的支援の一つとして、廃炉研究開発連携会議の開催、研究連携タスクフォースの設置を行っている。本発表では、戦略プラン 2017 の中で行った燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言および研究連携タスクフォースにおいて抽出した「重要研究開発課題」について紹介する。

2. 燃料デブリ取り出しに向けた取り組み

2-1. 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言

各号機のデブリ分布状況の推定を行うとともに、デブリ取り出し工法として、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法および気中-横アクセス工法を単独適用する場合と 2 つの工法を組み合わせる場合があることも想定して検討を行い、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提言を行った。戦略的提言の主なものとして、徐々に得られる情報に基づいて柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること、気中工法に軸足を置いて予備エンジニアリング等を進めること、燃料デブリへのアクセスルートとしては原子炉格納容器の横方向からのアクセスから検討を進めていくこと等である。

2-2. 重要研究開発課題

事象の解明等を含む目的達成のためのニーズ志向に基づく基礎研究は重要であり、今後 30～40 年程度の長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉事業を安全着実かつ効率的に推進するに当たっては、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討を含め、中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが必要である。このため、NDF では研究連携タスクフォースを設置し、戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズとして、燃料デブリの経年変化プロセス等の解明、特殊環境下の腐食現象の解明、画期的なアプローチによる放射線計測技術等の 6 つの「重要研究開発課題」を抽出した。これを受けて廃炉基盤研究プラットフォームに 6 つの課題別分科会が設置され、研究開発戦略の策定作業が進められている。国・関連研究機関の役割としては、中長期にわたる廃炉の着実な実施をバックアップするべく、こうした重要研究開発課題の実施等を通じた基礎研究拠点・研究基盤の構築が更に期待される。

*Junichi Nakano, Toshihiko Fukuda
Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）PCV 内部調査の進捗状況

(2) Progress in the investigation of the inside of the PCV

*久米田 正邦[1]，飯塚 直人[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

1. PCV 内部調査の状況

福島第一原子力発電所 1～3 号機の燃料デブリの取り出しに向けた検討のため，原子炉格納容器（以下，「PCV」という）内部の状況把握を目的とした PCV 内部調査を進めている。PCV 内部調査にあたっては，調査対象範囲や作業エリアの線量，PCV 水位等の各号機の状況に応じて選定した PCV 貫通部（ペネトレーション）から調査装置を PCV 内にアクセスさせて調査を行い，調査によって得られた情報や調査技術を次の調査計画立案にフィードバックしながら調査を進めている。2017 年 7 月末時点までに実施した PCV 内部調査の概要は表 1 の通り。

表 1　福島第一原子力発電 PCV 内部調査における主な情報取得状況（2017 年 7 月末現在）

号機	実施時期	PCV 貫通部	主な調査箇所	主な取得情報
1 号機	2012 年度	X-100B	X100B ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2015 年度	X-100B	ペデスタル外側のグレーチング上部（ほぼ全周）	画像，線量，温度
	2016 年度	X-100B	ペデスタル外側のグレーチング下部（部分的）	画像，線量
2 号機	2011 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2013 年度	X-53	CRD 交換レール上	画像，線量，温度
	2016 年度	X-6	CRD 交換レール上，ペデスタル内上部	画像，線量
3 号機	2015 年度	X-53	X-53 ペネトレーション近傍	画像，線量，温度，滞留水
	2017 年度	X-53	ペデスタル内部	画像

2. 各号機の至近の調査状況

各号機の至近の調査状況は以下の通り。

① 1 号機：　2017 年 3 月，X-100B ペネより自走式調査装置を投入し，PCV 内 1 階グレーチング上からカメラ・線量計を吊り下ろし，ペデスタル外側 PCV 底部の映像・線量を取得した。PCV 外側ドレンサンプ周辺の視認される構造物に大きな損傷や倒壊がないことを確認した。調査地点において PCV 底部に確認された堆積物表面の主線源は Cs-137 であると推定し，堆積物厚さが薄い地点では燃料デブリが存在していないか，又は存在しても少量であると推定，ペデスタル開口部近傍では堆積物表面高さが高く，堆積物中に燃料デブリが存在するかどうかは推定できなかった。

② 2 号機：　2017 年 1 月～2 月，X-6 ペネより各種調査装置（ガイドパイプ先端カメラ・自走式調査装置等）を投入し，ペデスタル開口部からペデスタル内部の映像等を取得した。一連の調査で，ペデスタル内グレーチングの脱落や変形等を確認した。

③ 3 号機：　2017 年 7 月，X-53 ペネより水中 ROV を投入し，ペデスタル内部の映像を取得した。CRD ハウジング支持金具の複数箇所で損傷が確認され，CRD ハウジング支持金具に溶融物が固化したと思われるものが付着していることを確認した。また，ペデスタル下部においても溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等の複数の落下物，堆積物を確認した。

*Masakuni Kumeda[1] and Naoto Iizuka[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) デブリ取出し工法の検討状況

(3) Development Status of the fuel debris retrieval technologies

*高守　謙郎
技術研究組合　国際廃炉研究開発機構 (IRID)

溶融固化したと推定されている燃料の取出しに関する工法の技術開発について概況を報告するとともに、燃料の取出しにおける水化学について議論する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ、水化学

1. 緒言

国際廃炉研究開発機構(IRID)は福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる18法人が集まった組織体である。IRIDが進める主な研究開発には「燃料デブリ取出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取出しに係る研究開発」の3つがある。燃料デブリの取出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。安全システムを構成する設備やその運用において、水化学にいくつかの役割が求められるであろう。検討中の設備構成について水化学との関連を検討する。

2. 設備構成と水化学管理

燃料デブリは原子炉圧力容器内のみならず、格納容器内部（とりわけ底部）に分布している可能性が事故解析から評価されてきた。いくつかの格納容器内部調査により、格納容器内ペデスタル部の機器の破損や溶融凝固物状の堆積物の存在が示されてきており、燃料デブリ取出し作業は格納容器内底部に広範に展開される可能性がある。

原子炉格納容器(PCV)：

PCV底部まわりの圧力抑制室又はベント管を止水し、冷却水の循環系等を構築の上、PCV及び新たに設置する作業セル等を一次バウンダリとした設備構成が検討されている。内部は気相またはある程度の水位に維持されるとともに、冷却水は継続的に供給・循環される。気相は負圧勾配による動的バウンダリを形成する。

循環冷却システム：

冷却は循環系統で維持され、また、水質は浄化系により維持される。浄化系は主にデブリ切削作業に伴い発生する固体粒子の除去と溶解性核種の除去を主な機能とするが、防錆剤添加等の腐食抑制機能の展開も検討されている。一方、循環冷却水は軽水を使用するため中性子の減速能がある。燃料デブリの扱いにおいて、形状管理や質量管理のみで未臨界維持の検証が担保できない場合に限っては5ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えられ、ホウ素濃度調整システムの検討も進められている。

負圧管理システム：

燃料デブリをとりわけ気中で切削する場合は、ダストの発生があると考えられるため、バウンダリ外への放出を防止するために負圧の維持及び排気の浄化が行われる。気相は現状は窒素置換を行っているものの、デブリ取出し／搬出やバウンダリの負圧維持のため大気環境となることもあり、湿潤大気環境となる。給気の制御による湿度管理や海塩粒子混入の防止の必要性等が今後検討される。

水素発生対策：

高放射線環境下での水の放射線分解により水素が発生することが知られている。現状は格納容器内の窒素置換と排気によりリスクは低減されている。負圧勾配によるバウンダリ形成時には掃気によって対処される。一方、取出された燃料デブリは収納管等の容器に一旦格納されて一時保管設備へ移送されるが、移送プロセスや保管設備での水素発生については移送時間や保管設備でのベント等による対策が検討されている。

Kenro TAKAMORI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

3. 今後の検討の方向性

設備の経年化によりトラブルリスクが上昇しないよう、水質管理／環境管理による腐食抑制が望まれる。作業線量低減の観点からは、メンテナンス作業の低減が望まれ、同様に適切な材料選定と水質／環境管理が望まれる。配管や機器へのビルドアップ抑制もこれに含まれる。さらに、ラジオリシスによる水素発生の抑制又は適正な管理方策の検討の他、必要な場合、中性子の減速能（未臨界維持）の管理としてホウ素濃度の管理方策も検討してゆく。

2017年秋の大会

水化学部会セッション

福島第一原子力発電所デブリ取り出しに関わる水化学管理

Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（4）デブリ性状把握と放射線分解挙動評価

(4) Characterization of the fuel debris and its interaction with water radiolysis

*永石 隆二[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第 1 原発（1F）では事故後，炉心への海水の投入に端を発して，放射性汚染水の処理によって水から放射性物質や塩分の除去が進められ，原子炉建屋～処理装置間に循環冷却システムが構築された。この中にあって水化学の分野[1]では，比較的「キレイ」な水を扱ってきた事故以前とは異なって，海水塩分が溶存したり，破砕した不溶な構造材等が混入した，複雑かつ複合的な条件（図１）下における炉心等の構造材の腐食挙動や汚染水処理等での水素発生[2]に関する研究開発が事故以降，廃止措置に向けた中長期ロードマップに従って進められてきた。現在では，数年後に迫った取り出しやその後の保管を想定して，上記システムの冷却水の汚染源にもなっている（燃料）デブリに注目が集まっている。

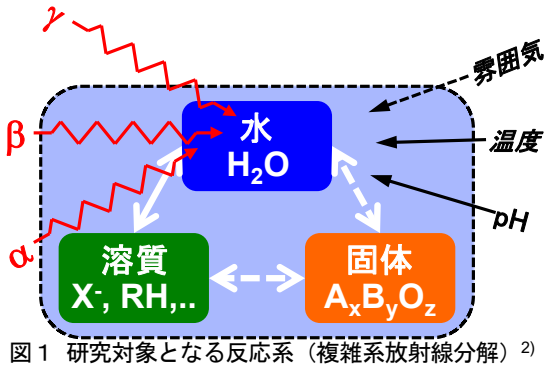


図１ 研究対象となる反応系（複雑系放射線分解）[2]

デブリに関しては，これまで現状把握としての炉心の高温溶融からの事故進展（インベントリ・被爆計算）[3]，並びに燃料と構造材の混合物としての性状把握（固体論）の観点から研究が盛んに進められてきたが，現在では，長期的には形状･組成変化，溶出等が起こる可能性があるとして，その経年変化に関する研究も進められつつある。

本講演では，水素発生やメカニズムの詳細も含めて，海水塩分の溶解，並びにゼオライト等固体材料の共存した条件下での水の放射線分解挙動に関するこれまでの研究成果（進展）を紹介するとともに，放射線源であるデブリ存在下での水の分解やそれに伴い起こるデブリの溶出等，デブリを取り巻く放射線効果について考察する。

2. 放射線効果に関する考察

2-1. 水の放射線分解について

これまでの汚染水処理に関する研究[2]として，核分裂生成物（FP）の Cs-137 や Sr-90 から放出される飛程の長い低 LET（線エネルギー付与）[4]のβ線やγ線に限って，研究の対象（廃吸着塔，廃棄物等）に特徴的な核種からの放射線による水の分解について論じてきた。ここで，廃棄物等の長期保管方策（水素安全高度化）の観点から，水の分解生成物である水素分子（H_2）の発生に注目して，水に溶存する海水塩分の影響，及び吸着処理で水と共存するゼオライト等の固体吸着材の影響等についてそれぞれ研究を進めて，それらの影響の詳細を明らかにしてきた。典型的な結果として，図２に水の分解による H_2 発生への海水塩分の溶存 (a)とゼオライトの共存 (b)の影響を示す。

海水には濃度の異なる 2 種類のハロゲン化物イオン（X^-: 0.5 mol/L Cl^-, 1 mmol/L Br^-）が溶存しており，これらが異なる時間領域（ステージ）において同じ分解生成物の水酸化ラジカル（•OH）を段階的に捕捉することで，H_2 が水溶液中の酸化（•OH+H_2→H_2O+•H）を逃れるため，結果として X^-を溶存しない純水に比べて発生量（収量（G 値）は図中の直線の傾き）が大きくなる（間接作用）。また，この捕捉に伴って，•OH 同士が対で生成する過酸化水素（H_2O_2）は減少する。従って，H_2 発生 (a)の傾きが（純水）＜（NaCl）＜（KBr）＜（NaCl+KBr）～（海水）の順に増加するのに対して，H_2O_2 生成[2,5]はその順（NaCl と KBr は逆）で減少している（空気飽和系）。

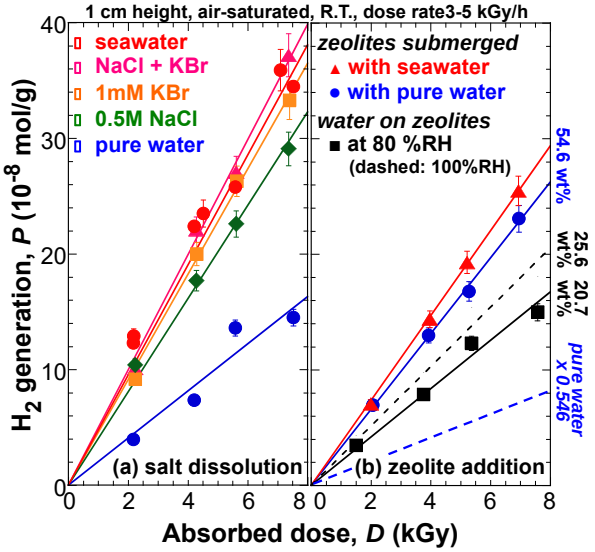


図２ 水素発生への海水塩分 (a)と固体共存 (b)の影響[2]

* Ryuji Nagaishi [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

ここで，Brと違って，Cl⁻の•OH 捕捉が進行するにはプロトン（H^+）が必要（$H^+ + XOH^- \rightarrow H_2O + •X$）であるため，中性の海水中では反応は進行しないと考えられるが，照射後 100 ns 未満の時間領域（スパー（不均一）反応）に限って進行すること（図３）は，水化学の分野において特筆すべき点である。

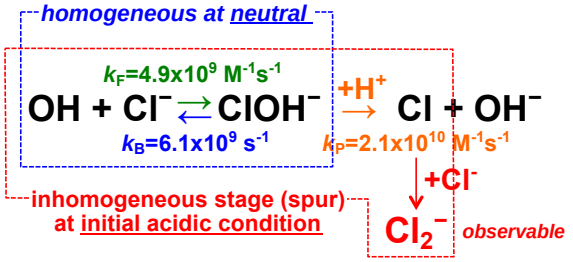


図３ 塩化物イオンのスパー反応への関与（反応パス）[5]

一方，水中へのゼオライトの共存 (b)によっても，水分由来の放射線分解に比べて H_2 発生量が大きくなる。ここで，ゼオライト等の吸着材は多孔性粒子であり，吸着材に水を浸すと，細孔内①と粒子間②に水は浸入（存在）する。図(b)によると，吸着材が浸水した状態（①と②の両方に水が侵入）での H_2 発生（図中の赤青線）は，その混合物中の水分が吸収した線量（放射線エネルギー）から内挿した水の分解による成分（青点線）だけでは説明できないことがわかる。これは吸着材への水の吸着挙動が外表面（物理的な付着）と細孔内表面（化学的な結合）で異なることに起因して，吸着材の固体表面と水の分解生成物との相互作用（結合，反応等）が H_2 発生に影響していることを示している[2]。このような固体共存（添加）による H_2 発生の促進は他の酸化物等においても同様に確認されている[6]が，固体の表面は形成過程や製造法でも異なるため，対象または用いる固体で促進の程度が異なることには注意が必要である。

2-2. デブリを取り巻く照射環境について

冷却水喪失後，燃料は高温溶融により被覆管，集合体（チャネルボックス，水ロッド，上下ノズル等），炉心（シュラウド，上部格子板，炉心支持板等）等の構造材の溶融物と混合して，その一部または全部がデブリとなり付着あるいは堆積しているものと考えられる。ここで，汚染水の係わる上記研究等とは異なり，デブリは飛程の長いβ線やγ線を放出する FP だけでなく飛程の短いα線を放出するアクチノイドも含むため，デブリを取り巻く環境を，主にこれら放射線の種類（線種）に依存した範囲及び効率で影響を与える，複合的な照射場として捉える必要がある。

1F 事故時の 1 号機を例に，集合体の分割なし（炉心平均），集合体のみの構造材混合，揮発性 FP（希ガス，高揮発性元素，中揮発性元素）放出なしの基本的条件の燃焼計算で取得したインベントリデータから求めた崩壊熱の結果を図４に示す[7]。

ここで，図(a)によると，事故後 10 年間（デブリ取り出し前）は上記研究と同様に，低 LET のβ線やγ線によってデブリの周囲に存在する水の分解が支配的であり，10 年以降（デブリ取り出し後）は高 LET のα線の影響を無視できなくなって，デブリ表面の付着・吸着物（水分等）の分解及びデブリ内部の照射損傷が顕著になることがわかる。また，図(b)の各線種の平均エネルギーの結果によると，α線はアクチノイドから一般的に放出されるもの（4-6 MeV）に比べて，飛程が 1/3～1/2 と短くなると見積もられ，γ線は水中では主に Compton 散乱（散乱電子がエネルギー付与）を起こすことがわかる。

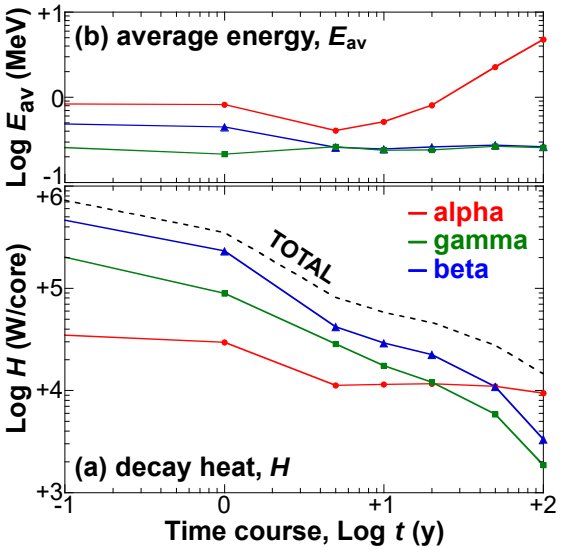


図４ 1F1 事故後の複合放射線（αβγ）の崩壊熱[7]
（炉心平均・集合体構造物混合・FP 放出ナシ）

参考文献

[1] 永石隆二, VII. 原子力と放射化学「120 水化学（Water chemistry）」, 放射化学の事典, 朝倉書店 (2015).
[2] 永石隆二, 技術トピックス「水の放射線分解による水素発生」, 2012 年度夏期セミナー, 原子力学会 核燃料・材料・水化学部会 (2012); 「(6) 放射線分解による使用済燃料からの水素発生について」, 破損燃料輸送に係る技術検討会（第 4 回）, 原子力安全基盤機構 (JNES) (2013); 特集「最新放射線化学」応用編「シビアアクシデント後対策のための水の放射線分解研究の展開」, *RADIOISOTOPE*, 日本アイソトープ協会 (2017). [to be published] 他.
[3] K. Nishihara, H. Iwamoto, K. Suyama, “Estimation of fuel compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant”, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012) [in Japanese]; K. Okumura, K. Kojima, T. Okamoto, H. Hagura, K. Suyama, "Nuclear data for severe accident analysis and decommissioning of nuclear power plant", Proc. of SND 2012 (2012) 他.
[4] 永石隆二, 「4-2 e_{aq}^-, ·OH, H の収量の各種依存性」, 放射線化学のすすめ, 日本放射線化学会, 学会出版センター, 59-60 (2006) .
[5] R. Nagaishi *et al.*, “Consideration of radiolytic behavior in diluted and concentrated systems of seawater for computational simulation of hydrogen generation”, NPC 2014, Sapporo, 29 October 2014; 永石隆二, 近藤孝文ら, 「海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価」, 2016 年秋の大会, 3C04 (2016); 2017 年春の年会, 2I07 (2017).
[6] R. Yamada *et al.*, “Hydrogen production in the γ-radiolysis of aqueous sulfuric acid solutions containing Al_2O_3, SiO_2, TiO_2 or ZrO_2 fine particles”, *Int. J. Hydrogen Ener.*, 33, 929-936 (2008); Y. Matsumoto *et al.*, “Hydrogen generation by water radiolysis with immersion of oxidation products of zircaloy-4”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 52, 1303-1307 (2015).
[7] 永石隆二, 松村太伊知ら, 「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」, 2017 年秋の大会（本会）, 1F07-08 (2017).

Planning Lecture | Technical division and Network | Water Chemistry Division

[1F_PL] Water chemistry control regarding the fuel debris retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Junichi Takagi (Toshiba)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room F (C214 - C Block)

[1F_PL05]Discussion " R&D tasks regarding the water chemistry control"

福島第一原子力発電所のデブリ取り出しのためには、デブリ性状の把握、取り出し装置の開発、臨界管理などの様々な課題の検討に加え、デブリ取り出しに伴う水化学管理や水の放射線分解による水素発生評価など、水化学面からの幅広い検討も必要である。本セッションでは、水化学部会と核燃料部会、材料部会、バックエンド部会が共催で、各分野の有識者からデブリ取り出しの取り組みの概要、PCV内部調査、デブリ取り出し工法の検討、およびデブリによる水の放射線分解について講演いただく。また、今後の技術課題、研究課題について、各部会からトピックスを紹介し、デブリ取り出しの現状を共通認識として把握する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[1G_PL] What can be achieved with particle simulation? Challenge and foresight

Chair: Masahiro Tatsumi (Nuclear Engineering)

[1G_PL01] Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

*Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1G_PL02] Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*Kohei Murotani[1] (1. RTRI)

[1G_PL03] Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

（1）粒子法による複雑現象シミュレーション

(1) Application of an advanced Lagrangian approach to complex phenomena

酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター

1. はじめに

著者らのグループでは、粉体・混相流の数値シミュレーションにおいて、ラグランジュ的手法の Discrete Element Method（以下、DEM と記す）を用いた物理モデル[1]を開発している。DEM は、最も応用されている分野の化学工学ばかりでなく、原子力工学にも幅広く応用することができる（例えば、原子燃料の製造、燃料デブリの取り出し検討など)。本報では、著者らが開発した物理モデルについて紹介する。

2. 物理モデル

2-1. Discrete Element Method

本報では、ラグランジュ的手法の DEM を用いて複雑現象を模擬した事例について示す。まず、DEM について簡単に述べる。DEM[2]は、弾性反発、粘性消散および摩擦を考慮し、ニュートンの第二法則に基づいて個々の固体粒子の挙動を模擬する。DEM では、固体粒子同士が相互作用する時にオーバーラップを許容する。接触力の法線方向成分を模擬するにあたり、オーバーラップにバネ定数を乗じることにより弾性力を得る。接触力の接線方向成分については、固体粒子が表面で滑る／滑らないの場合分けを行い、滑らない場合は法線方向成分と同様のやり方でモデル化し、滑る場合は固体粒子間の摩擦を考慮する。また、DEM では、回転運動も計算する。

2-2. 符号付距離関数を用いた壁面モデル

著者のグループでは、Signed Distance Function（以下、SDF と記す）[3]を使用して、DEM の任意形状壁面モデルを新たに開発した。SDF はもともと Level-Set 法で開発され、壁面からの距離と符号（計算領域内が正となる）により構成される。DEM の計算領域全域に SDF を離散的に配置して、固体粒子の空間座標と SDF に基づいて DEM 粒子の変位を評価する。著者らの SDF では、非エネルギー消散体系においてエネルギーが保存されるように弾性力をモデル化した。いったん SDF のプログラムを作成してしまえば、実機形状の壁面境界を簡単に設定することができる。講演では、DEM/SDF の応用事例として、二軸混練機[4]、リボンミキサー[5]、粉末金型充填[6]の数値シミュレーションについて述べる。

2-3. 粉体シミュレーションのスケーリング則モデル

１台の計算機を用いて DEM の実際の大規模シミュレーションを実行しようとすると、計算粒子数が実質的に制限されることが問題となる。１台の計算機で現実的な時間で計算を終了しようとすると、たとえ並列計算していたとしても計算粒子数はせいぜい 50 万個程度である。著者らは実際よりも少ない計算粒子数で実際の大規模体系の数値シミュレーションを実行するために DEM のスケーリング則モデルである DEM 粗視化モデル[7]を開発した。DEM 粗視化モデルでは、オリジナル粒子群をひとつの大きなモデル粒子として模擬し、両者の全エネルギーが一致するようにモデル化される。DEM 粗視化モデルは数値シミュレーシ

*Mikio Sakai[1]

[1]UTokyo

ョン[8]および実験[9]による妥当性検証によりその信頼性が確認されている。講演では、DEM 粗視化モデルの妥当性検証について述べる。

2-4. 自由液面を伴う固液混相流モデル

自由液面を伴う固液混相流のモデリングは、原子力工学では、ガラス溶融炉の流下や燃料デブリの取り出しの検討において極めて重要である。著者らのグループでは、DEM と Moving Particle Semi-implicit 法を連成した固液混相流の解析手法（以下、DEM-MPS 法と記す）[10]および DEM と Volume-of-Fluid（VOF）法を連成した固気液三相流の解析手法（以下、DEM-VOF 法と記す）[11]を開発した。これらの手法では、局所体積平均に基づく支配方程式を使用しているため大規模化が容易になる。また、SDF や埋込境界法[12]を併用することにより、任意壁面形状の固液二相流や固気液三相流の数値シミュレーションが容易に実行可能となる。講演では、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法の妥当性検証や応用事例について述べる。

3. おわりに

著者らのグループにおいて、粉体・混相流が係わる複雑現象を模擬するために開発した数値シミュレーション手法の DEM/SDF、DEM 粗視化モデル、DEM-MPS 法および DEM-VOF 法について述べた。将来、これらの手法を原子力工学に積極的に活用していきたい。

参考文献

[1] M. Sakai, "How should the discrete element method be applied in industrial systems?: A review," KONA Powder and Particle Journal, 33, 169-178 (2016)

[2] P. A. Cundall and O. D. L. Strack, “A discrete numerical model for granular assemblies,” *Geotechnique*, 29, 47–65 (1979)

[3] Y. Shigeto and M. Sakai, “Arbitrary-shaped wall boundary modeling based on signed distance functions for granular flow simulations,” *Chem. Eng. J.*, 231, 464–476, 2013.

[4] M. Sakai, Y. Shigeto, G. Basinskas, A. Hosokawa, M. Fuji, “Discrete element simulation for the evaluation of solid mixing in an industrial blender,” *Chem. Eng. J.*, 279, 821-839 (2015)

[5] G. Basinskas, M. Sakai, “Numerical study of the mixing efficiency of a ribbon mixer using the discrete element method,” *Powder Technol.*, 287, 380-394 (2016)

[6] Y. Tsunazawa, Y. Shigeto, C. Tokoro, M. Sakai, "Numerical simulation of industrial die filling using the discrete element method," *Chem. Eng. Sci.*, 138, 791-809 (2015)

[7] M. Sakai, S. Koshizuka, “Large-Scale Discrete Element Modeling in Pneumatic Conveying,” *Chem. Eng. Sci.*, 64, 533-539 (2009)

[8] M. Sakai, Y. Yamada, Y. Shigeto, K. Shibata, V.M. Kawasaki, S. Koshizuka, “Large-scale Discrete Element Modeling in a Fluidized Bed,” *Int. J. Numer. Meth. Fluids*, 64, 1319-1335 (2010)

[9] M. Sakai, M. Abe, Y. Shigeto, S. Mizutani, H. Takahashi, A. Vire, J.R. Percival, J. Xiang, C.C. Pain, “Verification and validation of a coarse grain model of the DEM in a bubbling fluidized bed,” *Chem. Eng. J.*, 244, 33-43 (2014)

[10] X. Sun, M. Sakai, M-T. Sakai, Y. Yamada, “A Lagrangian-Lagrangian coupled method for three-dimensional solid-liquid flows involving free surfaces in a rotating cylindrical tank,” *Chem. Eng. J.,* 246, 122-141 (2014)

[11] X. Sun, M. Sakai, “Three-dimensional simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM-VOF method, ” *Chem. Eng. Sci.*, 134, 531-548 (2015)

[12] X. Sun, M. Sakai, "Immersed boundary method with artificial density in pressure equation for modelling flows confined by wall boundaries," *J. Chem. Eng. Jpn.*, 50, 161-169 (2017)

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

（2）粒子法による大規模津波解析と鉄道を対象とした解析への取り組み

(2) Large-scale tsunami simulation and challenge in railway simulation

*室谷 浩平[1]

[1]公益財団法人　鉄道総合技術研究所

1. はじめに

ラグランジュ記述に基づく空間微分の離散化を行う粒子法は，複雑な境界条件の変化に適した計算手法である．流体解析では，SPH（Smoothed Particle Hydrodynamics）法や MPS（Moving Particle Simulation）法が広く利用されており，本研究では主に MPS 法が用いられている．粒子法は，計算点である粒子が流れに沿って移動するため，移動境界問題に適しており，境界面が複雑に変形し合う解析に用いられる場合が多い．また，粒子法は計算アルゴリズム内で近傍の粒子間で接触判定を行うため，多数の物体同士の接触判定が必要となる解析を容易に行うことができる．本論文では，粒子法を用いて解くのに適した解析事例として，市街地津波解析（図１～図７），着雪解析（図８），車輪レール間の水膜の挙動解析（図９）を紹介する．

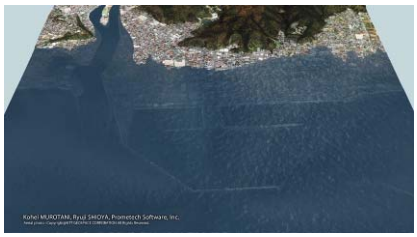


図１　石巻の津波遡上解析

図２　石巻の市街地浸水解析

図３　福島第一の津波遡上解析

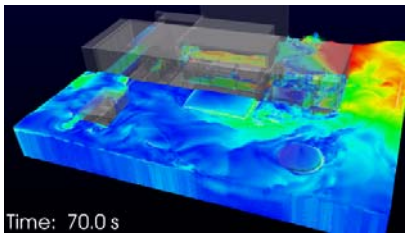


図４　タービン建屋浸水解析

図５　気仙沼の津波遡上解析

図６　気仙沼の市街地浸水解析

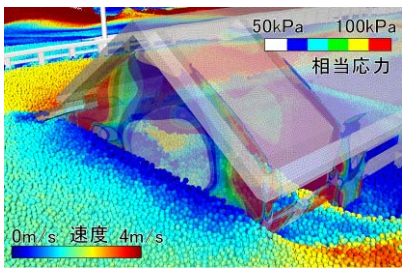


図７　水圧による駅舎の構造解

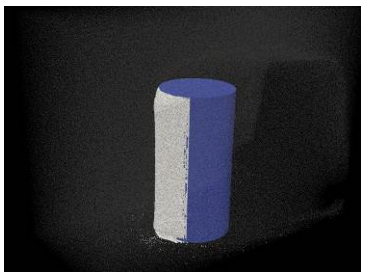


図８　着雪解析

図９　車輪レール間の水膜の挙動解析

*Kohei Murotani[1]

[1]Railway Technical Research Institute

2. 市街地津波解析

2-1. ３段階のズームアップ津波解析

本研究では，東日本大震災の際に発生した津波が都市部の地上構造物へ及ぼす影響を解析することを目的としている．都市部の地上構造物を対象とした３次元の津波解析を行う際に問題となるのは，津波の流入流出境界条件である．実際の津波では，数 km～数十 km の幅の波が数十分以上押し寄せてくる．そこで，本研究では，1000km 四方程度，数 km 四方程度，数百 m 四方程度の３つの解析領域を設定し，大きな解析領域から小さな解析領域に順次に境界条件を渡す３段階のズームアップ解析を実施する．第１の解析では，震源で発生する津波波源から沿岸部までの津波伝播解析を実施する．この解析は，1000km 四方程度の広範囲な解析が必要となるため，計算コストが低い２次元の浅水長波解析を用いる．第１の解析で得られた解析結果を用いて，第２の解析のための流入流出境界条件を生成する．第２の解析では，沿岸部に押し寄せた津波が地上へ遡上する解析を実施し，第３の解析のための流入流出境界条件を生成する．第３の解析では，解析対象である市街地に津波が侵入する市街地浸水解析を実施する．第２第３の解析では，遡上計算が容易な３次元 MPS 法を用いて計算を行う．MPS 法は，粒子法の一種であり，自由表面の流れや浮遊物の取り扱いが得意な手法である．本研究では，様々な MPS 法の中で，大地らが開発した MPS 陽解法に，粒子差分法の半離散化式を適用した改良型 MPS 陽解法を用いるが，ここでは単に MPS 法と記述する．MPS 法は，解析領域の大きさに比例する粒子数を必要とするため，第２の解析では，直径 1m か 2m の粒子を用いて解析を行い，第３の解析では，直径 10cm か 20cm の粒子を用いて解析を行う．第３の解析では，津波がどの様に市街地に押し寄せるかを再現し，地上構造物の健全性を評価したり，浮遊物の挙動を観察したりする．本章では，図 10 の気仙沼を対象とした解析を例に説明を行う[1].

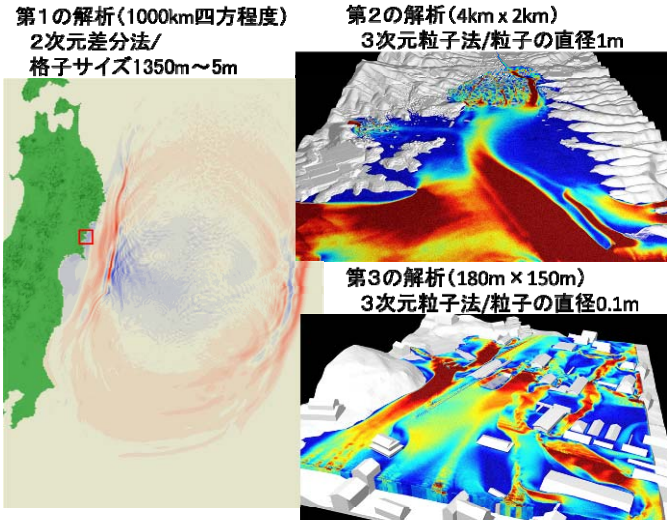


図 10　３段階ズームアップ津波解析の概略

2-2.　第１の解析

本研究において，地震直後の初期水位を求めるために用いた断層モデルは，藤井佐竹の 55 小断層モデル Ver. 8.0 である．本研究では，浅水長波解析を行うために，構造計画研究所が開発した津波シミュレータ TSUNAMI-K を用いた．TSUNAMI-K は，東北大学の今村教授が開発した２次元差分法による浅水長波解析手法を用いた津波波高・遡上計算ソフトウェアである．図 10 の第１の解析の図は，TSUNAMI-K を用いた結果である．

2-3.　第２の解析

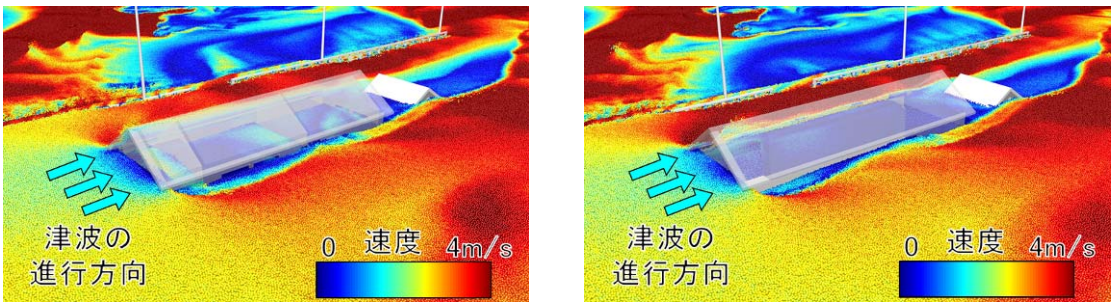
第２の解析では，海岸線を跨いだ沿海部分と市街地部分の両方を解析範囲に含める必要があるため，気仙沼湾の鹿折川河口を中心とした南北 4km，東西 2km を解析範囲とした．図 10 の第２の解析の図は，地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の津波遡上解析の結果である．気仙沼の津波遡上解析では，直径 1m の粒子を用い最大 1.3 億粒子の解析を行った．解析に用いた計算機は鉄道総研 XC30 であり，100 ノード（2,400 コア）を用いて，1800 秒間の解析に 88 時間相当かかった．気仙沼湾に侵入してきた津波が，鹿折川を真っ先に勢いよく遡上していき，それを追うように気仙沼市街地内の構造物の間を縫うようにして津波が遡上していく様子が見て取れる．

2-4.　第３の解析

第３の解析では，市街地浸水解析を行い，鹿折唐桑駅の駅舎の構造解析を実施した．図 10 の第３の解析の図は，地震発生から 3,200 秒後の気仙沼の第３の鹿折唐桑駅付近の解析結果である．解析した範囲は，南北 180m，東西 150m である．直径 0.1m の粒子を用い最大 1.8 億粒子の解析となった．解析に用いた計算機は鉄道研 XC30 であり，50 ノード（1,200 コア）を用いて，400 秒間の解析に２週間かかった．本解析結果

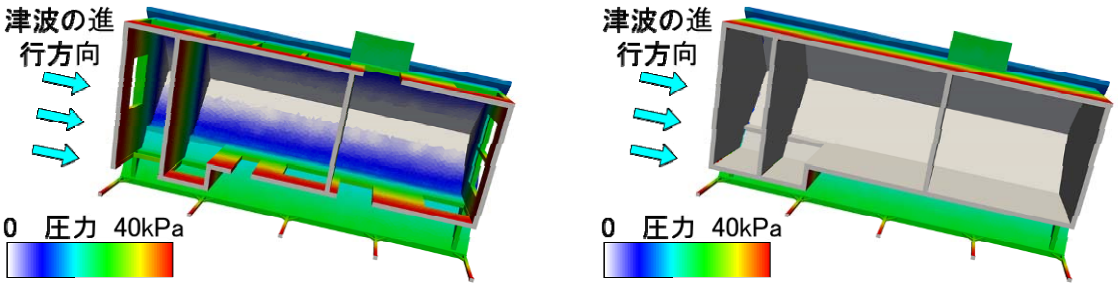
から，駅舎の背後にある盛土は津波の侵入を遅らせることに貢献したが，最終的には，盛土の南側から津波が越流してきて駅周辺で最も高所にあるプラットフォームまで完全に浸水することが確認できた．

第３の解析では，駅舎の窓とドアが全て開いている「モデル Op」と，窓とドアが全て閉まっている「モデル Cl」を作成して，それぞれ津波波圧による駅舎の構造解析を実施した．図 11 (a)では，津波が押し寄せてくるに従い，ドアや窓などの開口部から駅舎内に津波が侵入し，海水に満たされていく様子が確認できる．図 11 (b)では，津波が押し寄せてきても，ドアや窓は閉じられているため，津波の侵入口がなく，駅舎内に海水は入ってこない様子が確認できる．図 12(a)と(b)は，駅舎にかかる水圧の分布である．図 12 (a)と(b)を比べたところ，水位に応じて駅舎外壁に作用する水圧が変化しているところは類似している．しかしながら，図 12 (a)では駅舎内面に水圧が作用しているのに対して，図 12 (b)では駅舎内面には水圧が作用していないことが見て取れる．図 13 は，構造解析の結果である相当応力分布である．構造解析には，「ADVENTURE_Solid 1.2」を用いた．メッシュサイズを 5cm とし，四面体２次要素を用いた．底部の節点を固定し，図 11 の水圧を節点荷重に変換した．駅舎の壁は厚さ 20cm とし，物性値にはコンクリートのヤング率とポアソン比を与えて静弾性解析を行った．図 12 (a)と(b)を比べると，駅舎内面に水圧が掛っているか否かにより，窓とドアが閉まっている「モデル Cl」では，窓とドアが開いている「モデル Op」に比べて大きな応力が生じていることが分かる．



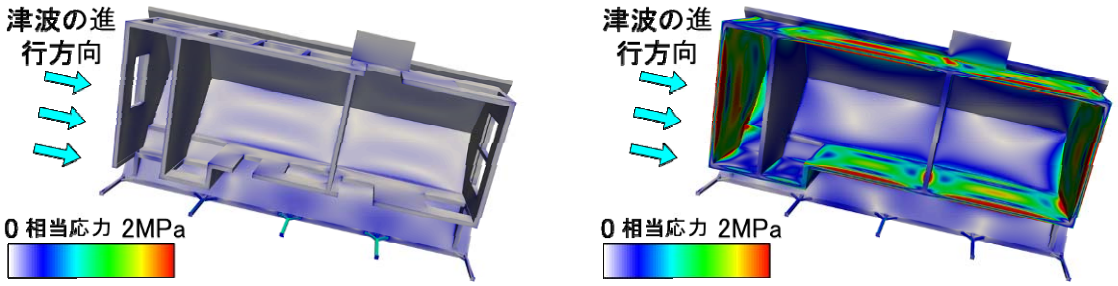
(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 11　地震発生から 3,250 秒後の窓とドアが開いている場合と閉まっている場合の鹿折唐桑駅の津波解析の結果



(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 12　地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎にかかる水圧



(a) モデル Op（窓とドアが開いている場合）　(b) モデル Cl（窓とドアが閉まっている場合）

図 13　地震発生 3,400 秒後の鹿折唐桑駅の駅舎の津波波圧による構造解析の結果（相当応力分布）

3. 着雪解析

積雪した線路の上を鉄道車両が走行すると，線路上の雪が風により舞い上げられ，図 14 のように鉄道車両の床下部分や台車部分に雪が付着して成長する．このような現象は着雪と呼ばれている．着雪した雪の塊が，走行時の振動や分岐器を通過するときの衝撃で落下すると，軌道のバラストが飛散して，車体の損傷，沿線家屋や鉄道設備への被害が発生したり，分岐器のレールの隙間に挟まり進路の転換を行うことができなくなったりすることがある．この様な問題を解決するために，着雪し難い車両形状に変更するなどの「着雪防止対策」や着雪除去のための人員配置予測などの「着雪発生時対策」の研究開発が行われてきている．これまで行われてきた着雪に関する研究は，観測や実験，簡易式を用いたアプローチが多く，着雪メカニズムを解明するに至っていなかった．そこで，本研究では，数値解析による着雪解析と，降雪風洞による着雪実験を連携することで，着雪プロセスの再現を図り，鉄道車両に対する着雪解析手法の開発に取り組んでいる．現在のところ，立方体形状の構造物への着雪解析が完了している．

本研究の着雪解析手法は，図 15 のような有限差分法による気流計算と粒子法による着雪計算を連成させた手法である．有限差分法により流れ場を計算し，飛散する雪の軌道計算を行う．次に，雪を球形状にモデル化し，気流場の速度分布から計算された軌道により雪を移動させて，構造物に接近した場合に，着雪計算を行う．構造物に着雪すれば，着雪箇所が成長し，構造物の形状が変化したとみなし，気流計算の境界条件が更新される．このようにして，本研究課題の着雪解析は，気流計算は雪の軌道により着雪計算に影響を与え，着雪計算は境界条件を変化させることにより気流計算に影響を与える双方向連成解析である．

気流計算では，基礎式は非圧縮性流体に対するナビエ・ストークス方程式とし，乱流解析は Large Eddy Simulation により実施し，有限差分法により離散化し，フラクショナル・ステップを用いた．計算領域を風洞実験に合わせるために 2.5m×1m×1m とし，1 辺 15cm の立方体構造物の周りを格子間隔 1mm とし，1.4 億格子の解析を行った．着雪計算では，飛散している粒子の空間充填率が 0.65 以上であれば着雪するというアルゴリズムを用いた．雪を直径 1mm の粒子でモデル化し，計算領域を 1m×0.4m×0.4m とした．計算時間間隔は，気流計算と着雪計算で同じ値を用い，10^{-4}s とした．気流計算と着雪計算は，1000 スッテプ毎に交互に行い，この連成解析を 1,000 ステップ行った．京コンピュータの 1,200 ノード（9,600 コア）を用い，気流計算に 6,000s，着雪計算に 800s かかった．図 16 は気流計算の結果であり，図 17 は着雪計算と気流計算の結果である．図 17 から着雪による境界形状の変化が気流計算に反映されていることが確認できる．

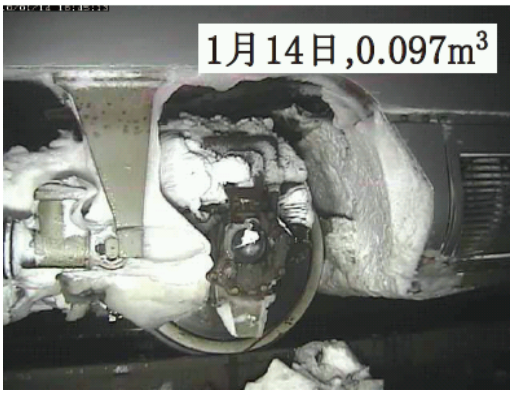


図 14　着雪した車両台車部[2]

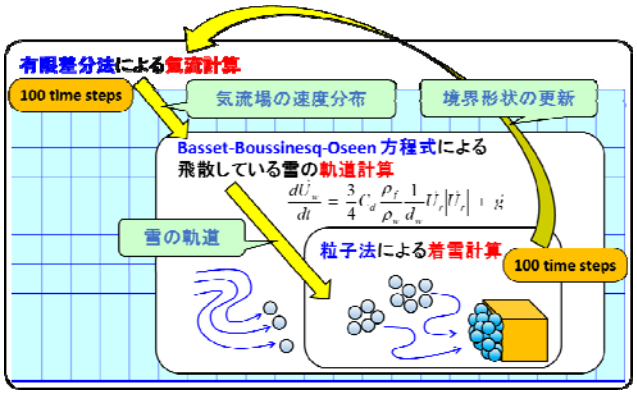


図 15　着雪解析の概略

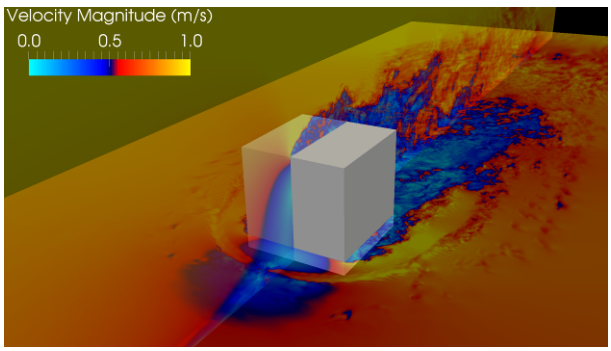


図 16　気流計算の結果

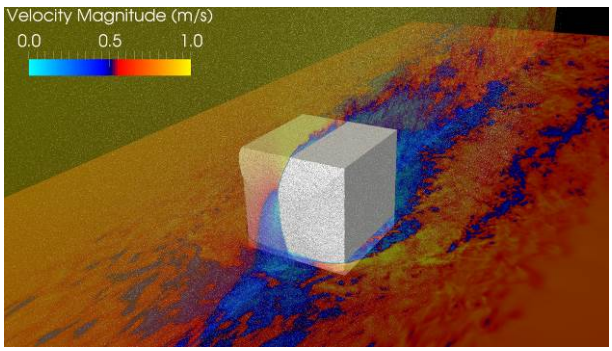


図 17　着雪計算と気流計算の結果

4. 車輪レール間の水膜の挙動解析

本研究の最終目的は，水膜介在時の車輪レール間の粘着力を求める新しい解析手法を構築することにある．本研究では，その第一報として，図 18 のような FEM による車輪レールの動的接触解析と図 19 のような粒子法による水膜の流体解析の流体構造片方向連成解析による，車輪がレール上の水膜の上を通過する解析手法を報告する(3).

粒子法による解析では，固体壁を粒子で表現して適切な境界条件を設定するのが一般的である．固体壁を粒子で表現すると，主導的な役割を果たさない固体壁に多くの粒子を配置することなり，計算リソースを多く割くことになる．特に，水膜介在時の車輪レール解析では，解析に重要な水膜を表現するための粒子よりも，車輪レールを表現するための粒子がはるかに多くなってしまうことが発生してしまう．このようなことを避けるために，固体壁をポリゴンで表現することで壁粒子を用いない「ポリゴン境界表現」と呼ばれる手法を用いる．

本研究の車輪レール転がり接触解析では，大規模有限要素法構造解析ソフトウェア FrontISTR を鉄道総研が車輪レール転がり接触解析用にカスタマイズした鉄道総研版 FrontISTR を用いる．車輪レールモデルは，新幹線に準拠した 1 車輪モデルであり，レールの長手方向のメッシュサイズを 3.00mm，車輪の円周方向のメッシュサイズ 6.22mm となっている．直線区間を加速させ，輪軸中心が 25.030 m/s から 25.102m/s（約 90km/h）まで加速する物理時間 6.0ms の解析を行った．水膜の解析では，高さ 6mm，底部の直径 36mm の水膜モデルをレール上に配置し，直径 0.05mm の粒子で水膜モデルを作成した．本解析は XC30 の 50 ノード（1,200 コア）を用いて 16 時間かかった．直径 0.05mm の粒子で壁粒子を用いた解析を行うことができなかったため，直径 0.1mm の粒子を用いて計算時間の比較を行うと，ポリゴン境界表現を用いた解析の計算時間は，壁粒子を用いた解析の 1/18 に減少した．本研究では，車輪レールの転がり接触解析で用いた FEM メッシュを，そのまま，水膜の挙動解析のための固体壁として用いることで，解析に用いる粒子数を大幅に減らし，解像度の向上と計算時間の短縮に成功した．

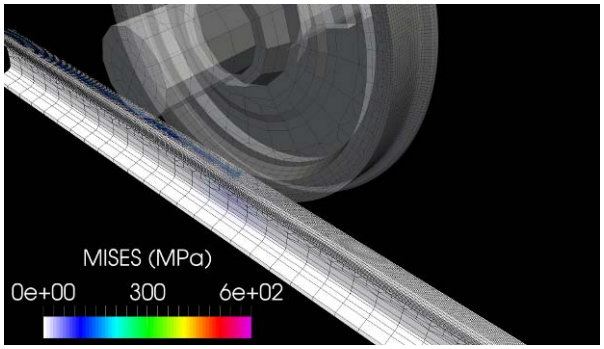


図 18　FEM による車輪・レール解析

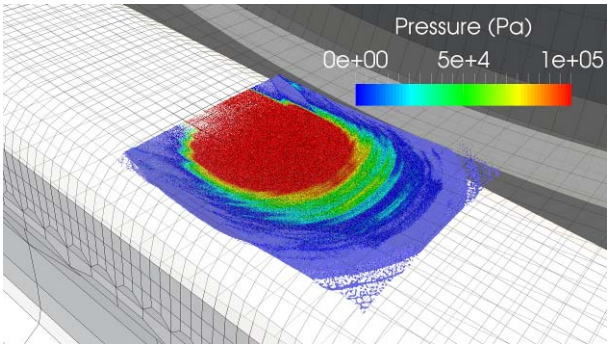


図 19　MPS 法による水膜の解析

まとめと今後の課題

単純な流体解析を解くために，粒子法を用いるは精度と計算コストの面で不向きである．しかしながら，境界面が複雑に変形し合うような解析や，多数の接触判定が必要となる解析では，粒子法は大きな力を発揮する．本論文で紹介した解析では，津波の遡上解析と車輪レール間の水膜の挙動解析は前者の解析であり，浮遊物の挙動解析と着雪解析は後者の解析である．今後も，粒子法だけでなく，それぞれの解析手法の得意とする面を生かしながら，これまで困難とされてきた解析対象に適用していきたい．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 17K05152 の助成を受けたものです．本論文の結果の一部は，理化学研究所のスーパーコンピュータ「京」を利用して得られたものです（課題番号:hp170067）．

参考文献

(1) 室谷浩平，高垣昌和：MPS 法を用いた鉄道構造物に対する津波波圧による構造解析，第 22 回計算工学講演会，大宮, 2017.
(2) 鎌田慈，高橋大介，栗原靖，横倉晃，飯倉茂弘：軌道上の雪質を考慮した車両台車部の着雪量予測手法，鉄道総研報告，Vol.29, No.1，pp.11-16，2015.
(3) 室谷浩平，高垣昌和，林雅江：車輪・レール間の流体挙動解析のためのポリゴン境界表現を用いた有限要素法と粒子法の連成手法の開発，日本機械学会 2017 年度年次大会，2017.

2017年秋の大会

計算科学技術部会セッション

粒子シミュレーション技術は何をもたらすのか？ —課題と展望—

What can be achieved with particle simulation? -challenge and foresight-

(3) 第一原理原子・分子シミュレーションの現状と原子力分野での研究進展

(3) Current Status on First Principles Calculation and its Progress of Application on Nuclear Energy Field

*町田昌彦，奥村雅彦、中村博樹、山口正剛

日本原子力研究開発機構

1. はじめに：素朴な粒子法（実存する原子・分子を正確に模擬する）

粒子を用いたシミュレーション手法、即ち粒子法には様々な流儀があるが、その原点は、物質が原子・分子という基本粒子から構成され、その運動を可能な限り正確に模擬すれば、物質のあらゆる性質を原理的に理解できると考えたことにある。実際、計算機の出現と共にその精神を具体的に示そうと様々な試みが実行に移された。その一連の成果として、実存する原子・分子を可能な限り正確に模擬する現在の分子動力学そして第一原理計算がある。分子動力学とは、対象とする原子・分子を点粒子(分子の場合：剛体系)としてモデル化し、それに対し働く力を決め、多数の原子・分子を系内に配置し、その運動を長時間追跡することで、それらが示す統計熱力学的な性質（即ち物質の性質）を計算機上に再現することである。しかし、原子・分子に対して働く力、即ち相互作用を事前に決めるに当たっては、相互作用のモデルが必要となり、そこに研究者による考え方や個性が反映される余地が残る一方、実験を再現するため、モデルのフィッティングを行う等、モデルの作り方の流儀が議論されてきた。但し、一旦決めたモデルが、様々な条件に適用可能かという点で課題がある。例えば、室温及びバルクな条件下では、実験を凡そ再現できるが、高温や気液界面等の異なる条件下では、モデルの適用限界を超えてしまうことがある。このような課題を解決するため、そもそも原子・分子間の力が電子に起因することに立ち返り、電子状態を計算することで相互作用を求めるというアイデア、即ち、第一原理分子動力学法が提案されてきた。現在、計算機の発達により、この究極の計算手法（原理的にモデルを必要としない）は、様々な系に適用されているが、計算対象は数 10～数 100 程度の原子・分子、計算時間は数 100ps 程度に留まる。しかし、分子動力学では理解できない化学反応や界面での動力学等の課題解決に極めて重要な役割を果たしつつある。

ここまで、原子・分子の運動という側面から研究進展を簡単にレビューしてきたが、上記の電子状態を計算できるという手法の魅力は、寧ろ物質の静的性質の理解（但し、線形応答理論により、静的な状態からの線形応答という考え方により、動的性質も一部計算可能である）が第一原理的に得られることにある。つまり、物質が示す性質は、主に構成原子・分子の元素とその構造に起因するが、それを、ほぼモデルやパラメータなしに計算できるという魅力である。この魅力を具体的に言い換えると、優れた第一原理計算ソフトウエアがあれば、鉄等の元素に着目することで、鉄やその化合物から構成される構造材料の機械的性質を議論できる一方、アクチナイド元素に対象を移せば、核燃料の物性を調べることができるという物質毎にモデル構築を必要としない普遍性という魅力である。

本講演では、この第一原理計算の原子力分野への適用例を示し、原子力の研究開発において欠かすことのできない物質材料の研究に対して、極めて重要な役割を果たしていることを紹介する。2. では、発表者らの研究グループにて実際の適用例として実施してきた、核燃料の高温物性への適用例、構造材料の機械的特性の理解への適用例、そして、土壌粘土鉱物に吸着した放射性セシウムの化学形態等の環境問題への適用例を紹介する。

---

*Masahiko Machida, Masahiko Okumura, Hiroki Nakamura, and Masatake Yamaguchi

Japan Atomic Energy Agency

2. 第一原理計算と原子力分野への適用

2-1. 核燃料の高温物性

MOX 燃料を始めとする酸化物核燃料は、取り扱いの制限や高温での実験等の困難さにより、測定により詳細な物性を得ることが簡単ではない。従って、計算科学を利用し、測定された数少ない物性値を補間できれば、燃料開発やシビアアクシデント（極限環境時）の解析において、重要な役割を担うことが期待できる。特に燃料開発において重要となる熱物性値を、任意の条件下で計算可能となれば、その役割は極めて大きい。実際、これまでに分子動力学計算を用いた熱物性の評価が多数報告されてきた。しかし、通常の分子動力学計算では、原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的評価に際しては、当然の如く、ポテンシャル依存性が強く現れる。そこで発表者らは、第一原理計算を用いて核燃料の主要成分である二酸化アクチニドの熱物性値を評価する方法の開発を実施してきた。本予稿では、その成果として、比熱と熱伝導率の評価結果について簡単に紹介する。

酸化物核燃料、即ち二酸化アクチニドの場合、熱物性（熱容量或いは比熱）を担っているのは主に結晶中の原子の安定点付近での振動（格子振動）である。この格子振動を第一原理計算で評価することにより、比熱を評価した。しかし、実際には二酸化アクチニドでは、格子比熱だけでなく、電子の励起による比熱（ショットキー比熱）も無視できない程大きく、ショットキー比熱も評価することで実験値を再現することに成功している（Fig.1）[1]。但し、ショットキー比熱は分子動力学では評価不可能である一方、第一原理計算を用いると、どちらの成分も評価可能であり、各々の比熱成分のため、異なるモデルを設定する必要がない。

次に更に重要な熱物性値である熱伝導率の計算について紹介する。熱伝導率も比熱と同様に格子振動が中心的な役割を果たしているが、比熱と大きく異なるのは、非調和振動が重要であるという点である。非調和振動を第一原理計算を用いて評価するのは、計算負荷が大きく困難とされてきたが、近年の計算機の性能向上や計算技術の発展によって、現実的な時間内での計算が可能となってきた。そこで、二酸化アクチニドに対して第一原理計算による非調和振動の評価を行い、熱伝導率を求めた。その結果、二酸化トリウムと二酸化プルトニウムに対しては、実験値をほぼ再現することに成功したが、二酸化ウランに対しては、室温付近で熱伝導率を過大評価する結果となった[2]。これは、主に磁気モーメントと格子振動の相互作用の影響だと考えられるが、未だ解決法は見つかっておらず、課題が残っている。

以上、核燃料物質の数値計算による熱物性評価についての概略を報告したが、第一原理計算を採用することにより、実験値を精度良く再現可能とするケースが増えてきている。しかしながら、現実の燃料物質は、数種類のアクチニドが混合された MOX 燃料であったり、照射による欠陥があったり、これまで計算対象としてきたピュアな結晶とは大きく異なっている。このような現実的な核燃料の熱物性評価も試みられているが、まだ、十分信頼できる手法が確立されているとは言えない。今後も第一原理計算を基にした熱物性評価手法の開発を続け、より現実的な核燃料物質に適用できるようにすることを目標としている。

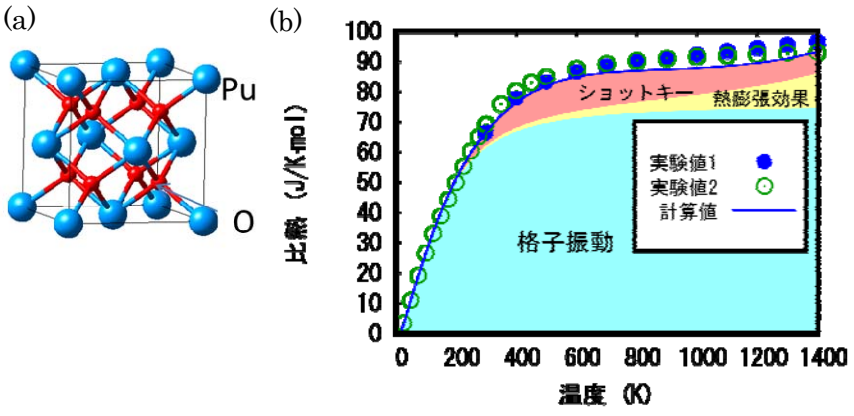


Fig. 1 .(a) 二酸化プルトニウムの結晶構造と(b)比熱

参考文献

[1] H.Nakamura, M.Machida, and M.Kato, J. Phys. Soc. Jpn. 84, 053602 (2015).
[2] H.Nakamura and M. Machida (in Preparation).

2-2. 構造材料の機械的特性

原子炉圧力容器鋼には、不純物元素としてリン(P)などが含まれる。熱処理により P が拡散し、結晶粒界に達すると、そこに留まり（トラップされ)、粒界偏析することが知られている。中性子照射下では生成した空孔や格子間原子などの格子欠陥を介した P の拡散によっても P は粒界に達し偏析する。P の粒界偏析は粒界に沿った脆性的割れを促進し、延性脆性遷移温度(DBTT)の低下や破壊靭性値(K_{Ic})の低下をもたらす。この現象は粒界脆化と呼ばれ、オージェ電子分光による観察などから結晶粒界面の高々2～3 原子層以内における不純物原子の偏析が巨視的な破壊を促進する現象であることが分かっている。しかし、その偏析元素がどのように、またどれぐらい粒界の原子間結合力を低下させているのか、また、その低下が巨視的な破壊靭性とどのように関連しているのかについては、よく分かっていない。しかし、最近の計算機能力の著しい向上や計算手法の進捗により，対称性の高い対応粒界に対しては、第一原理計算によって粒界の原子間結合力の強さすなわち凝集エネルギーを精度良く計算できるようになってきた。その計算結果から、粒界の凝集エネルギーの変化がマクロな破壊挙動（DBTT や K_{Ic}）と非常によく相関していることが分かってきた。

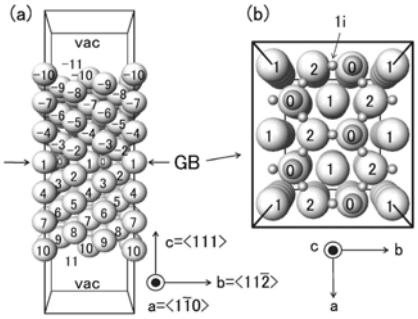


Fig. 2: bcc Fe Σ3(111)対称傾角粒界の原子モデリング。

Fig. 2 にて示した粒界は、対称性が高いために比較的少ない原子数でモデリングできるが、エネルギーは高くランダム粒界に近いと考えられる bcc- Fe の対称傾角粒界であり、破面は(111)面、Σ 値は３である。この粒界の原子構造の中に、粒界を強化するとされるホウ素 (B)、炭素 (C)、また、粒界を脆化するとされる P、硫黄 (S) 原子を置換あるいは侵入させた状態を作り、粒界偏析状態を作成した。更に、その粒界が割れ、これらの原子が(111)破面に現れた状態を作り、両者のエネルギー差を計算した。このエネルギー差は、偏析元素が粒界の原子間凝集エネルギーをどのぐらい低下させるかの指標（脆化能エネルギー $-\Delta 2\gamma_{int}$）となっている。そのエネルギーを、高純度鉄から得られた粒界破壊の DBTT 変化と比較すると (Fig. 3)、両者には非常によい相関が得られた[3]。

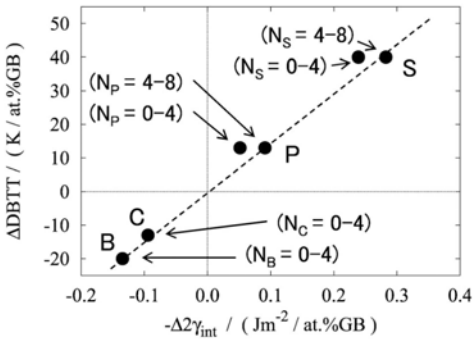


Fig. 3: 高純度鉄の DBTT 変化と B, C, P, S 偏析による粒界凝集エネルギー変化（$\Delta 2\gamma_{int}$）。

更に、同様の計算をアンチモン(Sb)，スズ(Sn)に対しても行い、Ni-Cr 鋼の Sb, Sn, P 偏析による K_{Ic} 低下のデータを解析した (Fig. 4)。その結果、K_{Ic} の低下は、偏析被覆率から推定される粒界凝集エネルギー低下とよく相関していること、ある一定の粒界凝集エネルギーが巨視的に観察される粒界破壊の閾値となっており、それ以下に粒界凝集エネルギーが低下することで、Sb, Sn, P の元素の違いにかかわらず、粒界破壊が始まること等が分かった[4]。

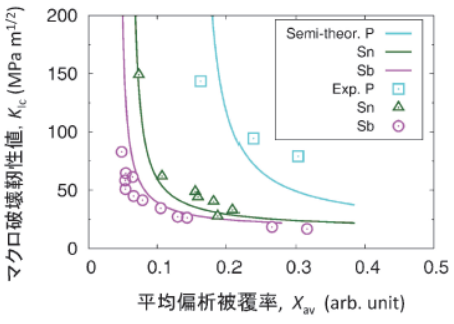


Fig. 4: Ni-Cr 鋼の K_{Ic} 低下の実験データ (Exp.) と、粒界凝集エネルギー低下から推定される半理論曲線(Semi-theor.)

以上、第一原理計算によって精度良く計算可能な粒界凝集エネルギーが、構造材料の粒界破壊における支配要因の一つであることが明らかになってきた。破壊のもう一つの大きな支配要因である転位挙動に対する溶質原子の影響も、徐々に第一原理からの計算が可能になってきており、その進展が期待される。

参考文献

[3] 山口正剛, ふぇらむ 15(2010)755-761.
[4] 山口正剛, まてりあ 54(2015)110-117.

2-3. 放射性セシウムの環境中での化学状態

2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震及び津波に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故により放射性元素が環境中に放出された。中でも、放射性セシウムは表層土壌に強く吸着し、長期間、地表に放射線源として留まるため、住民の長期に渡る被ばくや避難の原因となってきた。そこで、政府・自治体等は大規模な除染を行い、その結果、多くの地域で空間線量率は減少し、一部住民は帰還するに至った。しかし、この大規模除染によって大量の除染除去土壌が発生し、その保管が国民に大きな負担を与える問題となっている。この問題を解決するためには、除染除去土壌から放射性セシウムを取り除き、保管の必要がある汚染土壌の容積を減らすことが必要であるが、十分に効率的かつ経済的な方法は未だ開発されていないと判断されている。その理由は、放射性セシウムの土壌による吸着現象のメカニズムが分からず、科学的評価ができない上、科学的知見に基づく工学技術の最適化も不可能であり、凡そ手探りの状態での技術開発が先行しているためである。この事態の打開を図るため、発表者らは第一原理計算手法を用いて、その吸着メカニズム、即ち吸着した化学形態の謎を探ってきた。

これまでの研究により、土壌中の風化雲母粘土鉱物がセシウムを強く吸着していることが知られており、Fig.5 のような風化雲母粘土鉱物のモデルを構築した[5]。このモデルに対し、第一原理計算手法にてセシウムの吸着エネルギーを評価した結果、雲母粘土鉱物が風化してできる楔状の構造（Fig.5:左上図）がセシウム吸着に本質的な役割を果たすことが分かった。また、そのメカニズムは次のように解釈できることが分かった（Fig.5:右図）。セシウムイオンは元々、雲母粘土鉱物に入っているカリウムイオンと交換し、雲母粘土鉱物に吸着されるが、セシウムはカリウムよりもイオン半径が大きいため、層間の狭い未風化の粘土鉱物に入ってもエネルギー的に不安定になってしまう。一方で、風化した粘土鉱物に存在する楔状の構造は、セシウムイオンの半径にちょうど良い層間距離の部分が存在するためセシウムを安定に吸着できる。これは、粘土鉱物におけるセシウム吸着様態を明らかにしたものであり、除染除去土壌の減容技術開発の基礎的知見として重要な結果であると考えられる。講演では、時間が許せば粘土鉱物によるセシウム吸着関連の他の研究結果についても報告する[6, 7]。

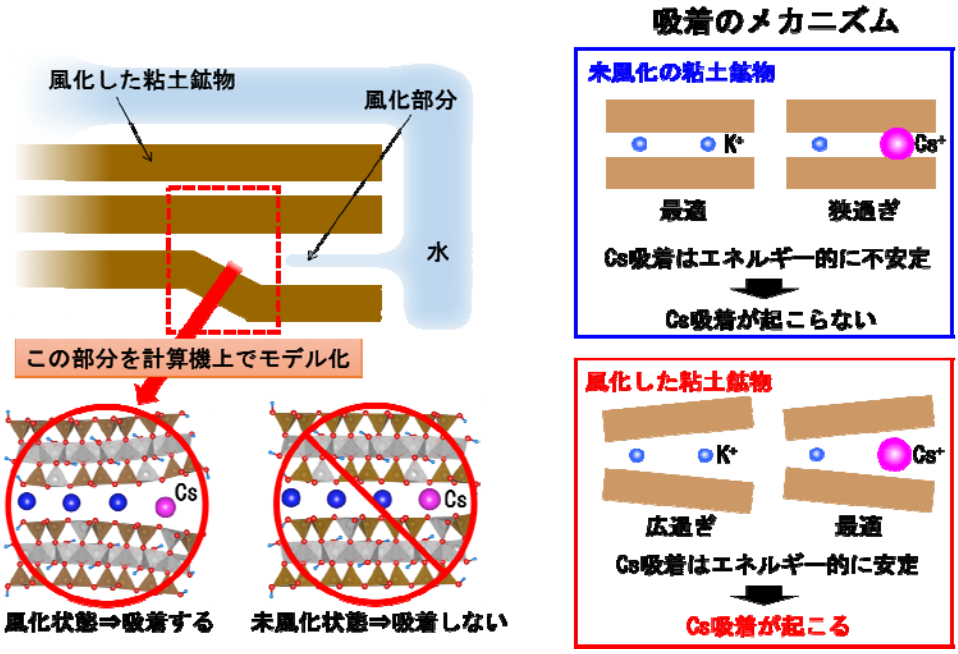


Fig.5. 風化した粘土鉱物によるセシウム吸着シミュレーション:　粘土鉱物の風化部分(左上図)に着目し、モデルを構築して第一原理計算法によって吸着エネルギーを評価した（左下図）。その結果、風化状態以外では、セシウムを吸着しないことが分かった（右図）。

参考文献

[5] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, J. Phys. Soc. Jpn. **82**, 033802 (2013).
[6] M. Okumura, H. Nakamura, and M. Machida, Clay Sci. **18**, 53 (2014).
[7] M. Okumura *et al.*, AIP Adv. **7**, 055211 (2017).

3. まとめ

以上、第一原理計算手法を適用し得られた成果について手短に紹介したが、粒子法という観点から考えると、粒子を原子・分子という物質の最小構成単位（実際は更に最小単位の素粒子があるが、それらは核反応以外では殆ど物質の性質に寄与しない）とすると、その相互作用は、電子の状態、即ち、電子の波動関数を求めることで計算可能という概念の上に第一原理計算は成立していることが分かる。このような素朴だが直接的な科学の進展が、膨大な時間をかけ、多くの科学者により進展してきたことに思いを馳せつつ、原子力分野への適用例の成果と今後の進展を考えると、第一原理計算の長所と短所が浮かび上がる。長所は、上にて記してきたように、その計算手法の普遍性であり、適用領域が極めて広いということである。しかし、第一原理計算といえども、近似計算手法を用いており、その近似による限界を理解し、その適用範囲を更に広げる努力が必要である。最近になり、認識されてきたことだが、従来の第一原理計算はそもそも、ファンデルワールス力の重要な一種である分散力を全く記述できないことが知られていたが、その事実を明確に認識していた利用者は多くない。その力による物性への寄与は、計算から完全に抜け落ちていたが、全く気にせず利用されてきたのである。しかし、今は、その補正手法が多数開発されているが、このような問題は、人々が精度を高める欲求を募らせれば、次々と今後も顕在化していくことが想定できる。正に技術や社会の成熟とも発生する課題と同じ構図である。その一方、扱える系の空間的大きさと時間的長さが特に限定的であることにも注意する必要がある。その限界を深く認識しつつ、適用範囲を更にメゾ、マクロの物性や物質特性の理解へと拡げる可能性を追求すべきである。その方向性の最近の興味深い挑戦として、AI を用い、第一原理分子動力学を実施することで、原子・分子間に働く相互作用の特徴を記憶させ、大規模な分子動力学計算へと系の時空間スケールを拡大させるという方向性がある。これまでは、人間が相互作用を深い物理的洞察や豊かな知見によりモデルを構築してきたが、第一原理分子動力学を計算機上で実施することで、AI がその得られた膨大なデータを基に、その特徴量を自動的に把握し、相互作用モデルを作り、高次レベルの計算手法に渡すという考え方である。このような挑戦は、これまで問題となってきたシミュレーション手法のマルチスケール化・高次化という課題に一石を投じるかもしれないという期待を記し、本予稿を閉じることとする。

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 2 -Advanced and Fundamental Systems Technical Committee, Radiation Shielding Subcommittee

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[1K_PL] Standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

Chair: Yukio Sakamoto (ATOX)

[1K_PL01] Disucussion on the standardization of concrete compositoin for radiation shielding design

*Kenichi Kimura[1] (1. Fujita Corp.)

[1K_PL02] The concrete used for radiation shield walls

*Toshinobu Maenaka[1] (1. Takenaka Corp.)

[1K_PL03] Dose fluctuation by concrete compositions

*Mikihiro Nakata[1] (1. MHI NS ENG)

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について

Standardization of concrete composition for radiation shielding design

（1）遮蔽材料に係る学会標準の策定について

(1) Discussion on the standardization of concrete composition for radiation shielding design

*木村 健一[1] 中田 幹裕[2], 奥野 功一[3], 平尾 好弘[4], 石川 智之[5], 坂本 幸夫[6]

[1]㈱フジタ, [2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱, [3]安藤ハザマ, [4]海上技術安全研究所, [5]伊藤忠テクノソリューション㈱, [6]アトックス

1. はじめに

本標準は、原子力発電所及び放射線利用施設の設計段階で必要となる遮蔽材料のうち、遮蔽コンクリートの組成に関して、施設別の状況調査や国内外の文献調査及び遮蔽材料組成の基本的な策定方法を示すとともに、遮蔽コンクリートの材料組成を規定するものである。なお、この標準は既知及び実測データがある場合にはその利用を妨げるものではない。

本セッションでは、これまでに検討してきた標準の素案についての紹介を行う。本報では全体概要と組成標準の策定方法及び組成標準、第２報（遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて）にでは遮蔽コンクリートの施工的観点（材料や品質管理）からの実情について、そして第３報（コンクリート材料変動に対する線量率影響検討）では材料変動に対する線量率影響の評価の概要を述べる。

2. 適用範囲

この標準は、原子力発電所、再処理施設及び放射線利用施設（γ線利用施設、放射線を用いた医療施設、研究用放射線施設などのうち、発生中性子及び光子のエネルギーが 20MeV 以下の施設）における遮蔽材料の基本的な策定方法をもとにした遮蔽材料組成（遮蔽コンクリート）を規定している。

3. 遮蔽材料の組成標準

本標準では遮蔽コンクリートの材料組成の標準を規定する。そのためまず、図１に示す遮蔽材料組成の基本的な策定手順を明示した上で、その手順に基づいて決定した組成を示す。

本項目は、標準値（組成）の決定方法、遮蔽材料の組成標準（具体的組成）、遮蔽コンクリート組成標準を使用する場合の考慮事項、そして遮蔽コンクリートによる線量率の減衰に関する解析、などにより構成される。

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者以外に加え、作業に参画いただいた、本作業会及びWGの下記諸氏に､深く感謝いたします。吉田昌弘氏（原安技センター)、河野秀紀氏(アトックス)、田中健一氏（エネ総研)､大石晃嗣氏(日環研)､月山俊尚氏、坂本浩紀氏(日立 GE)、谷口雅弘氏（大成建設)、佐藤隆氏（大林組)、小迫和明氏（清水建設)、吉岡健太郎氏（東芝)、尾方智洋氏（三菱重工)、天野俊雄氏（伊藤忠 TS)、和田浩之氏（中部電力)、紺谷修氏（鹿島建設)、前中敏伸氏（竹中工務店)、辻弘一氏（JANSI)、丸山一平氏（名古屋大学)。

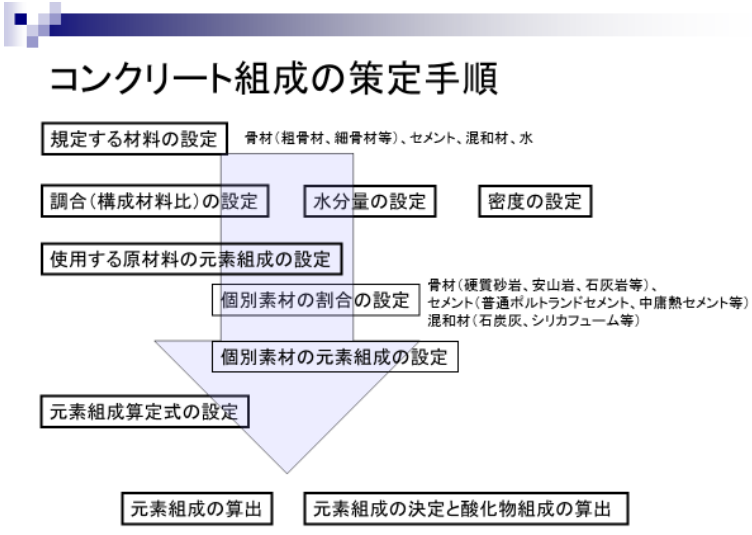


図１　コンクリート組成の策定のための手順

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yoshihiro Hirao[4], Satoshi Ishikawa[5] and Yukio Sakamoto[6]

[1]Fujita Corporation, [2]MHI-NS, [3]Hazama-Ando, [4]National Marine Research Institute, [5]ITOCHU Techno-Solutions and [6]ATOX Corporation

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design

（2）遮蔽要求部に用いられるコンクリートについて

(2) The concrete used for radiation shield walls

*前中敏伸[1]，丸山一平[2]，和田浩之[3]，紺谷修[4]，木村健一[5]
[1]竹中工務店，[2]名古屋大学，[3]中部電力，[4]鹿島建設，[5]フジタ

１．はじめに

コンクリートは、遮蔽設計の対象となるガンマ線や中性子線に対し、使用するコンクリート調合や構造体の形状により概ね期待する遮蔽性能を確保することができ、地産地消の材料を使用する安価な材料である。しかし、コンクリートは鉄や鉛のような単一材料ではないため、建設箇所、打設箇所、打設時期等の施工条件により、建物を構成する各部材の品質は変化する。本文では、遮蔽要求部位に使用するコンクリートの実情をまとめ、遮蔽材料標準を設定する場合の留意点をまとめる。

２．コンクリートの品質管理

遮蔽要求部位にコンクリートを施工する場合の標準的な仕様として、日本建築学会から発刊されているJASS5[1)]と JASS5N[2)]がある。前者は、一般建築物に対する仕様をまとめたもので、主に病院内の特定設備を遮蔽する場合等に用いられる。後者は、建屋全体に遮蔽要求がある原子力発電所施設等に用いられている。各仕様書の項目は、遮蔽要求のない一般のコンクリート構造物に比べ、使用材料に対する差異は少ないが、部材厚が大きくなることや遮蔽設計におけるコンクリートの与条件（単位容積質量や部材厚さ）に起因する品質管理項目が付加されることが相違点である。

３．コンクリートに使用する材料

セメント　：　普通セメントを使用する場合が多いが、部材厚が厚くなる場合には、セメントの水和反応に伴う温度上昇を抑制することを目的に、中庸熱セメントやフライアッシュ等を使用する混合セメントを使用することが多い。骨材　：　骨材は粗骨材（砂利）と細骨材（砂）に分類でき、天然資源（河川砂利、山陸砂利、河川砂、山陸砂）が多用されていたが、近年は砕石や砕砂の利用が多くなっている。2016年の経産省の生コンクリートの統計[3)]を図１に、砕石と砕砂の原石分類[4)]を図２にまとめる。

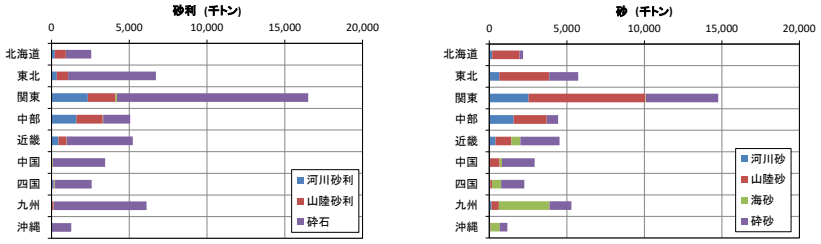


図１　生コンクリートにおける骨材分類(2016 年)

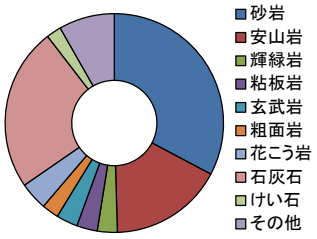


図２　砕石の原石分類(2016 年)

４．遮蔽標準設定に対する課題

遮蔽要求部位に使用するコンクリートは、品質管理項目が多くなるが、特別なコンクリートを打設するわけではない。しかし、遮蔽設計で必要になるコンクリートの特性（元素組成、単位容積質量およびコンクリート中の水分量等）は、使用材料の地域性、調合および形状の自由度から変化するため、各特性が遮蔽計算結果に及ぼす影響を把握し、説明性および代表性を確保できるよう慎重に策定する必要がある。

参考文献

1)　建築工事標準仕様書・同解説　JASS5　鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2015 年
2)　建築工事標準仕様書・同解説　JASS5N　原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会、2013 年
3)　平成 28 年(2016))　生コンクリート統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課
4)　平成 28 年(2016))　砕石統計年報、経済産業省製造産業局素材産業課

*Toshinobu Maenaka[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Kenichi Kimura[5]
[1]Takenaka Corporation, [2]Nagoya Univ., [3]Chubu Electric Power Co., Inc., [4]Kajima Corporation, [5]Fujita Corporation

2017年秋の大会

標準委員会セッション 基盤応用・廃炉技術専門部会 放射線遮蔽分科会

日本原子力学会標準「放射線遮蔽設計に用いる遮蔽材料組成（コンクリート編）」の策定について
Standardization of concrete composition for radiation shielding design
（3）コンクリート材料変動に対する線量率影響検討
(3) Dose fluctuation by concrete compositions

*中田　幹裕[1]，月山　俊尚[2]，吉岡　健太郎[3]，尾方　智洋[4]，
天野　俊雄[5]，小迫　和明[6]、河野秀紀[7]

[1]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱，[3]㈱東芝，
[4]三菱重工業㈱，[5]伊藤忠テクノソリューションズ㈱，[6]清水建設㈱，[7]㈱アトックス

1. 目的と概要

本標準では、遮蔽設計段階での標準遮蔽コンクリート組成の規定を目指している。遮蔽壁施工段階では、遮蔽設計条件としたコンクリート組成と同一組成のコンクリートを施工とすることは困難である。そこで、国内のコンクリートで想定される、製造時の配合変動、水分量変動、元素組成変動が、遮蔽透過時の線量率に与える潜在的影響を評価し、標準組成を遮蔽設計で使用する際の参照データとして整備することを目的とし、線量率影響検討を実施中である。本報告では、これまでに実施した評価の概要と、策定中の原子力学会標準に参考情報として掲載する内容を紹介する。

2. 線量率影響検討の進捗と概要

2-1. 実施事項

今回の標準での検討対象範囲は、現存及び今後設置される施設で主要となる原子炉施設と 20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備とした。

遮蔽透過後の線量率への影響因子として、コンクリート製造時の配合変動、コンクリート材料に起因する元素組成変動、及び水分量変動を考慮した。これらの因子に基づく、標準コンクリート組成に対する潜在的線量率変動について、対象施設別に中性子及びγ線源のケーススタディを実施した。この評価結果は、遮蔽コンクリート標準組成の適用に対する留意事項として、標準に掲載する予定である(図-1 参照)。

過去 2 年間の検討では、各因子の影響度合いを把握するため、国内でサンプルしたコンクリート材料の分析結果に基づき設定したコンクリート組成（F02HT）を基準とし、分析結果のバラつきに基づく製造時成分変動、JASS5N などの既存データに基づいた水分変動、元素組成変動の初期評価として原子炉施設設計で参照してきたコンクリート元素組成事例である、ANL-5800 と 6443 の元素組成変動をパラメータとして計算を実施した。

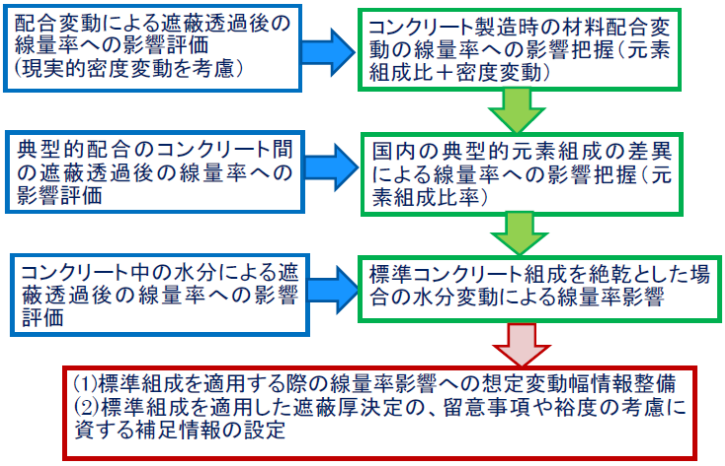


図-1 線量率影響検討流れ

想定する線源スペクトルとして、原子炉施設では中性子とγ線の線源を想定した。具体的には、^{235}U, ^{239}Pu, ^{252}Cf の自発核分裂中性子スペクトルと、BWR の生体遮蔽透過後の中性子スペクトル、^{60}Co, ^{137}Cs, ^{16}N のγ線スペクトルと、^{235}U 核分裂γ線スペクトルを対象とした。

20MeV 以下の中性子を発生する加速器設備としては、18MeV の PET 照射医療用加速器を事例とした。

解析計算では、コンクリート材料変動の影響が、他の不確定因子の影響なく線量率計算結果に現われるように、幾何学形状は可能な限り単純化するとともに、計算手法も可能な限り簡素な手法を選択した。具体的には、原子炉施設の線源に対しては 1 次元球体系幾何学配列で、ANISN コードで計算を実施し、MCNP

コードで補足計算を行った。加速器施設に対しては加速した陽子による中性子発生を評価する必要性から、PHITS コードを用いた平板体系で計算を実施した。それぞれの幾何学形状を、図-2,3 に示す。

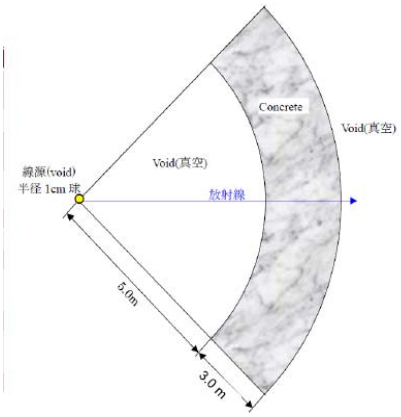


図-2 原子炉施設に対する計算幾何学形状

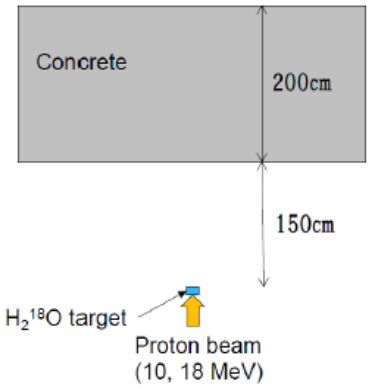


図-3 加速器施設に対する計算幾何学形状

2-2. 検討状況概要

ケーススタディの結果を、中性子線源については典型的な中性子源遮蔽厚さとして 2m、γ線源については原子炉施設の補機の遮蔽を想定し 50cm を例に、概要を示す。中性子線源に対する線量率変動は、原子炉施設の各線源スペクトル及び加速器施設ともに、配合変動（密度の±3σ）で約 1.5 倍、水分変動（絶乾～自由水 0.1g/cm^3）で 5～10 倍、元素組成変動（初期検討）で 2 倍程度となった（図-4 参照）。γ線源については、配合変動と水分変動共に約 1.5 倍で、エネルギーが高い ^{16}N では変動が極めて小さかった。遮蔽厚に対しては、線量率で 2 倍に差が生ずる場合、コンクリート厚で高々10cm 程度の影響である。

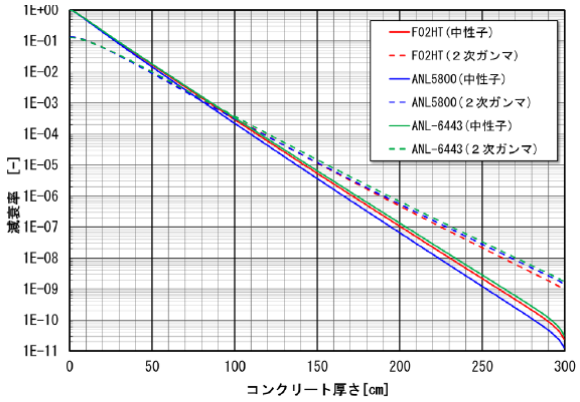


図-4 原子炉施設に対する組成変動解析事例

また、中性子束が一定の場合、水分が多いほど 2 次γ線発生量は増える傾向にあるが、コンクリート中の 2 次γ線発生量は水分増加による中性子の減衰に支配され、水分量が多いほど 2 次γ線の線量率が増える逆転現象は現れなかった。さらに、これまでの解析結果から、中性子の減衰に対しては水分と軽元素（Si, Ca）の影響が大きく、γ線の減衰に対しては密度依存で元素の差異は現れない傾向となった。

なお、熱中性子の上方散乱による線量率影響について、過大側の評価を実施したが、1%以下の影響であり、本検討では考慮する必要がないことを確認している。

2-3. 今後の計画

現在、標準に規定する遮蔽コンクリート組成と、その設定データに基づく、配合変動、水分変動、元素組成変動に対する、最終的な線量率影響検討を実施中である。検討では、これまでのケーススタディ結果に基づいて、代表的な原子炉施設の中性子及びγ線源と 18MeV 医療用加速器線源に対して計算を実施中である。ここで、元素組成変動については、ケーススタディで実施した ANL-5800, 6443 組成に加え、国内の典型的な元素組成を加えた、線量率影響検討を実施中である。また、加速器線源については、施設の遮蔽設計の観点で、医療用加速器を主な対象とするが、中性子エネルギースペクトルの特性として異なる 14MeV D-T 線源についても、線量率影響検討を実施中である。

3. 原子力学会標準への掲載計画

上記 2-3 節に示した線量率影響最終検討は、評価結果に基づく見解とともに、標準に規定する遮蔽コン

クリート組成を遮蔽設計に適用する場合の留意事項として、附属書（参考）に掲載する予定である。また、最終計算に至る前の、参照コンクリート組成 F02HT に対する種々の線源に対するケーススタディ、解析計算に使用した具体的条件とデータ、ケーススタディに基づく線量率への影響因子の考察、最終検討に用いる代表線源の選定過程及び上方散乱の評価内容詳細については、解説に参考情報として掲載予定である。

附属書（参考）の構成は下記を予定している。

(1) 対象とする線源範囲
(2) 遮蔽透過後の線量率影響で考慮する成分変動
(3) 線量率影響検討
(4) コンクリート組成変動に対する遮蔽性能留意事項

4. 謝辞

本発表に当たり、共同発表者に加え、作業に参画いただいた、本作業会感度解析 WG の下記諸氏に、深く感謝いたします。

吉田昌弘氏（原安技センター）、坂本幸夫氏（アトックス）、田中健一氏（エネ総研）、大石晃嗣氏（日環研）、坂本浩紀氏(日立 GE)、谷口雅弘氏（大成建設）、木村健一氏（フジタ），奥野功一氏(安藤ハザマ)

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Kentaro Yoshioka[3], Tomohiro Ogata[4], Toshio Amano[5], Kazuaki Kosako[6], Hidenori Kawano[7]

[1] MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd，, [2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] TOSHIBA Corp., [4] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.，[5] ITOCHU Techno-Solutions Corporation，[6] Shimizu Corporation, [7] ATOX Corp.

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

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[1O_PL] A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016 Dialogue with Society and Professional Knowledge

Chair: Rieko Takaki (ECP)

[1O_PL01] The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*Muneo Morokuzu[1] (1. PONPO)

[1O_PL02] Dialogue with the Public

Cases in Japan

*Naoki Yamano[1] (1. RADONet)

[1O_PL03] Dialogue with Stakeholders

Cases in Overseas and Implications to Japan

*Tomoko Murakami[1] (1. IEEJ)

2017 年秋の大会
社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—
A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016
-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

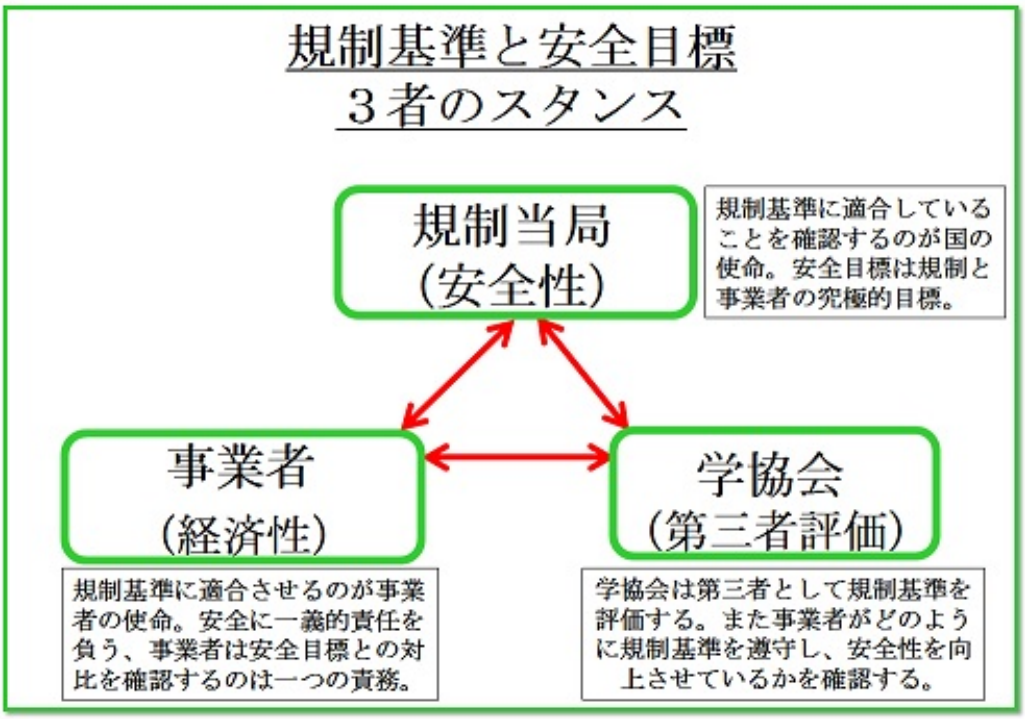
(1) 学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性と現状

(1) The Necessity for Information Providing to the Public with All AESJ's Might and Current Situation

*諸葛宗男 [1]
[1]PONPO

1. はじめに

再稼働する原子力発電所は原子炉等規制法第 43 条第３項の８にしたがって設置変更許可（適合性審査）を得なければならない。そのために新規制基準に適合する改造を行い、既に 12 基の原子力発電所が原子力規制委員会（規制委）の許可を得ている。しかし、国民は新規制基準に適合した原子力発電所が安全目標をクリアしているのか否かはもちろん、福一事故前と比べてどれだけ安全になったのかを規制委から説明されていない。しかも、規制委員長はマスコミに対して「私は安全とは言わない」と明言している。本稿は適合性審査に合格した原子力発電所がどれだけ安全になったのか、また、新規制基準とは何なのかを第三者の立場から検討する。



2. 講演でお話しすること

規制委は法律に沿って審査することに専念している。日本原子力学会は専門家集団として、状況をできるだけ判り易く国民に説明する責任を有している。数が多く判り難い規制基準が何なのかや、どれだけ安全になったのかを説明する。本講演のタイトルに掲げた「学会の総力を挙げた市民への情報提供の必要性と現状」に近づけるよう試みるつもりである。

3. 新規制基準とは何か

もちろん、主な目的は福島第一原子力発電所が陥ったような事態に陥ったとしても、事故にならない「再発防止策」である。規制委のホームページには新規制基準として 10 項目が書かれているが、その中には、米国で起きた 911 同時テロ対策としての航空機衝突対策、或いは海外で起きたトラブルの水平展開として実施するものも含まれている。昨年春の大会の発表の中には各電力会社が実施している安全対策を具体的に 112 項目列挙したものもある。

4. 規制委はどんな安全目標を掲げているのか

新規制基準は法律で電力会社に義務付けたものであり、決定論である。これによってどれだけ安全になったのかは様々な起因事象を仮定して確率論的リスク評価(PRA)で評価しなければならない。規制委員長は適

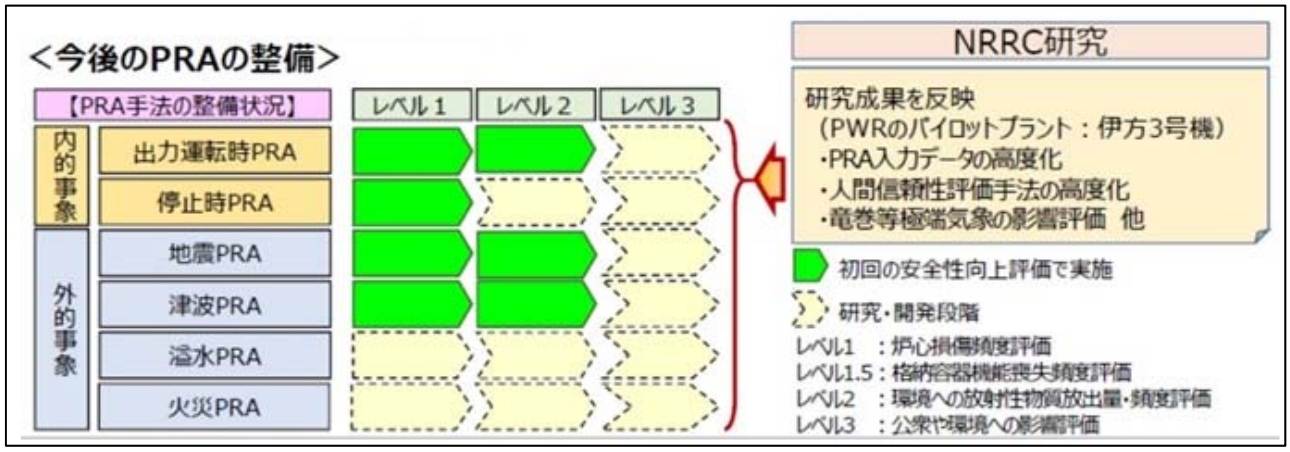
合性審査前の 2013 年に国会で安全の目標について語っている。100 万年に 1 回起きる事故での放射能放出量を福一事故の 100 分の 1 にすることを安全目標に加える、とした。すなわち、100 万年に 1 回の事故での放出放射能を 100 テラベクレル以下にすることを目標としている。

5. 新規制基準を満たした原子力発電所は安全になったのか

2015 年 5 月に資源エネルギー庁で開かれた発電コスト等の検証 WG の評価によれば、新規制基準に書かれた安全対策をすべて実行すれば、事故が起きるリスクは 56%減少するとのことである。

6. 規制委の見解

安全性の評価には世界のどの国でも確率論的リスク評価(PRA)が使われている。我が国も随分前から PRA 手法を開発してきたが、規制に採用されていなかったこともあり、開発が大幅に遅れている。現在、起因事象として内部事象を２通り（定常時と停止時）、外部事象を４通り（地震、津波、溢水、火災）の６通りの PRA を開発中で、既に実用に供されているのはレベル１で４通り、レベル２は３通り、レベル３はゼロである。規制委は日本の確率論的リスク評価(PRA)は 18 通りの PRA のうち、7 通りの PRA しか行っていない。全体のリスクの内の一部しか評価できていないため、どれだけ安全になったのかを論ずるのは時期尚早だとしている。



7. 新規制基準に適合させるためにかけている費用

前出のエネ庁発電コスト等の検証 WG の評価では安全対策に要する費用は原子力発電所 1 基で約 1000 億円だとしている。マスコミが報道している金額を単純集計すると 1 基平均 1270 億円である。今、審査中の 26 基の合計と日本原燃が公表した 7500 億円を合わせると、総計は約４兆円となる。

8. 黒ぬりが問題

適合性審査で確率論的リスク評価(PRA)の資料は提出されているが大幅に黒塗りされていて、原子力学会では十分な検討ができない。日本原子力学会は電力会社の PR 資料に記載された数値しか判らないのでは第３社としての検討を行ったと言えない点が問題である。

*Muneo Morokuzu[1]
[1] Public Outreach NPO

2017年秋の大会

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
—社会との対話と専門知—

A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016

-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

（2）市民との対話 —我が国おける活動事例—

(2) Dialogue with the Public -Cases in Japan-

*山野　直樹[1]

[1]RADONet

1. はじめに

現在、新規制基準による適合性審査を通過した７基の原子力発電所のうち５基が稼働中であるが、６年前の福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と記す）の社会的影響は、不安、嫌悪、忌避など、人々の意識下に沈着している。食品の放射線安全に関する消費者庁の意識調査結果[1]（第 9 回：2017 年 3 月 8 日）を見ても、福島産の食品を避ける割合は低下傾向にあるが約 15%の人は購入をためらうと回答している。放射線の基礎知識の理解の減少が横ばいの傾向になっているとは言え、約 50%の人は確かな知識を持っていないことが分かる。

このような傾向が続くことは、原子力の受入れのみならず、医療を含む放射線利用や環境・エネルギー問題にも大きな影響を与える。ここでは、消費者庁などのリスクコミュニケーション（以下、リスコミと記す）や筆者の実践経験等を例示して、市民との対話はいかにあるべきかを考える。

2. 従来型のリスクコミュニケーション活動

福島事故後、多くの学協会が放射線に対するリスコミを実施した。消費者庁は食品安全の観点から早期にリスコミを開始し５年を超える活動を継続している。その活動実績は食品に関するリスコミ研究会報告書[1]にまとめられているが、2011-2017 年度の間に 510 回を超える意見交換会（うち 3 回は 20 名程度の車座形式）、「食品と放射能 Q&A」の発行、地方公共団体や関連団体と協力した約 3,400 名のリスクコミュニケーター養成、風評被害に関する消費者意識の実態調査（2013 年 2 月から 2017 年 2 月まで延べ 9 回）などを実施している。消費者庁は、国が意見交換を実施する際には、多数の参加者に等しく情報提供し、多様な参加者の意見聴取が可能なことを理由に、大会場でのシンポジウム形式を中心に今後も実施するとしている。他方、多様な意見交換等については、その目的や参加者の属性に応じて、車座を含めた多様な形式を検討することが望ましいとしている。

学協会の活動事例の一つとして、日本放射線影響学会福島原発事故対応 Q&A グループが 2011 年 9 月より 2016 年 12 月までの間に 171 回実施した「放射線影響解説セミナー」[2]にも注目したい。このグループが実施した開催形式は、数百名の講演会から 30～40 名の小集団を対象とした膝詰め講演会まで多様である。活動記録では、「大規模な講演会では、限られた質問時間では、生じた疑問の多くを解消できず、かえって不安が増す傾向があり、効果が少ない」ことを示唆している。また、「インターネット時代を反映して放射線の健康影響に関する情報が氾濫したことによって、かえって情報の真偽が判断できず、人々の間に不安が根強く蔓延していることを感じる」と述べている。

3. 参加型リスクコミュニケーション

従来型のリスコミの問題点を解決する手法としては参加型リスコミ手法がある。その一つとして推進側と反対側の専門家によるディベート集会[3]が挙げられる。しかし、対立するエビデンスを整理する程度の成果しか得られない場合や二項対立を助長する傾向があるなどの理由で必ずしも効果的ではない。

少人数の参加型対話は前掲の「放射線影響解説セミナー」が採用しており、消費者庁も車座集会と称して数回採用している。この方法は、参加者が少人数であり、参加者の理解が深まる、質疑・意見交換の内容が個別かつ個人の身近な話題となりやすいといった特徴がある。しかし、その多くが 1 回限りの対話で

あり、1～2 回程度の参加では本音の意見が出ない、井戸端会議（後の記憶に残らない）になりやすい。さらに、意見交換をした結果がどのように反映されるか分からない、関心・興味のない人はそもそも参加しないという本質的な課題がある。

4. 地域参画型リスクコミュニケーション

筆者らは、上記の参加型リスコミの問題点や課題を解決する手法として、新たな「地域参画型リスコミ手法」[4]を構築した。この手法は地域コミュニティメンバーによる参画型の少人数のワークショップ（勉強会）形式を採用する。従来の参加型リスコミのように 1～2 回程度の勉強会では有効性に疑問があるため、5 回以上の繰り返しの勉強会を行う。そのためには繰り返し参加する参加者のモティベーションが必要であり、人々の「知る権利」だけでなく「自己決定権」、「自己効力感」に強く働きかけることで、モティベーションを維持できるように配慮するとともに、参加して議論した結果が具体的に反映される目標を設定し、ステークホルダー入力のプロセスを確実にすることが特徴である。

2013～2015 年度に敦賀市において、2 つの地域コミュニティメンバーの少人数グループ（各 12 名）を作り、低線量放射線の健康影響に対する勉強会を 2 年間で各グループ 10 回実施した。勉強会の中では、単に「知識」だけではなく「考え方」を伝える、「価値」への質問に答えるなどの工夫をすることによって、比較的早い時期にグループ内の信頼感を構築する配慮を行った。

勉強会開始時と 2 年後に、同一質問項目による意識調査を勉強会参加者に対して行い、勉強会前後での知識と意識の変化を測定した。また、2013 年 9 月には一般の敦賀市民を対象とした意識調査を行っており、同一の質問項目を多数採用しているため、勉強会参加者と敦賀市民との比較検討を行うことができた。

比較結果の一例として、福島産の食品を避けるかとの質問に対する回答を図 1 に示す。一般の敦賀市民は 17%が強い肯定、19%が弱い肯定を示したのに対して、勉強会参加者は勉強会開始時では 21%が弱い肯定で勉強会後ではそれが 10%に減少した。なお、勉強会参加者では強い肯定は 0%であった。

当日報告するが、知識および意識の両者で顕著な変化が見られ、一般の敦賀市民と比べて高い認知レベルを示していることが確認できた。

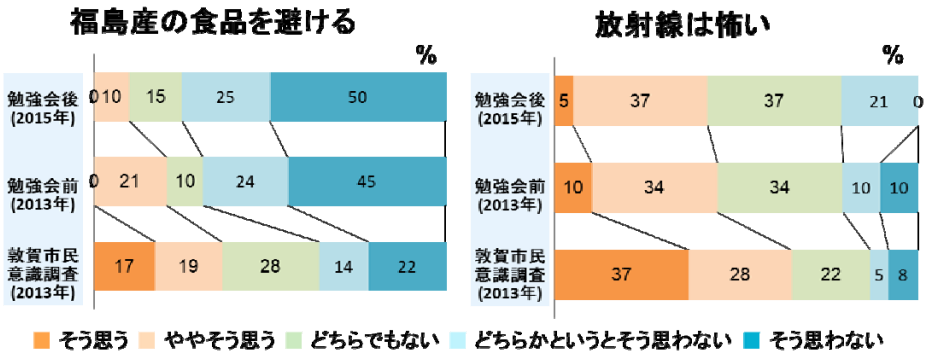


図 1 低線量放射線の健康影響に対する意識調査結果の比較

5. 市民との対話の重要性

市民との対話のためのリスコミ手法について国内の活動事例をいくつか述べたが、最近のインターネット経由の twitter による Fake News や個人攻撃の拡散など、何が信頼できる確かな情報か判断しにくい状況が続くと思われる。原子力や放射線に関する市民との対話は継続が肝要であり、今後の原子炉廃止措置や地層処分などの難問の解決に向けた更なる取組みが必要である。本報では「地域参画型リスコミ手法」の有効性を示したが、「対話の相手との信頼構築」、「エビデンスに基づく説明」、「問題点や課題について誠実に対話し、建設的な解決方策に対する意見を伺う」等のリスコミの基本的な定石を誤らない実装方法が必須である。

参考文献　1. 消費者庁, http://www.caa.go.jp/earthquake/understanding_food_and_radiation/, 2. 日本放射線影響学会, https://www.jrrs.org/faqpage/seminar/, 3. 八木絵香, 高橋信, 北村正晴, 日本原子力学会和文論文誌, 6[2], pp.126-140(2007)., 4. 山野直樹, https://www.cbriskcommunication.org/

*Naoki Yamano[1]
[1]*Registered Non-Profit Organization* Radiation Dose Analysis and Evaluation Network (RADONet)

2017年秋の大会

社会・環境部会セッション

平成 28 年度社会・環境部会賞受賞記念講演
―社会との対話と専門知―
A Commemorative Lecture by Recipients of Social and Environmental Division Awards in FY2016
-Dialogue with Society and Professional Knowledge-

（3）ステークホルダーとの対話 ―海外の事例と日本への展開―

（3）Dialogue with Stakeholders -Cases in Overseas and Implications to Japan-

*村上朋子 [1]
[1] 日本エネルギー経済研究所

1. ステークホルダーとの対話の目的と対象

ステークホルダー（Stakeholder、意訳＝利害関係者）とは誰なのかというと、実は意識せずに漠然と「一般市民」「国民」と思う方が多いのではないか。しかし、それは議論の混乱の元である。

1 月 17-19 日、パリで OECD 原子力機関（OECD/NEA）の主催する国際会議「原子力の意思決定に関するステークホルダーとの関わり（Stakeholder Involvement in Nuclear Decision Making）」が開催された。その会議では、有用な示唆が以下の通り示された。

- ステークホルダーが誰（何）かは場合により違うので、その定義から明確にせねばならない。
- ステークホルダーとの議論を何のためにするのか、その目的を明確に持つことが必須である。目的が明確であれば、おのずとステークホルダーの定義も明確になる。

一般市民への原子力の重要性の理解浸透を促し、原子力エネルギーが社会から支援されるエネルギーとなるための一助とすることが目的であれば、ステークホルダーは立地地域に限らない一般市民である。事業者が自らの活動を認めてもらい、事業を拡大発展していくためであれば、ステークホルダーは規制機関を含む電気事業管轄の官庁や取引先や顧客となるであろう。このように場合により様々な解釈はあるものの、OECD/NEA によれば、ステークホルダーの定義は「関心を有する組織関係者・団体や、社会的な意思決定プロセスにおいて役割を担うことに関心を持つ集団または個人」とされている。

そのようなステークホルダーとの関わりを考える上での定義から想起されるのは、一部の人々が好んで言及する「国民」の定義である。「国民」ひとりひとりの価値観や信条は様々であり、知識水準も社会的立場も千差万別であるから、「国民全体で議論」などということは実際にはあり得ない。ステークホルダーの定義及びステークホルダーとの関わりの目的を明確にしなければならない、というのは、このような暴論がまかり通らないようにするための重要な指摘である。

エネルギー政策や原子力の問題におけるステークホルダーとの対話において、完ぺきな成功事例というものは実は無い。最終決定に至ったという意味でスウェーデンやフィンランドにおける最終処分場決定プロセスは成功事例と言えるかもしれないが、それでも問題が無かったわけではない。次節では隣国の韓国における最近の事例を取り上げ、ステークホルダーとの対話が成り立つ要件について考察する。

2. 韓国での「公論委員会」「審査員」による事例

6 月 19 日の文在寅大統領の脱原子力宣言を受け、韓国の内閣は 6 月 27 日、建設中の新古里 5/6 号機の建

設工事を継続するか否かについて国民的な議論を行うことを閣議決定した。大統領指名により設置された公論委員会（Public Debate Committee）が決定した手法は以下のとおりである。まず、地域・性別・年齢等の属性を考慮した上で 20,000 人ほどを無作為抽出して固定電話または携帯電話によるアンケートを取る。その回答者の中から委員会が“アンケートに本気で参加したと考える”350 人ほどを“Jurors”（審査員）として選抜する。その審査員たちが 3 カ月間、専門家にヒアリング等しながら、新古里 5/6 号機の建設継続可否について公開の議論を交わし、3 カ月後に結論を答申するというものである。

しかしながら、当初はこの委員会及び委員会の選抜した審査員たちの決定をそのまま政策決定事項としようとしていた政府の進め方に対し、「委員会及び審査員たちの位置づけを担保する法律が無いため、法的プロセスとして問題がある」「専門知識の無い審査員たちに 3 カ月で結論を出すことが可能か」等、有識者より様々な声が上がっている。韓国メディアの多くは既に社説でこの議論の進め方に関する意見を述べているが、例えば Yonhap News のように「政策が科学的分析によらず政治的に決まる場合、しばしばこのような喜劇が起きるものだ。」とまで痛烈に批判しているものもある。

3. 日本への示唆

前述の OECD/NEA のステークホルダーとの対話会議では、以下のような示唆も出されている。

- 参加者の属性が多岐にわたる方がより広く意見が集まり、結果として議論も深みが出ることが多いが、論点を絞り、何を得たかったのかを明確にするべきである。
- 人は聞きたいことを聞くものであり、関心も持ってないことについて理解を得ることは困難である。信頼構築には時間はかかるが、直接対話を粘り強く続けるのが最短。ステークホルダーとの対話はそれ自体が究極の目標であり、終わりは無い（Never ends）。

この示唆から日本におけるステークホルダーとの対話はどうあるべき、と言えるであろうか。まず、ステークホルダーの定義とコミュニケーションの目的を明確化することは必須である。事業者や政府は、「国民全体」を対象とした画一的なアプローチに偏っている我が国の広報のあり方を見直し、例えば類似傾向を持つステークホルダー毎の対話の機会を増やす等の改善に取り組むことが望まれる。

韓国の「国民的議論」はまだ緒に就いたばかりである。20,000 人の無作為抽出、及びそれから選抜された 350 人ほどの市民審査員による議論というアプローチは、これまでの説明を見る限りはステークホルダー対話における「対象と目的の明確化」条件を満たしているように思える。論点も明確に「新古里 5/6 号機の建設継続か否か」に絞っており、参加者の判断も得やすいであろう。しかしながらこの事例から我が国への示唆を得るには、なお議論の進展を注視する必要がある。

*Tomoko Murakami[1]
[1]The Institute of Energy Economics, Japan

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

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1P_PL] IoT application in plants and its safety and security measures

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

[1P_PL01] IoT applications for the plant

*Makoto Nakaya[1] (1. Yokogawa Electric)

[1P_PL02] Security and safety technologies for IoT

*Yasuko Fukuzawa[1] (1. Osaka Inst. of Tech.)

[1P_PL03] Security Management & Security Psychology in IoT

*Katsuya Uchida[1] (1. Inst. of Information Security)

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

（1）プラントへの IoT 活用について
(1) IoT Applications for the Plant

*仲矢　実[1]
[1]横河電機㈱

1. 序論
ドイツ発祥の Industry4.0 は新たな産業革命を意味している。プラントで生み出される製品情報ばかりでなく、生産に関わるあらゆる産業機器や搬送機器などの情報もインターネットを介して統合化される。仮想と現実を融合した高度な生産を可能にする CPS(Cyber Physical System)時代に突入したのが現代であろう。IoT(Internet of Things)によりスマート化されたプラントでは、生産される製品の状況、稼働する設備情報、受注から製品出荷までの製品ライフサイクルが IT 技術を駆使してリアルタイムに可視化され情報提供される。工場稼働率、原単位情報などがリアルタイムに把握され生産プロセス上の改善点や問題点が浮き彫りにされる。その結果を活用して生産性向上や省エネが達成される。各地に分散する工場サイト間や協力企業を跨いでの全体最適な操業の現実も予期される。

本講演では、CPS の一例として実際のプラント挙動を忠実に模擬する仮想プラント“ミラープラント”を取り上げる。このミラープラントを具体的にどのようにプラントオペレーション場面で活用するかを紹介させて頂く。

2. 現実と仮想を融合したミラープラント(図 1 参照)
ミラープラントは、プラントの動的挙動を完全に模擬するダイナミックシミュレータである。プラントで収集された温度、流量、圧力データだけでなく制御情報をオンラインでシミュレータに毎秒周期で与える。そして、毎秒周期でシミュレータをチューニングし、現在のプラント状態を計算機上に再現する。特に化学プラントにおいては、反応器内の触媒劣化や付着物による伝熱状態の変化などプロセスは時々刻々と変化する。ミラープラントではプラントの状態変化に追従するのが大きな特徴である。

ミラープラントは CPS そのものであるが、データのみで CPS を構築するのではなく、シミュレーションモデルには物理・化学の理論に則った物理モデルが使われている。プラントのオペレーションは統計や確率で決まるものではなく、データ+ロジックで CPS を構築した。

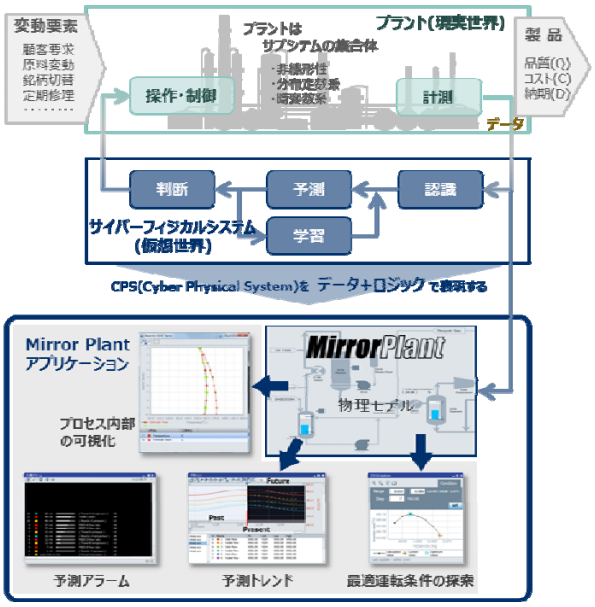


図 1. CPS としてのミラープラント

3. ミラープラントの活用紹介
3-1. プロアクティブオペレーション(図２参照)
コンピュータ上に現在のプラント状態を再現するシミュレーションモデルを構築することができれば、実時間より高速にシミュレーションすることで、近未来のプラント状態の変化を精度高く予想できる。ミ

ラープラントでは理論に基づいて構築されたモデルを採用しているため、操作を入れた場合でのプロセス変動予測情報をオペレータに提供できる。プラントにはむだ時間や遅れが存在するため、重要プロセス変数が、操作後定常状態に落ち着くまでのプロセスの振る舞いを予測することはオペレータに非常に有効である。未来に何か問題があれば、それを回避する操作を事前に施すことが可能になる。

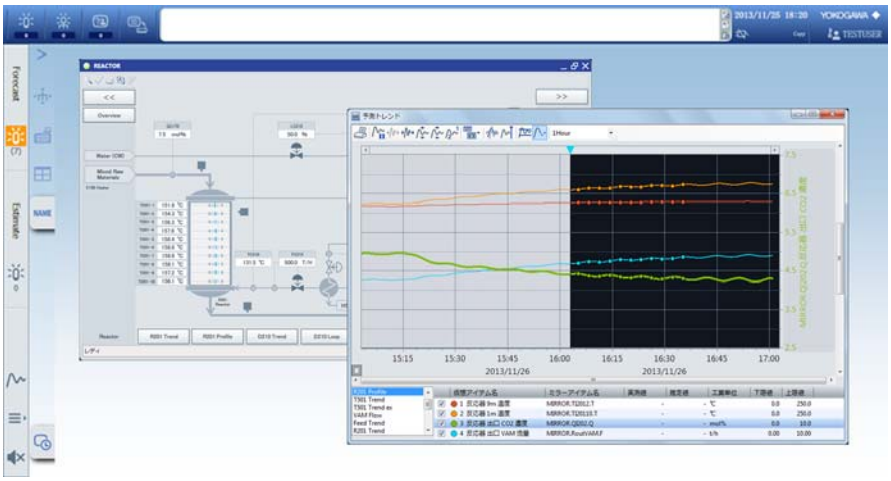


図２. プロアクティブオペレーションを実現したミラープラントの操作画面

3-2. 最適オペレーション設計

プラントでの非計測点を可視化あるいは予測することにより、現在よりもよりよい運転条件を探索することが、ミラープラントを活用して実施できる。特に、化学プラントでは原燃料の多様化、プラントの増改築、設備の入替えなど生産する品目は変わらないが、現在のオペレーションを変更しなければならない時に現在のプラント状態を作り出すミラープラントにより事前検討が行える。

3-3. プロセス診断

ミラープラントでは物理・化学法則に従ったプラントモデルを採用している。シミュレータによる温度計算は熱収支によって求められる。一方、実際のプラントでの温度は、ゼーベック効果を利用した熱電対により計測される。全く異なった計測手法(計測の冗長化)により求まった温度データを比較することで、センサのドリフトなどを監視することができる。

4. 今後の展望

防爆型無線センサや光学を応用したリアルタイム組成分析計などの登場により、プラントの現在状況を知るための情報量は今後各段に増加する。現在の Big DATA、IoT の活用はプラントの設備診断に主眼が置かれているようだが、本稿では IoT 活用が産み出す CPS を応用したオペレーション改革にスポットを当てた。仮想と現実を融合したミラープラントのアプリケーションを紹介した。ミラープラントは実際のプラントと同時並行で動作するオンラインダイナミックシミュレータであり、随時現在のプラント状態を表現するためモデルが更新される。即ち、ミラープラントは使えば使うほど、精緻化されたプラントモデルが構築される。この CPS で生成される精緻なプラントモデルを活用することが次のステップのキーとなるであろう。CPS で得たプラントの様々な知見を活用してプラントの運転自動化が加速することが予見される。ワイドダイナミックな制御を可能とする非線形モデル予測制御技術、オペレーション判断の人工知能技術など、車の運転自動化と同様、まだまだその道のりは長い。しかし、第４次産業革命と呼ばれる CPS により今までとは異なったアプローチでプラントを科学することが進むであろう。

*Makoto Nakaya[1]

[1]Yokogawa Electric Corp.

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

(2) IoT を支えるセキュリティ・安全技術

(2) Security and safety technologies for IoT

*福澤 寧子
[1]大阪工業大学

1. はじめに

重要インフラシステムを構成するあらゆるコンポーネントをネットワークに接続し，高度できめ細かなプロセス監視や制御，運転支援，保守支援などを実現する IoT(Internet of Things) 化が期待されているが，同時に十分なセキュリティ，安全対策が不可欠である。IoT 化がもたらすリスクと対策技術について，今後の動向を含めて紹介する。

2. IoT システムとリスク

様々な物がインターネットを通じて繋がることにより新たなサービスを生み出す IoT が進展しつつある。物理システムとサイバーシステムが緊密に連携する，いわゆる Cyber Physical Systems(CPS) は IoT の好例である。従来は，独自の通信プロトコルや OS を利用する物理システム（制御システム）と，物理システムとの相互作用を持たない業務システムなどのサイバーシステムは，区別して扱われてきた。しかしながら，2009 年にはイラクの核施設の装置がコンピュータウィルス Stuxnet によって破壊され，2014 年にはドイツの製鉄所がサイバー攻撃により操業停止を余儀なくされた。すなわち，今後ますます制御が高度化し，システム間連携が複雑化する CPS では，クリティカルデータの機密性，完全性，制御システムの可用性，あるいはシステムの機能安全（機能を組込むことで システムの安全を担保すること）が失われることで，被害が大きくなることが想定される。従って，そのリスクを適切に抑えることが重要である。

3. IoTシステムの特徴と対策技術

IoT システムの特性と，その特性に伴うリスクを軽減するための技術を紹介する。

3-1. 軽量暗号，秘匿情報処理

IoT システムに繋がるデバイス・装置では，送受信データの秘匿や改ざん検知などのセキュリティ機能が不可欠である。しかし，RFID(Radio Frequency Identifier)などのデバイスでは，十分なリソース（処理能力，メモリ）を備えているわけではなく，セキュリティ機能の搭載は負担となる。また，クラウドシステムは，オンデマンドで大規模リソースを確保できる利便性が高いが，クラウドのシステム管理者による不正アクセスやデータ漏えい，分析にともなうプライバシー情報の漏えいも懸念される。

リソースが限られたデバイス・装置では，消費電力量や実装に必要なメモリが小さい軽量暗号 ISO/IEC29192[1]の採用が必要である。一方，クラウドシステムに格納するデータの機密性を確保するためには，データの暗号化が望まれるが，分析などのデータ処理時には復号しなければならず，情報漏えいの懸念は払しょくされない。このリスクの低減策として，暗号化した状態のデータを復号することなく，所望の処理を実現する秘匿情報処理が有用である。共通鍵暗号や公開鍵暗号，準同型暗号技術を応用することで，例えば異なる暗号文間の比較や，複数の分析キーワードが暗号化データベース中に出現する頻度や，相関ルールを調べることが可能である。もちろん，多数のデバイスでの軽量な暗号処理，クラウドシステムを介した秘匿情報処理を，安全かつ効果的に実現するためには鍵管理が重要である。

* Yasuko Fukuzawa
[1] Osaka Institute of Technology

3-2. デバイス・装置の認証

システムやシステムを構成するコンポーネント・部品の調達では，オープン化やグローバル化，COTS (Commercial off -the-shelf) 化が進む中でサプライチェーンが構築されている。Windows や Linux などの OS，汎用のソフトウェアや通信プロトコルが採用されるシステムのオープン化は，技術や事業を加速させるが，攻撃や脆弱性などのリスクも共有されるという側面がある。その一方で，セキュリティに関わる開発や管理は国内外のサプライヤに委ねられている。すなわち，システムやコンポーネントをグローバル社会から調達しつつ，システム間接続，統合することが不可欠な IoT システムでは，サプライチェーン全体でいかにリスクを低減するかが課題である。

対策の一つは，IT 製品や情報システムに対し，セキュリティの要求仕様を示し，開発し，評価するというプロセスが正しく実施されたことを保証することであり，ISO15408[2]はそのためのセキュリティ評価基準である。ISO15408 は，セキュリティ要件リストを規定するものではなく，セキュリティ評価の枠組を提供するものである。すなわち，利用者はセキュリティ要件を示し，開発者はセキュリティ要件に対する製品のセキュリティ属性を示し，評価者はそのセキュリティ要件や属性を製品が満たしているか否かを検査する枠組みである。同様に，制御機器向けには，EDSA (Embedded Device Security Assurance) [3]認証がある。これらの認証製品を採用することで，システムとしての高い安全性を目指すことができる。

3-3. システム安全・セキュリティ分析手法 STAMP/STPA

多数のシステムが接続される IoT システムでは，構成要素の物理的な故障だけでなく，コンポーネント間の相互作用の異常など，システム特性に関する異常を特定できる手法が必要と考えられる。

FMEA/FTA 等の従来手法が，コンポーネントの故障事象の連鎖を表す事故モデルであるのに対し，STAMP (Systems-Theoretic Accident Model and Process) /STPA(STAMP based Process Analysis) は，システム理論を背景とする新しいシステム安全分析手法であり，運用系を含むシステムや人を含む連携システムの分析に適している[4][5]。STAMP/STPA では，事故はコンポーネントの故障のみを原因とせず，コンポーネントの振る舞いやコンポーネント間の相互作用が，システムの安全制約（物理的，人的，社会的制約）を違反した場合に起こると考える。まず，安全制約，コントロールストラクチャ，プロセスモデルの三つを基本要素とする事故モデルを作成する。そして，分析したいアクシデントやハザードに関する不適切なコントロールアクションをガイドワードに則って識別する。さらに，不適切なコントロールアクションを誘発する要因をガイドワードに則って特定する。最後に，特定した誘発要因を制御・除去するための安全制約を導出する。分析対象とするアクシデントやハザードとして，セキュリティ事件や脅威・脆弱性を設定することで，セキュリティ問題を分析することもできる。STAMP/STPA は，現在は多様な分野（航空宇宙，医療，鉄道，自動車，サイバーセキュリティ等）への適用によって，手法の特徴や有効性の明確化が進められている。

4. まとめ及び今後の課題

本稿では IoT システムの特性に着目して，注目すべきセキュリティ・安全技術を述べたが，もちろん，従来からのセキュリティ・安全技術が引き続き重要であることに変わりはない。今後，プラント設備の老朽化や現場作業員の高齢化などに対応するために，ビッグデータや AI などの先進技術を活用することも期待されている。その根幹の一翼は，セキュリティ・安全技術が担うことになるであろう。

参考資料

[1] ISO/IEC 29192, Information technology - Security techniques –
[2] 15408 ISO/IEC 15408-1, 2, 3 Common Criteria for Information Technology Security Evaluation (2009, 2008).
[3] 米国国際計測制御学会セキュリティ適合性協会 http://www.isasecure.org/
[4] Nancy Leveson, “Engineering a Safer World：Systems Thinking Applied to Safety” The MIT Press (2012).
[5] 永井康彦， 福澤寧子:「新システムセキュリティ分析手法 STAMP/STPA の有効性に関する一考察」，電子情報通信学会 SCIS2016, 2B3-1.

2017年秋の大会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

プラントへの IoT 活用と安全・セキュリティ対策
IoT application in plants and its safety and security measures

（1）IoT におけるセキュリティ管理／セキュリティ心理学

(1) Security Management & Security Psychology in IoT

*内田　勝也

[1]情報セキュリティ大学院大学

1. はじめに

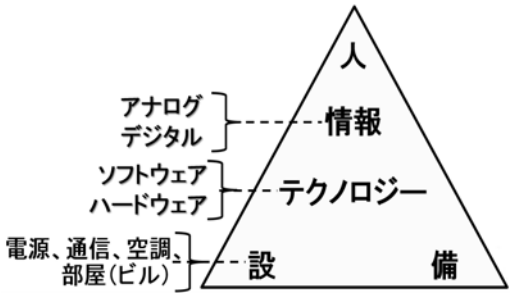
1-1. 「情報 ＝ 風」論

「誰か風をみたことがあるでしょうか？」から始まる「風」という童謡をご存じの方も多いと思いますが，英国のクリスティナ・ジョージナ・ロゼッティの詩に，大正 10 年，西条八十が訳詞し，草川信が作曲をしました。　この詩では，風は感じるが見えないと詠っています。

では，「**情報**」はどうでしょうか？　ここにありますとか，あそこにありますと言えるでしょうか？　コンピュータの中（メモリー）に保存されていますとか，ハードディスクに保存されています，ディスプレイに表示されていますと言うように，情報そのものでなく，情報が保存されている（と思われる）物理的なものを示しています。

我々は，「見えないもの」を保護・保全できません。そのため，それが保存されている物理的に見えるものを保護・保全することになります。

「情報」の場合では，①関連する人間，②テクノロジー，③電源や通信，空調と部屋（ビル）などと，④それらにある情報そのものを保護・保全することになります。これらを「**情報資産**」と定義しています。



【人，情報，テクノロジー，設備】，ひとつ欠けてもセキュリティを確保できない可能性がある

図１ 情報資産の概念図

勿論，電源や通信等は部屋から更に外部に広がっていますので，もっと広範囲で考える必要があるとの指摘もありますが，通常は，第三者の管理部分であり，上記①から④の棄損や窃盗等から保護・保全することが，「**情報セキュリティ**」と考えられます。

1-2. IoT とは？

「IoT」は，英語では，Internet of Things で，「モノのインターネット」と訳されますが，日本語では単数の複数の区別が曖昧ですが，「色々なモノのインターネット」です。 勿論，単にインターネットに繋がっているのでなく，繋がっているモノ同士の情報交換・共有があって始めて有効になります。

多くの色々なモノがインターネットと繋がれば，既存のソフトウェアの利用が増え，ソフトウェアの脆弱性が見つかれば，そこを攻撃される可能性も増えます。標準ソフトウェアでは脆弱性の数は少なくなるが，攻撃される可能性は高くなる。利便性を考えると，標準化の方向に進むものと考えています。

2. セキュリティにおける騙しの考察

2-1. 誰が騙すのか？

従来，「騙し」では，ギリシャ神話にある「トロイ戦争」のように，何らかの道具を利用するが，人間が人間を騙すことを考えてきました。

コンピュータ時代，特に，IoT や AI 技術（artificial intelligence：人工知能）の高度化を考えると，人間が人間を騙すだけでなく，①人間が機械を騙す，②機械が人間を騙すこともあります。

* Katsuya Uchida
[1] Institute of Information Security

図２は，「人間（People)」，「機械（Machines)」と人間と機械の統合化した騙し・騙されを考えたものです。

① 人間： 人間が対面で行う場合や単純な機器（電話，FAX，郵便等）を利用して行う騙し（騙される側も同じ，以下同様）

② 機械： 内蔵プログラム（Programmable/Programmed）を持つ機械／機器が行う騙しで，最近は単純なプログラムだけでなく，AI 技術を利用したものが増えている。

③ 人間・機械： 上記①，②の両方の機能を持って騙し

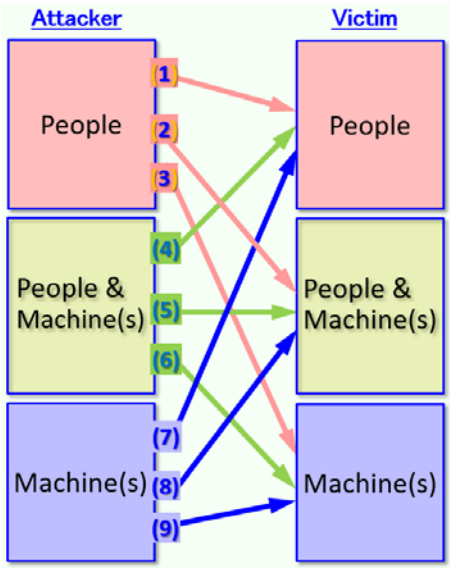


図２ 攻撃者 vs 被害者

2-2. 騙し・騙され事例

図２の１～９までの中で，特徴的なものについて説明します。

- 「**１．人間 ⇒ 人間**」（**標的型電話攻撃**）で， 2012 年に首都圏近郊自治体での「**ストーカー殺人事件**」では，ストーカーは被害者の詳細な住所の取得を依頼し，依頼された経営者は，ソーシャルエンジニアリングの１つである「誘導質問術」を利用し，自治体職員から個人情報を盗取したと思われる[1]。
- 「**６．人間・機械 ⇒ 人間・機械**」（**標的型メール攻撃**）で，メールに興味のある内容やタイトルをつけ，添付ファイルをクリックさせるように仕向けています。
  例えば，2016 年 6 月に発生した旅行会社のグループ会社で発生した標的型メール攻撃は，送付元（From）のメールアドレス表示は正しかったが，添付ファイルの内容が旅行会社に関係する情報でなかったため，返信をしたら，「当該メールアドレスに届かない（**Delivery has failed to these recipients or groups:**)」とのメッセージが返送された。標的型メール攻撃の教育・訓練で，クリック後の対応教育・訓練が考慮されておらず，未達メール対応が放置され，情報漏えいを許してしまった[2] [3]。
  訓練は実施されていたが，「クリック率を下げる」ことが中心で，クリック後の対応が十分でなかったため，「未達メール」の対応が行われなかった。情報漏えいは未達メール受信後， 4 日程度後から始まっており，未達メール受信時に対応していたら，情報漏えいを防ぐことができた。
- 「**７．機械 ⇒ 人間**」（**人間になりすます**）カナダの出会い系サイト事件では，男性利用者とチャットをしていた女性は，生身の女性でなく，音声ボット（AI）が女性になりすましていた。
- 「**９．機械 ⇒ 機械**」（**プログラムの脆弱性攻撃**）インターネットでの TCP 接続は，クライアントとサーバ間で，「Three-way handshake」（①SYN，②SYN ACK，③ACK）で通信が始まるが，クライアントが③ACK パケットを送らないと，Three-way handshake が完成せず，サーバは最後の「③ACK」パケットを待ち続ける．大量の「①SYN」パケットを送付すれば，サーバは大量の「③ACK」を待つことになり，サーバの処理能力が大幅にダウンする

3. セキュリティマネジメント，セキュリティ心理学からの対応

3-1. 歴史に学ぶ

従来，人間の心理的な弱さを攻撃する「ソーシャルエンジニアリング」では，人間が人間を騙すと思われているが，実際には，「2.2 事例」をみても，人間だけを考える対応ではなくなっている。

ドイツの「鉄血宰相」と言われた，オットー・フォン・ビスマルクの言葉の通り，「賢者は歴史から学ぶ（a wise man learns from history)」は，セキュリティの世界でも同じであろう。

個人的にセキュリティインシデントの簡単な情報収集（データベース化）を行っているが，以下は，IoT 関連の心理的なインシデントと考えることができる。

1994 年 01 月 書籍「Secrets of a Super Hacker」の「Appendix B: Common Defaults」に UNIX で利用されている既知のユーザ ID，パスワード（以下，ID/PW と記す）は 50 余りの単語が利用されていると記述しています[4]。

2004 年 10 月 インターネット接続の DVD ビデオレコーダーの LINUX オペレーティングシステムが既知の ID/PW になっていたため，「踏み台」にされた[5]。

2010 年 11 月 国内の官公庁，企業，大学等に導入されている「ネットワーク接続の複合機」に保存されているイメージファイル（コピーや FAX，プリンターとして利用したファイル）が，既知の ID/PW になっていたため，外部からのアクセスで盗取され，一部は公開されました。

2013 年 11 月 監視カメラの多くがインターネットに接続されるようになり，既知の ID/PW を利用しているケースでは，監視カメラの映像が丸見えになっていた[6]。

2015 年 01 月 WiFi ルータの初期 ID/PW がメーカー／機種毎に一律で，ただ乗りや乗っ取りが発生した。

20yy 年 xx 月 （自社製品／自社利用製品【IoT 製品】の可能性は？）

同種のインシデントを時系列的にみると，全てインターネット接続の課題で，「Internet of Things」でのインシデントとも考えられます。次にくる IoT 機器のインシデントを自社開発／利用の IoT 機器と考え，それらのリスク評価が大切になります。

4. まとめ及び今後の課題

- ビスマルクの「賢者は歴史から学ぶ」は，従来の情報セキュリティや IoT のセキュリティに関係する過去の知見からだけでなく，他分野での知見も必要です。
  航空業界の「CRM（Crew Resource Management）」や医療分野の「Team STEPPS(Team Strategies and Tools to Enhance Performance and Patient Safety)」は，チーム・組織対応で事故の未然防止やインシデント対応訓練で，事故の拡大を防ぐ役割を果たしており，IoT セキュリティでも有用と考えられます。
  CRM では悪天候時に，格納庫（Hangar）に関係者が集まり，過去のインシデントや回避方法等の情報交換を行い，「**安全文化**」の構築・共有を行っており，これを「**Hangar　Flight**」と呼んでいます。
- 勿論，歴史から学ぶだけでなく，今後の IoT では人間が関与する割合が低下し，機器（Smart Devices）や AI 技術などの関与が高まれば，図２に示した「**機械**」部分が大きな割合を占めると考えています。騙しやソーシャルエンジニアリングは飛躍的に広範囲なものになり，それらの調査・分析も必要です。
- IoT の開発・設計段階のセキュリティ対策は情報セキュリティより遙かに重要になり，機器認証だけでなく，心理学や認知科学の知見を考慮した利用者目線での設計も必要だと考えています[7]。

参考資料

[1] 内田勝也，誘導質問術からみた個人情報漏えいの考察，情報処理学会誌, Vol. 56 No. 12, pp. 2219-2229(Dec. 2015)

[2] (株)ジェーティービー，個人情報流出の可能性のあるお客様へのご連絡について，2016 年 6 月 http://www.jtbcorp.jp/jp/160616.htm (既に削除されている)

[3] 日経コンピュータ，［詳報］JTB を襲った標的型攻撃，2016.06.15，日経 BP http://itpro.nikkeibp.co.jp/atcl/column/14/346926/061500549/

[4] Knightmare, Secrets of a Super Hacker, Loompanics Unlimited, 1994.01

[5] Internet Watch，東芝、HDD 搭載 DVD レコーダ「RD」シリーズが“踏み台”になる危険性，2004.10.06 http://internet.watch.impress.co.jp/cda/news/2004/10/06/4882.html

[6] 読売新聞，監視カメラ覗き見？　パスワード未設定が原因か，2016.01.22 http://www.yomiuri.co.jp/science/goshinjyutsu/20160122-OYT8T50085.html

[7] D. A. ノーマン，野島久雄訳，誰のためのデザイン？ 増補改訂版―認知科学者のデザイン原論，新曜社，2015.04

Planning Lecture | Invited Lecture：Invited Lecture

Wed. Sep 13, 2017 12:05 PM - 12:55 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 3:05 AM - 3:55 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL02] Basic Policy for Atomic Energy

Chair: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

[1Q_PL0201] Basic Policy for Atomic Energy

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

2017年秋の大会

招待講演

原子力利用に関する基本的考え方

Basic Policy for Atomic Energy

*岡　芳明[1]

[1] 内閣府原子力委員会

「原子力利用に関する基本的考え方」（平成29年7月21日に閣議尊重決定）の概要を紹介する。

検討経緯

2014年12月16日　原子力委員会設置法見直し後の原子力委員会発足、委員長談話で原子力利用の基本的考え方の作成を表明

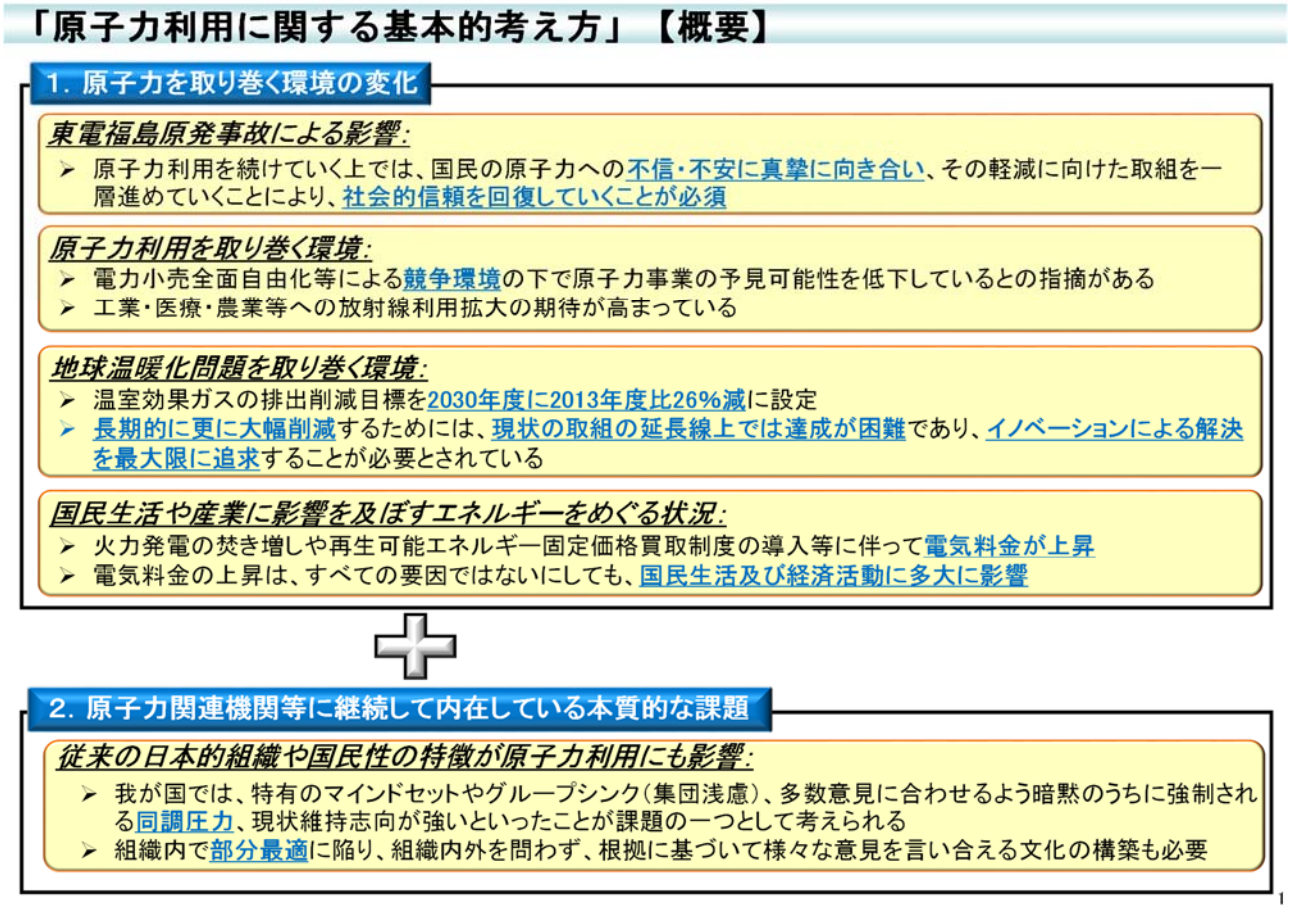
2015年1月28日　定例会で有識者意見聴取開始　合計36名
研究用原子炉の在り方や、理解の深化、軽水炉利用、高速炉開発について、原子力委員会としての「見解」を策定しつつ、重要テーマについて検討

2017年4月27日～6月5日　パブリックコメント募集　到達件数728件

2017年7月18日　パブリックコメントの結果を踏まえた原子力委員会定例会での検討

2017年7月20日　原子力委員会決定

2017年7月21日　閣議決定：政府は、原子力の研究、開発及び利用に当たり、原子力委員会の「原子力利用に関する基本的考え方」を尊重する旨を決定



「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

3. 原子力利用の基本目標

責任ある体制のもと徹底したリスク管理を行った上での適切な原子力利用は必要である。その適切な利用に当たっては、平和利用を旨とし、安全性の確保を大前提に国民からの信頼を得ながら、原子力技術が環境や国民生活及び経済にもたらす便益とコストについて十分に意識して進めることが大切である。

- 東電福島原発事故の反省と教訓を真摯に学ぶ
- 地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用を目指す
- 国際潮流を踏まえた国内外での取組を進める
- 原子力の平和利用の確保と国際協力を進める
- 原子力利用の大前提となる国民からの信頼回復を目指す
- 廃止措置及び放射性廃棄物への対応を着実に進める
- 放射線・放射性同位元素の利用による生活の質の一層の向上
- 原子力利用のための基盤強化を進める

4. 重点的取組とその方向性

- ***ゼロリスクはないとの認識の下での不断の安全性向上***
  - 福島の着実な復興・再生の推進と東電福島原発事故の反省と教訓を活用
  - 安全確保において最重要な過酷事故の防止とその影響低減を図るため、原因・事象の究明と対応力の涵養
  - 日本的組織や国民性の弱点を克服した安全文化を確立
  - リスクマネジメントの推進による自主的安全性向上の改善や、安全における客観性向上等により、「取締り型」から「予防型」の安全確保へ移行
- ***地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用の在り方***
  - 競争環境の出現等により、事業期間全体で見れば運転コストは低廉であるものの、事業の予見可能性が低いと判断される可能性もあるため、原子力発電の特性を活かせるよう、課題の解決に向けた措置の検討が必要
  - 温室効果ガス削減のみならず国民生活や経済面、安定供給面でも原子力発電は必要である。国民負担等を考え、長期的に果たし得る位置づけを明らかにし、必要な対策を検討すべき
  - 高速炉開発においては、商業化ビジネスとしての成立条件や目標を含めてその在り方や方向性を検討していくこと必要がある

2

「原子力利用に関する基本的考え方」【概要】

4. 重点的取組とその方向性

- ***国際潮流を踏まえた国内外での取組***
  - 国際的知見や経験を収集・共有し、国際感覚の向上に努め、グローバル・スタンダードである仕組みの導入
  - グローバル化の中での国内外の連携・協力の推進
- ***平和利用と核不拡散・核セキュリティの確保***
  - 核不拡散・核セキュリティ分野での貢献
  - プルトニウム利用に関する国際的な説明責任、プルトニウムの管理とバランス確保、プルサーマルでの対応
- ***原子力利用の前提となる国民からの信頼回復***
  - 立地地域に限らず消費地の方々が科学的知見や事実(根拠)に基づき理解を深め、それぞれの意見を形成していくことができる環境が重要
  - 科学の不確実性やリスクに十分留意しながら、科学的知見や事実(根拠)に基づく情報体系を整備
  - 科学的知見や事実(根拠)に基づいた双方向の対話を進める。その際、国民と原子力関係者を橋渡す役割が重要
- ***廃止措置及び放射性廃棄物への対応***
  - 廃止を決定した研究炉等について、計画性をもって放射性廃棄物の処理・処分と一体的に廃止措置を進める
  - 現世代の責任による放射性廃棄物処分の着実な実施
  - 放射性廃棄物に関する保管・処理・処分状況を国が一元的に把握し総合的な対策を推進するための仕組みの構築。高レベル放射性廃棄物に係る国が前面に立った取組等の継続
- ***放射線・放射性同位元素の利用の展開***
  - 量子ビームを含め放射線及びラジオアイソトープをさらに活用していくための基盤整備
  - 新たな技術シーズの発掘や技術の高度化とともに、放射線影響の研究にも注力
- ***原子力利用の基盤強化***
  - 原子力科学技術の探求と基礎研究・イノベーションの推進
  - 知識基盤や技術基盤、人材といった基盤的な力は原子力利用を支えるものであり、その強化を図る
  - 研究開発機関と原子力事業者がそれぞれの役割の違いを認識及び尊重した上で連携し、厚い知識基盤を構築

⇨ 今日も含め原子力を取り巻く環境は常に大きく変化していくこと等も踏まえ、5年を目途に適宜見直し、改定する

3

*Yoshiaki Oka[1]

[1]Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 13, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

[1Q_PL0301] Opening Remarks (President of AESJ)

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

[1Q_PL0302] Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*Shin-ichi Okita[1] (1. NRA)

[1Q_PL0303] Trends of Regulation on Radioisotopes

*Masakatsu Yoshioka[1] (1. NRA)

[1Q_PL0304] Panel Discussions

*Chair: Mitsuru Uesaka[1], Shin-ichi Okita[2], Masakatsu Yoshioka[2], Ken Nakajima[3], Nobuaki Sato[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. NRA, 3. Kyoto Univ., 4. Tohoku Univ.)

[1Q_PL0305] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q_PL0301]Opening Remarks (President of AESJ)

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

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、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。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃およびRI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

核燃に関わる法規制の動向

Trends of Regulation on Nuclear Fuels

*沖田　真一[1]

[1]原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、原子炉等規制法に基づく核燃料物質の使用に関する規制内容、核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果、本年 4 月 14 日に公布された原子炉等規制法の改正内容等について紹介する。

また、本年 6 月に発生した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故からのこれまでに明らかとなった教訓等について紹介する。

①核燃料物質の使用に関する規制については、法令に基づく核燃料物質の定義及び規制値、核燃料物質の使用の許可を受けている施設の概要、核燃料物質の使用に係る規制の概要、平成 23 年に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、平成 25 年 12 月に施行された「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（新規制基準）の概要、核燃料物質使用者の法令に基づく手続きの不備事例等について紹介する。

②昨年度（平成 28 年度）から実施している核燃料物質の使用者に対して実施した立入検査結果について、これまで判明した問題点を紹介する。

③核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（平成 29 年 4 月 14 日公布）の一部（第 1 条関係）が、平成 29 年 7 月 10 日に施行されるとともに、核燃料物質の使用等に関する規則の一部改正についても同日付けで施行されたので、その内容等について紹介する。

④国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）燃料研究棟における核燃料物質の飛散による作業員の内部被ばく事故については、立入検査で確認した結果及び教訓についてこれまで明らかとなった内容を紹介する。

本日、紹介した内容をきっかけに、核燃料物質の使用者として、今後の使用施設等の保守管理について、やるべきこと、気をつけなければならないことは何かを考え、その維持向上を確実に行っていただきたい。

*Shinichi Okita[1]

[1]Nuclear Regulatory Agency

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

RI に関わる法規制の動向

Trends of Regulation on Radioisotopes

*吉岡　正勝[1]

[1]原子力規制庁

1. 概要

本セッションでは、本年 4 月 14 日に公布された放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下「放射線障害防止法」という。）の改正内容、最近の事故・トラブル事例、及び放射線障害防止法に基づき実施した立入検査結果等について紹介する。

- 放射性同位元素使用施設等の規制の充実強化：
  平成 28 年 1 月、国際原子力規制委員会（IAEA）によるレビューを受け、放射線源による緊急事態への対応をはじめ、放射線源規制とセキュリティに関する取り組みを強化すべき等との指摘を受けた[1]。こうした状況を踏まえ、平成 28 年 5 月に「放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム（以下、「RI 検討チーム」という。）」を設置し、「危険時の措置の充実強化」、「特定放射性同位元素に対する防護（セキュリティ）措置の導入」、「業務の改善活動」、「定期講習、教育訓練等の見直し」等について外部有識者を交えて議論を行った[2]。これらのうち法改正が必要な事項については、放射線障害防止法の改正案を策定し第 193 回通常国会における審議を経て、改正案は平成 29 年 4 月に成立・公布された[3]。現在、上記の放射線障害防止法の改正及び RI 検討チームでの議論を踏まえた放射線障害防止法関係法令の整備に取り組んでおり、それらの内容等について紹介する。
- 最近の事故・トラブル事例：
  最近の主な事故・トラブル事例を紹介するとともに、こうした事例を踏まえた対策や緊急時の組織・体制の構築や情報開示のあり方など事例に対する考察を含めて紹介する。
- 立入検査の実施状況：
  昨年度（平成 28 年度）に実施した放射線障害防止法の許可届出使用者等に対して実施した立入検査結果において明らかになった管理不備の事例等を紹介する。

[1] 第 5 回原子力規制委員会（平成 28 年 4 月 25 日）：資料 1
[2] 原子力規制委員会および RI 検討チームの会議資料、映像等はすべて web で公開している（http://www.nsr.go.jp/）
[3] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1
[4] 第 2 回原子力規制委員会（平成 29 年 4 月 12 日）：資料 1

*Masakatsu Yoshioka[1]

[1]Nuclear Ragulatory Agency

2017 年秋の年会

理事会セッション

原子力研究に関わる法規制（核燃および RI）の動向

Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

パネルディスカッション

Panel Discussions

*沖田　真一[1]，*吉岡　正勝[1]，*中島　健[2]，*佐藤　修彰[3]，*上坂　充[4]

[1]原子力規制庁，[2]京都大学，[3]東北大学，[4]東京大学

1. 概要

大学等における核燃および RI 施設は、老朽化や経費不足、利用者減、担当者不足など慢性的な問題があり、核燃物質の事故増加や、RI 施設での火災など、使用者側での安全管理体制への課題を抱えている。また、福島第一原子力発電所事故以降の原子力規制庁による新規制への対応に苦慮している。一方で、原子力規制委員会は IAEA が実施した総合的規制評価サービス（IRRS, Integrated Regulatory Review Service）の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年 4 月 14 日に公布となった。現在、３年以内の全面施行に向けて関連する規則類を順次策定中である。この改正において、RI 関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立を検討している。一方で、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。このような中で、大学等における研究炉の再稼働や核燃および RI 使用施設の安全管理においても課題が多くなり、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念されるとともに、原子力分野における教育および研究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。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃および RI に関する法規制の現状および動向についての講演を受けて、今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。具体的には以下の講演がある。

① 核燃に関わる法規制の動向と題して、核燃料物質の使用に関する規制内容や核燃料物質使用者に実施した立入検査結果、新たに公布された原子炉等規制法の改正内容等についての紹介、

② 次に、RI に関わる法規制の動向と題して、規制の現状としての法令改正や大学における RI 施設の管理等の課題や法改正を踏まえた今後の対応についての紹介

これらの講演を受けて、原子力事業者として核燃および RI 施設を管理している京大及び東北大の関係者をパネリストに加え、講演者とともに、パネル討論を行う。司会は上坂会長が務め、まず、京大および東北大から、大学の現状について簡単な報告を行う。続いて、原子力研究における核燃や RI に対する法規制の現状や動向、大学等における新規制への対応などの課題を整理しながら、原子力分野における法規制への対応と展望について、意見交換を行う。

*Shinichi Okita[1], *Masakatsu Yoshioka[1], *Ken Nakajima[2], *Nobuaki Sato[3], *Mitsuru Uesaka[4]

[1]Nuclear Regulatory Agency, [2]Kyoto Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Tokyo Univ.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[1Q_PL03] Regulations on Nuclear Research (Nuclear Fuels and Radioisotopes)

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q_PL0305]Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

原子力規制委員会はIAEAが実施した総合的規制評価サービス(IRRS, Integrated Regulatory Review Service)の結果に基づく規制法の整備を進めており、原子炉等規制法等の改正法が本年4月14日に公布となった。この改正において、RI関係では、報告義務の強化や、業務の改善活動の導入などより安全な管理体制の確立が、核燃料関係では、保安措置命令、許可段階からの保安のための業務に係る品質管理等が追加されることとなる。大学等の研究炉では新規制に対応して再稼働してきているが、核燃およびRI使用施設では、施設整備や安全管理においても課題が多くなり、人材不足と相俟って、原子力分野における基礎・基盤研究の展開に影響が懸念され、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。本セッションでは、原子規制庁から、原子力研究に関わる核燃およびRIに関する法規制の現状および動向についての講演を受け、大学関係者を含めたパネルディスカッションにおいて今後の大学等の研究施設の在り方と、法規制への対応について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[2B_PL] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Chair: Masahiro Hamamoto (Hitachi GE)

[2B_PL01] Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

*Ross Matzkin-Bridger[1,2] (1. Embassy of US, 2. US DOE, Japan Office)

2017年秋の大会

海外情報連絡会セッション
International Nuclear Information Network (ININ) Session
最近の米国エネルギー政策と原子力
Current Energy Policy and Nuclear Energy in U.S.A.

Current Energy Policy in the United States and Nuclear Power

*Ross Matzkin-Bridger
Director, Department of Energy Japan Office
Energy Attaché, US Embassy Tokyo

The United States employs an all-of-the-above energy strategy that places importance on diversifying energy sources while prioritizing continuous innovation. This includes important roles for fossil fuels such as natural gas, oil, and coal; nuclear, and; renewables such as wind, solar and hydroelectric power. The key drivers for US energy strategy are the country's economic, security, and environmental goals, as well as a commitment to the prosperity and stability of our allies. Nuclear power will play a significant role in the future of energy, with the United States committed to leading in three main areas: innovation for next generation reactors that are on the cutting-edge of safety and cost effectiveness; maintenance and safe operation of the current generation of reactors; and responsible, efficient decommissioning of legacy reactors.

Robust and reliable energy supply is vital for the security and stability of the United States, as well as our allies. Over the last ten years, the United States has gone through a great energy transformation on several fronts. First, we have significantly increased the domestic production of oil and natural gas. These resources will continue to be important for energy security domestically as well as abroad. US natural gas in particular has been the largest source of domestic electric capacity additions over the last 15 years, having a significant impact on boosting the US economy and reducing carbon emissions. US gas is now being exported, where it can be an important component of the energy mix of many countries around the globe. Second, electric capacity from renewable energy sources has also increased significantly over the last 10 years, with similarly positive results for the economy and curbing emissions. The United States has always been an epicenter of innovation, and that will continue into the future. A key question to consider is what form that innovation will take in the energy sector moving forward.

The United States currently has 99 operating nuclear power reactors, making up just under 20% of the country's electricity generation. This makes nuclear the largest and most reliable zero-emission power source in the United States. While the high capital costs of building new nuclear power reactors is seen as a challenge to new construction, a number of companies across the country, including new startups, are working on innovative reactor designs and concepts that have the potential to be game-changers in the market. We have seen a particularly high level of excitement around the idea of small modular reactors (SMRs). As the private sector has taken the lead on developing SMRs, the government is playing a supporting role to ensure that smart, safe and cost effective technologies have a viable path into the market. Over the next year, the United States Department of Energy (DOE) plans to issue significant funding to support the development of SMR technologies. This includes funding to develop manufacturing

techniques, address regulatory issues, develop instrumentation and control systems, and other areas of need.

While the next generation of nuclear reactors continues to develop, the United States is also committed to continuing the safe and reliable operation of our current fleet of light water nuclear reactors. Many US reactors have already received 20 year extensions to their initial 40 year operation licenses, and there is an emerging technical basis for safe extensions for an additional 20 year period (total 80 years). DOE will continue to support research and development pathways for these extensions, including in the areas of materials aging and degradation, advanced instrumentation, and advanced fuels.

Finally, the United States places high importance and heavy emphasis on the efficient and cost effective decommissioning of nuclear reactors that have reached the end of their lifetime. 10 US commercial power reactors have been safely and completely decommissioned, with an additional 18 reactors currently in progress. This gives the United States more experience in decommissioning than any other country in the world, and has allowed the private sector to hone their competences and make impressive advances in efficiency and cost-effectiveness. The efficiency of decommissioning is vitally important because it greatly impacts life cycle costs and public perceptions of nuclear power.

The United States will continue to pursue an energy strategy with an eye on the future, considering economic, security, and environmental goals. Nuclear power will be an important component of the energy mix for many years to come, and there are exciting prospects for breakthrough innovation. The United States is excited to share our experience and enthusiasm with partners around the world.

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

[2C_PL01] The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2C_PL02] Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2C_PL03] Consideration on Practical Application

*Shigeru Fujimoto[1] (1. Kanagawa Univ.)

[2C_PL04] Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（1）地震安全基本原則の目的と範囲

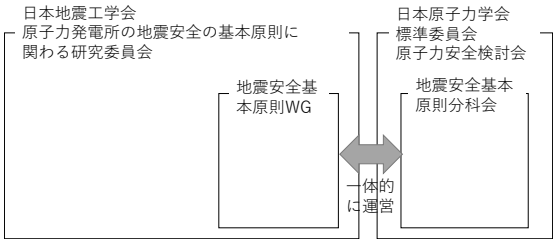
(1) The Objective and Scope of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 毅士[1]，成宮 祥介[2]
[1]東京大学，[2]関西電力

1. はじめに

我が国においては、地震は避けることのできない自然ハザードであることから、原子力発電所の地震安全確保は最重要課題である。2011 年 3 月に起きた東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、規制基準の見直し、原子力発電所における安全対策など、安全性向上と再稼動に向けた努力が続けられている。ただ、安全性向上の努力は、今後も継続的に行うべきものであり、そのためには、福島第一事故の経験等や新たな知見を踏まえ、様々な安全性向上活動をトータルに扱って相互に整合性のとれるような体系を目指した、リスクと深層防護の概念を根幹に置いた新しい安全性確保の基本原則が必要である。

原子力学会標準委員会では、安全にかかる基本的な考え方を体系的に整備することが必要と考え、原子力安全検討会を設置し、「原子力安全の基本的考え方について」のシリーズとして「第 I 編　原子力安全の目的と基本原則」[1]などを発行してきた。さらに震災前には、地震工学会と協働して「地震安全の論理」を発行したが、これらの経緯から 2016 年 4 月に地震工学会は「地震安全基本原則研究委員会」を設け、地震安全に関わる広範な分野の密接な連携の下、多様で深い議論を通して、地震安全に関わる基本原則を明らかにし、それを共有化した上で原子力発電所の安全確保の実践の研究を行うこととした。本委員会（アカデミア、事業者、産業界等の委員、40 名程度）は原子力学会標準委員会と協働し、傘下には、WG1、WG2、WG3 の 3 つの WG を設置することで、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築と、その実践例をまとめた報告書を発行することを目的として、精力的に活動している。



WG1 では、原子力学会に設置されている地震安全基本原則分科会の活動と連携しつつ、基本安全原則を策定することを念頭にした多分野横断で活発な議論を行っている。上記のように、原子力安全基本原則は IAEA の SF-1 を踏まえて学会版を既に発行しているが、今回の検討はその地震版、というだけにとどまらず、地震安全に特化した原則策定を目標としている。WG2 では、耐震設計、設計外事象対応、プラント内外も含めた地震防災との関わりなど広範な分野を対象にした、地震安全確保のための地盤、建屋、設備機器の要求性能のあり方と実装の考え方について議論している。WG3 では、地震安全確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめることとしており、プラント要求性能に応じた地震入力を定めるという考え方を議論している。

今回のセッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び実務への適用性の検討に関して、議論の様を示した上で、原子力発電所の安全確保に関する立場の異なる多様な専門家の講演と参加者との議論を通して、地震安全基本原則に反映すべき課題についても意見を交わす。

(1)　地震安全基本原則の目的と範囲　（東京大学）高田 毅士

---

*Tsuyoshi Takada[1], and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The Univ. of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

(2) 地震安全基本原則案の概要 （JAEA）高田 孝
(3) 実務への適用性の検討 （神奈川大学）藤本 滋
(4) 討論 （東京大学）高田 毅士 他

また、ここでは地震安全基本原則の目的と範囲についてその概要ならびに論点を 2.に示す。これら以外の本原則の概要および論点ならびに実践に向けたアプローチについては、次報以降でその検討内容を示す。

2. 地震安全基本原則の目的と範囲

2-1. 目的

本原則は、地震および地震随伴事象に対する原子力安全を対象としている。すなわち、地震安全の目的は、地震および地震随伴事象の発生により生じる原子力発電所の施設とその活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護することである。

一般的に、安全とは、「受容できないリスクが無いこと」[2]であると定義される。地震安全とは、地震および地震随伴事象が発生した場合においても、人と環境に対し、原子力発電所の施設とその活動に起因する受容できない放射線リスク（放射線の有害な影響に対するリスク）が無い状態にすることにある。

原子力発電所の施設とその活動に係わる個人又は組織が、この地震安全に対する全ての責務、すなわちそれを果たすために必要な取り組みを行う義務及びその取組に対する責任を果たすことで達成される。

2-2. 範囲

本原則の範囲としては、1)対象とする地震および地震随伴事象、2）対象とする原子力発電所の状態、および 3)対象とする影響の範囲、という視点から議論している。

1) 対象とする地震および地震随伴事象

原子力の施設が設置される敷地において考慮すべきすべての地震を対象とする。また対象とする地震随伴事象には、地震と同時あるいは直後に発生する津波、斜面崩壊、断層変位等の外部事象に加え、地震に従属して発生する内部火災、内部溢水(浸水)等の事象が含まれる。

我が国で発生し得る地震の特徴から、具体的には、地震安全に対する影響は小さいが高い頻度で発生し得る地震から、地震安全に対する影響は大きいが低い頻度で発生し得る地震までが対象となる。

またこれら全ての事象のいくつかが、重畳（同時発生／事後発生） する可能性があることも考慮の対象となる。

2) 対象とする原子力発電所の状態

立地・建設段階から運転（運転状態として出力運転、低出力運転、停止時を含む ）、廃止措置まで、施設の全生涯を対象とする。また、地震および地震随伴事象の作用に加え、施設の構築物・系統および機器の故障（ランダムを含む）の顕在化、人的過誤の発生の可能性とともに、施設の事故時を含めた、様々な状態の発生の可能性も考慮の対象となる。

3) 対象とする影響の範囲

原子力発電所の敷地内に設置される構築物、系統、機器（SSC, Structure, System, Component）に加え、運転員ならびにシビアアクシデント要員等の人的資源を考慮する。前者には、使用済み燃料プール、使用済み燃料や廃棄物とその貯蔵施設、シビアアクシデントに対処するための施設、敷地内道路等、原子力施設の地震安全に関わる活動に直接・間接に関わりうる敷地内の全ての施設がその対象に含まれる。

地震および地震随伴事象の発生に際しては、施設の被害と周辺地域の被害が相互に影響するため、敷地外からの支援物資、敷地へのアクセスルートならびに敷地外からの緊急時対応要員についても考慮する必要がある。これを踏まえると、敷地外の人的あるいは関連施設の被害や復旧時間の原子力発電所施設への影響についても考慮の対象となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012
[2] ISO/IEC Guide 51:2014, “Safety aspects –Guidelines for their inclusion in standards”

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全基本原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（2）地震安全基本原則案の概要

(2) Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for NPP

*高田 孝[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，神谷 昌伸[4]，神保 雅一[5]，牟田 仁[6]，林 健太郎[3]
[1]原子力機構，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日本原子力発電，[5]東芝，[6]東京都市大学

1. 地震安全基本原則案の概要

地震安全基本原則案では、以下に示すように大きく二つの構成に分かれている。

I. 基本原則
- 1　地震安全の目的
- 2　地震安全の対象
- 3　地震安全における基本的考え方
- 4　地震安全への対処の考え方
- 5　地震安全における緊急時の住民避難

II. 実践に向けたアプローチ
- 6　地震安全のための要求性能
- 7　地震安全のプラントへの実践
- 8　地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ

また、原則を理解する上で重要となる用語や、本文中で使われ共通的に認識すべき用語の説明が加えられている。地震安全基本原則の検討では、原子力学会にて検討された原子力安全の目的と基本原則[1]をベースとし、地震安全において特筆すべき事項を議論した上で具体的な実践に向けたアプローチを検討した。

本セッションの「(1) 地震安全基本原則の目的と範囲」において基本原則の 1 および 2 について述べられており、ここでは基本原則としての 3～5 についてその概要ならびに論点を示す。本基本原則のもう一つの骨子である「実践に向けたアプローチ」については、次報「(3) 実務への適用性の検討」として 6 および 7 についてその検討内容を示す。

2. 地震安全における基本的考え方

ここでは安全確保の基本的考え方と要求性能との関係性について議論されている。地震安全においても安全確保のための具体的な目標（安全目標）が必須となる。本来、安全目標は「人命に加え、社会リスクの観点も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定すべきものであり」[2]、社会的な役割（便益）がなければシステムを構築する必要性はない。本原則において、このシステムがもたらす社会的な役割（便益）を「供用性(serviceability)」と定義し、原子力発電所システムの安全設計は、供用性の確保を目的とし、必要な安全確保の要求性能を満たすべきものとした。供用性は地震安全に特化したものではなく、システム設計における普遍的な目的であるが、地震安全の確保に関する要求性能において設計の果たす役割は大きく、このため本基本原則において供用性に係る要求についても併せて記載することとした。なお安全確保においては、常に最新知見を反映した継続的な向上とそれを強固に浸透させる安全文化の醸成が重要である。

---

*Takashi Takata[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Masanobu Kamiya[4], Masakazu Jinbo[5], Hitoshi Muta[6], and Kentaro Hayashi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co. ,Inc., [4]The Japan Atomic Power Company, [5]Toshiba Corporation, [6]Tokyo City Univ.

3. 地震安全への対処の考え方

地震安全への対処の考え方としては、実現するための手段（効果的なマネジメントシステム）、継続的安全性向上、深層防護概念の適用およびリスクマネジメントについて記載されている。地震時においては、想定を超える異常事象に対し、サイト内外の現状を勘案して運転員が柔軟に適切な回復操作（レジリエンスエンジニアリング）の実施を強要するマネジメントシステムの構築が重要となること、また共通要因故障が内的事象の順序と同一とは限らないため、深層防護概念におけるレベル（階層）分けや深層防護を実現させる手段は必ずしも内的事象と同一である必要はないことが議論された。

リスクマネジメントは総合的なリスク情報をもとに判断される。確率論的リスク評価（PRA）は、深層防護の有効性を判断するための有効な手法であるが、特に地震 PRA においては不確かさを含めた評価範囲の限界について十分留意し、何らかの補完的方法と統合して判断する必要があることが議論された。補完方法としては、決定論的評価や国内外の良好事例などが挙げられた。

地震安全における深層防護概念の実装は、基本原則の実践に向けたアプローチとして重要となる。従来の考え方では個々の設備単体でそれぞれの防護レベルに応じた設計が行われているが、本来総合的に安全性を確保することが肝要となる。特に地震安全においては、柔軟な対応により、設備集合（システム）としての安全性確保が有効となる。そこで「6.　地震安全のための要求性能」として深層防護の防護レベルに対し、設備単体で対応を実現するもの、設備集合として対応を実現するレベル、それを超えた状態に対し避難を含む防災で対応するレベルを想定し、具体的なプラントへの実践を検討した。これらについては次報で示す。

4. 地震安全における緊急時の住民避難

深層防護における最後のレベルとなる緊急時の住民避難は、他のレベルと切り離して考えるものではなく、一連の流れとして検討されるべきである。地震時においては、複合災害（サイト外における地震災害＋原子力災害）となり得るため、広域な地震被害を考慮した住民避難の準備が重要となる。本原則では「8. 地震安全における緊急時の住民避難に対するアプローチ」において具体的に考慮すべき項目を摘出した。

また、原子力発電所のインフラは一般構造物と比べて高い耐震性を有している。従って、原子力発電所のインフラを地域の地震防災に活用するなどにより、地震および地震随伴事象により原子力発電所の異常事態に至らない場合でも地域防災に寄与することが可能である。このような、緊急時における住民避難を確実にする能力を維持し、人の生命や健康に対するいかなる影響も緩和できるシームレスな連携についても議論がなされた。

参考文献

[1] 日本原子力学会, “原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則”, AESJ-SC-TR005:2012
[2] 日本学術会議, “工学システムに対する社会の安全目標”, 2014.

2017年秋の大会

標準委員会セッション　原子力安全検討会［日本地震工学会共催］

地震安全原則の必要性とその概要
Significance and Overview of Basic Safety Principles
on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

（3）実務への適用性の検討

(3) Consideration on Practical Application

*藤本 滋[1]，高田 毅士[2]，成宮 祥介[3]，飯島 唯司[4]，伊神 和忠[5]，梅木 芳人[6]，大鳥 靖樹[7]，
田村 伊知郎[8]，樋口 智一[9]，美原 義徳[10]
[1]神奈川大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]日立 GE，[5]三菱重工業，[6]電力中央研究所，[7]東京都市大学，
[8]中国電力，[9]東芝，[10]鹿島建設

1. はじめに

地震工学会「地震安全基本原則研究委員会」では、深層防護とリスクの概念を基本においた原子力発電所の地震時の安全性確保の基本原則を提言すべく検討を行っている。本研究員会の傘下にて、WG1 では地震時安全性確保のための基本原則の策定することを目指している。WG2 では、この地震基本原則を原子力発電所の土木構築物、建築物や発電設備システムなどの耐震設計や設計外事象対応へ適用するための具体的な設計手法を提案することを検討している。WG3 では、地震安全性確保のための地震ハザード設定の考え方をまとめている。

本稿では、WG2 にて議論を行っている「WG1 で検討されている地震安全基本原則」を原子力発電所の耐震設計や設備集合（システム）の安全性確保のための設計に適用する方法について検討状況を報告する。まず、深層防護の考え方を耐震設計に適用し、地震に起因する事象と深層防護レベルの対応の考え方を整理した。さらに、設備集合（システム）の信頼性に着目してこれをリスクの概念を用いて評価することとし、従来の単体の耐震設計と地震安全評価（PRA 等）による設備集合（システム）の設計・評価を組み合わせた耐震設計体系を提案した。

2. 地震安全原則の耐震設計への適用の考え方

2-1. 深層防護の耐震設計への応用

地震安全原則の実プラント設計への適用における具体的なアプローチとして、深層防護レベルと地震時のプラント状況の関係について、内的事象の場合の深層防護レベルの考え方を参考に新規制基準での要求事項を踏まえ整理した。

地震による設備の損傷や機能喪失は、内的事象で想定している共通要因故障の考え方と同一とは限らず、同じ思想で設計されている設備であれば複数設備が同時に損傷する可能性があるなど、内的事象の場合と地震の場合では想定すべき事象が異なる。しかしながら、深層防護の各レベルの目的や位置づけは内的事象と地震を含む外的事象とは同じと考えてもよい。そこで、従来の耐震設計の考え方（地震トリップ、耐震重要度など）に基づいて地震時の設備損傷状況を想定して内的事象の場合と対応するように整理することにより、地震事象に対する深層防護レベルの考え方およびレベル間の境界を整理した。整理結果を表 2.1 に示す。なお、表中のレベル間の境界には、内的事象に対応する境界事象の表記も追記した。この境界事象の考え方については議論継続中である。

---

*Shigeru Fujimoto[1], Tsuyoshi Takada[2], Yoshiyuki Narumiya[3], Tadashi Iijima[4], Kazutada Ikami[5], Yoshito Umeki[6], Yasuki Otori[7], Ichro Tmura[8], Tomokazu Higuchi[9] and Yoshinori Mihara[10].

[1]Kanagawa Univ., [2]The Univ. of Tokyo, [3]The Kansai Electric Power Co., Inc. , [4]Hitachi GE Nuclear energy, Ltd., [4]Mitsubishi Heavy Industries, [6]Central Research Institute of Electric Power Industry, [7]Tokyo City Univ., [8]Chugoku Electric Power Co., Inc., Ltd., [9]Toshiba Corporation, [10]Kajima Corporation.

表 2.1 外部事象（地震）の深層防護の考え方

深層防護レベル	地震の場合			
	目的	考え方	対応策:例	レベル間の境界
レベル1	プラント設備の破損防止	地震に対して通常運転の継続	・常用系設備の耐震設計	
				地震が起因による原子炉トリップ（内的事象：原子炉トリップ）
レベル2	地震の検知及びプラント設備の破損防止	地震に対して安全停止に移行 → 地震後、通常運転への復帰	・原子炉トリップ発信 → 地震トリップ、外部電源喪失など ・常用系設備の耐震設計	
				通常運転に必要な設備が壊れない地震動（内的事象：通常運転への復帰不可）
レベル3	設計基準地震動内の制御(安全系設備の破損防止)	地震に対して安全停止に移行 炉心冷却形状の維持。放射性物質の閉じ込め機能の維持。	・安全系設備の耐震設計（耐震Sクラス）	
				安全系設備の損傷（内的事象：著しい炉心損傷）
レベル4	放射性物質の大規模放出の防止	炉心冷却形状の維持 もしくは、 放射性物質の閉じ込め機能の維持(溶融炉心の冷却維持)	・安全系設備の耐震設計 ・重大事故等対処施設 → 炉心注入機能、CV 減圧機能等の可搬設備他	
				閉じ込め機能の喪失（内的事象：大規模放出含む）
レベル5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	大規模放出に対して、一般公衆への影響緩和	・避難計画	

2-2. 深層防護に基づく耐震安全性の概念

深層防護に基づく耐震安全性の概念を図 2.1 に示す。この図は、深層防護レベルごとに設備個々のフラジリティ曲線および設備集合（システム）のフラジリティ曲線を示したものである。また、設備集合のフラジリティ曲線と地震ハザード曲線を用いた確率論的地震安全評価により、異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出の年発生確率を評価することができる。

個々の設備は、設計に用いた地震の強度に応じた信頼性を有しており、図 2.1 では供用性検討用地震と深層防護レベル１、２に該当する設備のフラジリティ曲線、安全性検討用地震と深層防護レベル３、４に該当する設備のフラジリティ曲線が対応する。地震に対する設備の信頼性は、設計において想定した地震動強度を境界にこれを超えるか否かで機能維持の可否が不連続に変化するものではなく、図 2.1 に示すフラジリティ曲線のように地震動強度に対して徐々に変化するものである。

設備集合のフラジリティ曲線は、当該レベルの深層防護の機能を喪失する事象（異常な過渡変化、著しい炉心損傷、格納容器損傷および大規模放出）の発生確率を表すものであり、設備構成に応じて個々の設備のフラジリティ曲線を並列・直列に合成することにより計算される。同一の機能を有する複数の設備が並列に構成され、多重性・多様性を考慮することができる設備集合の場合、地震により個々の設備が損傷したとしても必ずしも設備集合の機能を喪失しないため、設備集合のフラジリティ曲線は個々の設備のフラジリティ曲線よりも図において右側の信頼性の高い領域に位置する。また、図 2.1 では後段の深層防護レベルほど設備集合のフラジリティ曲線が右側に位置するが、これは前段のレベルの事象が発生した上で後段のレベルに該当する設備の機能も喪失した際に後段レベルの事象が発生するためである。

原子炉施設の耐震安全性は、深層防護レベルに応じて設備集合が地震に対して必要な信頼性を有することであると言える。このような深層防護に基づく耐震安全性の考え方を適用して、設備単体の設計に加えて設備集合の信頼性をリスクの概念に基づき評価する地震安全評価（PRA 等）を取り入れた耐震設計手順を検討した。

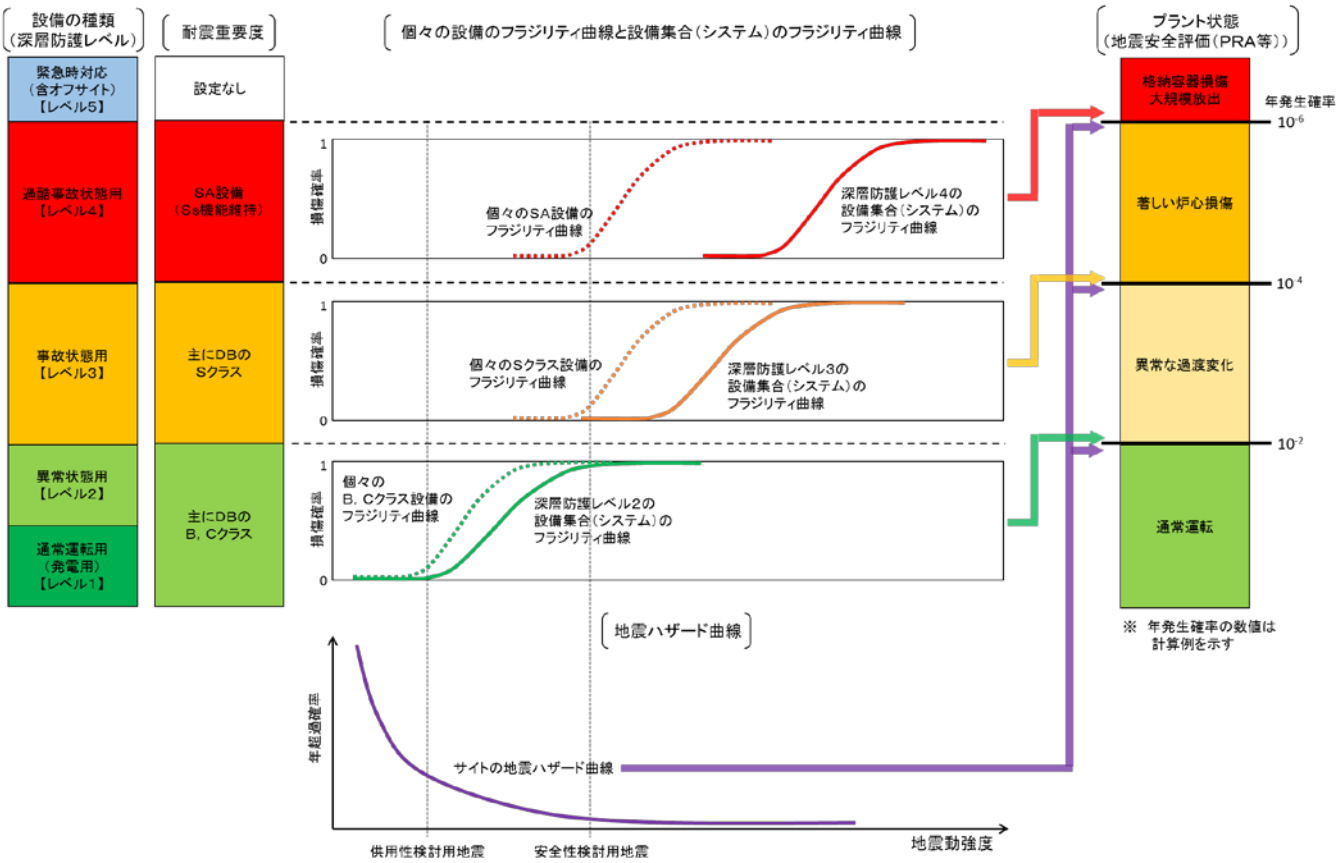


図 2.1 深層防護に基づく耐震安全性の概念

2-3. 地震安全原則に基づいた耐震設計体系

2011 年東北地方・太平洋沖地震などを契機に、設計の想定を超える地震動をも考慮した耐震設計のあり方が求められて来ている。現行の耐震設計においては、設備単体としての設計を重視し、設備集合（システム）の信頼性に着目した評価には重きをおいて来なかった。そこで本検討では、地震深層防護に基づく耐震安全性の考え方を踏まえて、リスクの概念を考慮した設備集合（システム）の設計・安全性評価手法を取り入れ、「原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）」（図 2.2）を作成した。

設備単体の設計においては、確率論的地震ハザード評価に基づき要求性能に応じた地震（供用性検討用地震、安全性検討用地震）を設定して地震力を算出し、要求性能に応じた許容値を満足するよう設計する。

深層防護レベル３、４に該当する設備については、設備集合（システム）としても設計・評価を行うこととし、フラジリティ評価、事故シーケンス評価およびシステム目標に照らした判定から成る地震安全評価（ＰＲＡ等）を行う。システムの再検討が必要な場合は、機能強化、多重性・多様性を考慮した緩和系設備の組合せ、運用面での対策等のシステム最適化を検討することで、設備集合としてシステム目標を満足するよう設計する。なお、システム最適化の検討には、地震安全評価（PRA 等）の結果に基づき設備単体設計における許容値を変更するなど、設備単体設計の最適化も含まれる。

本設計体系を適用することにより、設備単体設計で想定した地震よりも発生頻度が小さく規模の大きい地震に対しても原子炉施設の耐震安全性を担保でき、かつ合理的な設計を行うことができるようになると考える。ただし、現状では確率論的地震ハザードと決定論的地震動との関係性は必ずしも明確にされていないため、今後の課題として WG3 での議論を踏まえながら検討を続けて行く予定である。

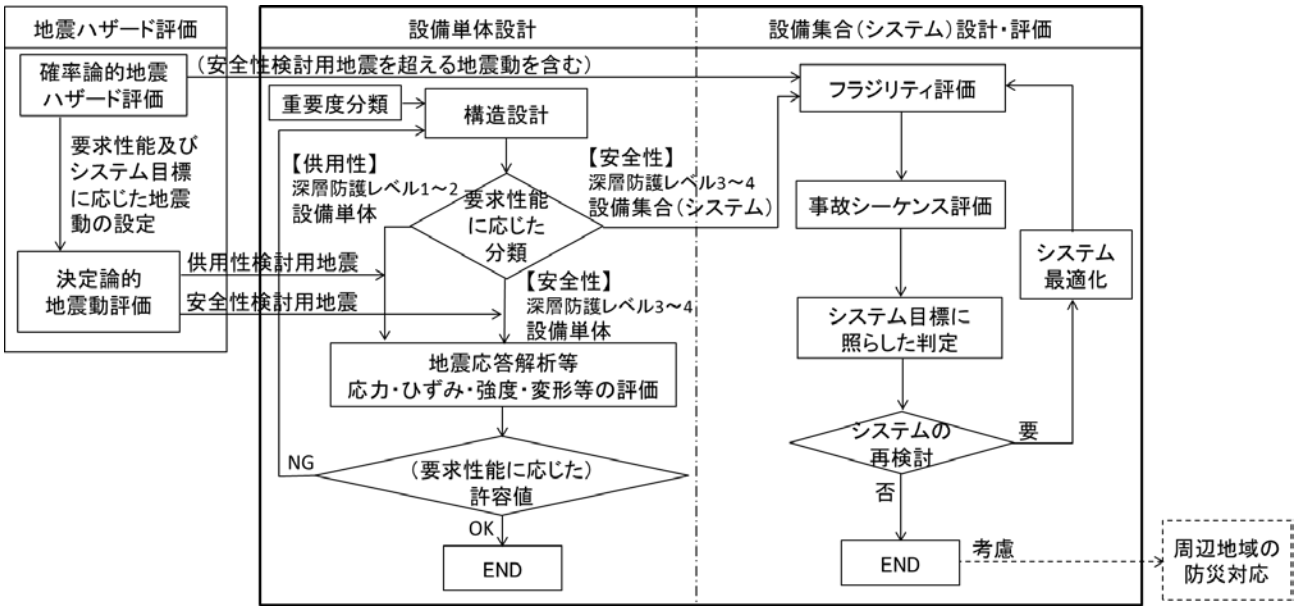


図 2.2 原子力発電所の地震時の性能確保のための設計体系（案）

3. おわりに

地震安全基本原則に基づいて、従来の設備単体の耐震設計とリスク概念を考慮して設備集合（システム）の信頼性を評価する地震安全評価（PRA 等）を組み合わせて最適な設備集合（システム）の設計を行う耐震設計体系について検討を行って来たが、この耐震設計体系の実際の原子力発電所の建物、構築物、機器・配管系やそれらの集合である設備集合（システム）への適用性についての検証は未だ行われていない。このため、今後は、耐震安全上、重要と思われる設備集合（システム）について具体的な適用検討を行い、提案した耐震設計体系の妥当性を評価して行く予定である。

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 3 -Nuclear Safety Evaluation Committee

[2C_PL] Significance and Overview of Basic Safety Principles on Earthquake Engineering for Nuclear Power Plants

Chair: Tsuyoshi Takada (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[2C_PL04]Comprehensive Discussion

*Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

2016年4月に、日本地震工学会は、原子力発電所を対象にリスクと深層防護の概念に基づく地震安全確保の基本原則の構築とその実践例をまとめた報告書の発行を目的として、「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」を設置した。原子力学会標準委員会では、原子力安全検討会傘下に地震安全基本原則分科会を設け、本研究委員会と協働する形で検討を進めている。

本セッションでは、地震安全基本原則の目的と範囲、原則案の概要、及び耐震設計実務への適用性の検討に関して議論の様を紹介し、地震安全基本原則に反映すべき課題も含めた、参加者との意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F C214 - C Block

[2F_PL] International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

[2F_PL01] Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*Kazuto Suzuki[1] (1. Hokkaido Univ.)

[2F_PL02] Readiness for Nuclear Terrorism

Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*Hiroshi Tamai[1] (1. JAEA)

2017年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

安全保障貿易管理を通じた核不拡散の取り組みと、国連による核拡散に対する制裁

Efforts to implement non-proliferation through security trade control and sanctions imposed by UN

*鈴木　一人
[1] 北海道大学

1. はじめに

国際社会における原子力技術の管理は、NPT（核不拡散条約）に基づく不拡散レジームが基礎となっている。主権国家は平等であるという大原則と矛盾する核保有国と非保有国の不平等な関係は、核兵器の拡散を NPT 成立当時の核保有国に留め、それ以上の核保有国を生み出さないことで、国際秩序を安定させることを目的としていた。インド・パキスタン・イスラエルという例外は存在しつつも、NPT 体制は国際システムに埋め込まれたレジームとして定着し、国際秩序の維持の基盤をなすようになった。

この国際秩序の維持を実効的にしてきたのは、IAEA（国際原子力機関）による保障措置だけでなく、核関連技術の国際的な拡散を、とりわけ核関連技術を保有する国家の管理によって拡散しない、という強いコミットメントがあったからと言える。

しかしながら、そうした国際秩序の基盤である NPT 体制に挑戦し、それを破壊しようとする試みをなした国がいくつかあり、中でも本格的な核技術の獲得を目指した国が二つあった。それがイランと北朝鮮である。

本報告では、NPT 体制を安定させ、機能させてきた核不拡散の取り組みを、安全保障貿易管理という観点から捉え直し、その延長線上にある国連による核技術拡散に対する制裁措置について検討する。本報告は、2015 年まで国連においてイランに対する制裁を監視し、安保理決議の履行を確保するための専門家パネルで勤務した経験に基づき、安全保障貿易管理の実情と国連制裁の効果・問題点について論じる。

2. 不拡散の手段としての安全保障貿易管理

NPT 体制を実効性のあるものとして機能させているのは、平和目的での原子力利用を進める国における保障措置だけでなく、核兵器の開発の懸念のある国に対して核関連技術の移転を阻止し、核開発の能力を獲得することを妨げることである。この中核にあるのが核供給国グループ（Nuclear Suppliers Group: NSG）である。NSG は 1974 年のインドの核実験をきっかけに発足し、現在では 48 ヶ国が参加しているが、これらは原子力技術を保有する国であり、他の大量破壊兵器不拡散レジームに参加していない中国も参加しているというのが特徴である（ただしインドやパキスタン、イスラエルなど NPT 不参加国は参加していない）。

この NSG は毎年、核開発に関連する技術を見直し、核開発に必要な技術や物質を特定してリスト化している。この NSG リストにはトリガーリストと呼ばれる、核兵器開発にもっぱら使用される技術や物質のリストの他、デュアルユースリストと呼ばれる工作機械やアルミニウムなどの核・原子力開発以外でも使われる技術や物質などが含まれる。

この NSG リストに基づき、各国は輸出管理当局が自国からの輸出に際し、リストに該当する製品の輸出を許可するかどうかを判断する。しかし、どこに何を輸出すべきか、させないべきかを判断するのは各国の政治的状況に依存する。たとえば明白に核開発が疑われている訳ではないが、その可能性がある国に対し、ある国（A）はその可能性を高く評価し、他の国（B）はその懸念がないと判断すると、A が輸出すべきでないとして判断した製品に対し、B が輸出許可を与えるといったことが起こりうる。これは A に所在する企業にとっては不利益になるため、その企業は A ではなく、B から輸出しようとするであろう。この

ようにして、NSG リストがあっても、その仕向地の核開発の可能性を巡って各国の認識が異なる場合、齟齬が生まれる。また、製品そのものに関しても、その製品が NSG リストに該当するのかどうかの判断も各国によって異なりうる。NSG リストではスペックによって規制対象製品が定められているが、そのスペックを下回る品目であっても、核開発に利用されると思われる場合は、「キャッチオール規制」と呼ばれる、NSG リスト外の品目を規制することが出来るが、ある国がキャッチオール対象と判断しても、他の国はそうしない場合もある。ここも同様に各国の判断によって齟齬が生じることになる。

また、NSG に参加する 48 ヶ国以外にも、リストに掲載される品目を生産している国はあるが、NSG に参加していない場合、そのリストを厳格に適用することを求めることは難しい。NPT に不参加のため NSG に参加していないインド・パキスタン・イスラエルは自発的に NSG リストを適用しているが、デュアルユースリストに記載されている品目は原子力技術を持たない国であっても生産していることが多く、これらの国にリストの適用を徹底させることは難しい。

このように、安全保障貿易管理を通じた不拡散の仕組みは確立しているものの、そのシステムには様々な齟齬があり、不拡散を確実なものにしているわけではない。そのため、明白な核開発の意図を持つ国に対して、国連安保理による制裁が科されることになるのである。

3. 国連による不拡散制裁

国連による制裁は国連憲章第 39 条に基づく「国際の平和と安全に対する脅威」として認定された場合、憲章第七章に基づいて「強制措置」として安保理決議が採択され、全ての加盟国が憲章第 25 条に基づいてその決議を履行することで各国がバラバラに履行する状態を回避し、NSG 不参加国も不拡散に関与することが求められる。また、各国ごとにスペックや仕向先を判断することを避けるため、国連安保理の元に制裁委員会を設置し、専門家パネルがそれを支援することで、核開発に関連する品目を判断する仕組みを整備している。

こうした国連による不拡散制裁は、NSG 三ヶ国による不拡散レジームよりもより強力な措置として核開発国懸念国を制約することを目指している。しかし、それも完全な仕組みとは言い切れない。第一に、NSG 不参加国は、輸出管理を徹底する仕組みをもっておらず、また国連安保理決議を履行するための国内法の整備が進んでいない。安保理決議だけで国内における法執行を可能にする仕組みを持つ国もあるが、それが実際に徹底されることを保証することは難しい。しばしば北朝鮮制裁で東南アジア諸国が抜け穴として使われることがあるが、その背景にはこうした問題がある。

第二に、国連安保理が全ての貿易を監視することは不可能であるため、各国からの報告に基づき、調査・判断することになるが、しばしば実際に制裁違反の事例であっても報告されることはなく、他の情報ソースによって発覚するケースも多く存在する。国連加盟国からすれば、こうした制裁破りの事案は、国際社会において自国の国内統治の能力を疑問視させるものであり、また、自国産業に不利益になる問題でもあるため、報告しない場合が見られる。そうなると、国連安保理がチェックをするという仕組みが機能しなくなるという問題がある。

第三に、国連安保理決議は全ての加盟国が履行することが求められているが、国家の戦略的・外交的な観点から、その履行を徹底しないケースも少なからず見られる。イランや北朝鮮に対して経済的・政治的利益を持つ国々は、しばしば安保理決議を歪めて解釈し、とりわけデュアルユースリストに掲載されている品目については、その履行を徹底しないケースがある。

その一つの問題は、安保理による制裁が「スマート制裁」ないしは「ターゲット制裁」と呼ばれる方式を採用していることにある。これは、過去に全面的な経済制裁を科し、それによって国民生活が困窮する結果をもたらしつつも、政権の政策は変更しなかったということがあり、国連が基本的人権を侵害するような制裁を取ることの倫理的な問題が問われたため、不拡散制裁は、核関連技術に限定した制裁を科すというコンセンサスがあることが背景にある。「ターゲット制裁」では、NSG リストに基づき、核関連技術に限って、その輸出を禁止することにしているが、同じ品目であっても、もしそれが核開発に関連しないものであれば、輸出を許可することが可能となる。具体的には NSG リストのデュアルユースリストに記載さ

れている品目であっても、それが他の産業（たとえば高強度のアルミニウムやチタンが航空機産業）で利用されると申請された場合、それを許可することが可能になる。

安保理による制裁はNSGによる不拡散レジームよりは強い不拡散の仕組みにはなっているが、そこにも抜け穴はあり、それらを徹底することは難しい。さらには、こうした核開発を困難にするため、核開発に関連する企業や技術者などを制裁対象とし、資産凍結や旅行禁止といった措置をとったり、また、核開発の資金を集める手段となっている経済活動を制裁対象とするなど、補助的に様々な措置がとられているが、これらに関しても、上記のような齟齬が存在しており、徹底することは難しい状況にある。

4. 国連による不拡散制裁の効果

国連による不拡散制裁は上記のように様々な問題を抱えてはいるが、それでもイラン、北朝鮮の核開発に対し、国際社会が取り得る選択肢として重要な位置づけとなっている。とりわけ、イラン制裁においては、2006年に安保理決議1737号は採択されて以来、2010年の安保理決議1929号まで4度の制裁強化が行われ、最終的には2015年7月に核合意が成立した。これは国連を通じた制裁が不拡散を阻止し、イランが核兵器開発に進むことを食い止めたNPT体制の成功の象徴として見られている。他方、北朝鮮への不拡散制裁は見事に失敗し、北朝鮮の5回の核実験を止めることは出来ず、同じく安保理制裁の対象であるミサイル開発も止まらない状況が続いている。

こうした違いはいかにして生まれるのか。第一に、国連制裁だけ見ればイランと北朝鮮に科せられている制裁の内容は大きく異なっていない。いずれも「ターゲット制裁」の形式を取り、北朝鮮には奢侈品の制裁はあるが、2016年まで石炭や鉄鉱石と言った経済制裁に近い制裁は取られてこなかった。しかし、それでも異なる結果に結びついたのは、国連安保理制裁に連動した各国制裁があったからである。特にアメリカによる金融二次制裁（米国外の企業や個人であっても、イランとの取引がある場合、米国市場から閉め出すという罰則を受ける）と、EUによる石油禁輸、銀行間通信ネットワークであるSWIFTからイランの金融機関を閉め出すといった制裁が効果を発揮した。これらはイラン国民にも大きな影響を与えたが、それが後に制裁解除を求める世論を作っていった。他方、北朝鮮に対しても米国やEUが独自制裁を科しているが、その効果は限定的である。

それは、第二の理由である、北朝鮮の閉鎖性と中国の存在の大きさである。イランの場合、石油輸出によって国家経済を運営し、外国資本を積極的に受け入れてきた経験から、非常に開放的な経済の仕組みを取っていた。そのため、日本や欧州、インド、中国、韓国、ロシアなど、アメリカ以外の主要な経済との関係が著しく深かった。そのため、国連制裁、各国制裁が科されたことで、イラン経済は大きな影響を受けることとなった。他方、北朝鮮は閉鎖的な経済制度を取っているため、他国への依存度が低く、外国、とりわけ西側諸国からの圧力に抵抗出来る余地が大きい。その最大のポイントは中国の存在であり、中国が経済的な支援をする限り、北朝鮮への制裁効果は限られてしまう。また、「ターゲット制裁」であっても、中国の業者が「核目的以外の用途」としてデュアルユースリストに記載されている品目を扱う限り、北朝鮮は制裁対象品であっても入手が可能である。

第三に、民主主義的な制度の存在が大きな意味を持つ。イランは選挙で選ばれない最高指導者が統治の頂点に立つが、実質的な政策の執行を行う大統領は国民からの直接選挙で選ばれる。そのため、国民が制裁によって日々の生活にストレスを感じれば、それが選挙結果として反映されることになる。他方、北朝鮮はそうしたメカニズムが一切なく、制裁で国民が苦しんだとしても、体制維持を目標に掲げ、独裁的な政治システムを取っている北朝鮮においては、国民の不満によって政策を変更したり、政権交代したりすることが出来ない。

これらの理由から、国連による不拡散制裁の効果はまちまちとなる。一方ではイランのような効果を発揮することもあれば、北朝鮮のようにその効果が極めて限定的な場合もある。

5. 終わりに

このように、安全保障貿易管理も国連を通じた制裁も、不拡散を完全なるものたらしめるわけではない。

しかし、NSG 参加国の自発的な努力と、国連安保理による制裁がなければ、イランの核開発は一層進んでいたものと思われるし、北朝鮮の核開発はより速いペースで進んだ可能性もある。その点では、これらの努力が無であったということはできない。

しかし、同時に、これらの努力があれば安心というわけではなく、不断の努力によって核拡散を防止し、第二、第三の北朝鮮を生まないようにしていくことが求められる。その点で今後の動向として重要になってくるのが、不拡散をリードしてきたアメリカの対応である。

トランプ政権が発足して以来、不拡散レジームの成功例であるイラン核合意を敵視し、イランが核合意を遵守していることを認めつつも、その合意は「悪い取引（Bad Deal）だ」として批判し、核合意の放棄を常に前面に押し出している。確かにイラン核合意にはイランのミサイル開発や武器輸出の問題を制御せず、核兵器開発を阻止するということに特化したことで、トランプ大統領がフラストレーションをためているのは理解できるが、しかし、核不拡散という観点から言えば、この合意を「悪い取引」としてしまうなら、他にイランへの核拡散を阻止する方法は武力によるイランの制圧くらいしか選択肢はない。果たしてそれが今後の NPT 体制の維持にどんな影響をもたらすのか、定かではない。

また、北朝鮮に対しては、20 年間続く「戦略的忍耐（Strategic patience）という戦略が実を結ばず、北朝鮮は 5 度の核実験と数十回に及ぶミサイル発射実験を繰り返している。既に大陸間弾道弾級の射程を持つミサイルも開発している状況にあり、核不拡散だけでなく、大量破壊兵器の不拡散レジームに正面から挑戦している。これに対してトランプ政権は軍事的な圧力は高めつつも、効果的に北朝鮮の行動を変容させる手段を持たず、手詰まり状態となっている。トランプ政権は北朝鮮制裁の抜け穴となっている中国を非難し、同時に中国が努力をすれば北朝鮮の行動を変容させることが出来ると信じているようであるが、それも実現困難な状況にある。

こうした中で、トランプ政権は次にどのような行動に出るのか、イランに対してこのまま緊張を高め、核合意を放棄するのか、もしくは武力行使のコストとその後の混乱を考えて核合意の維持を続けるのかが問題になる。また北朝鮮に対しては、これまで中国への配慮から控えてきた二次制裁を強化し、中国と対立してでも北朝鮮制裁を強化する政策をとるのか、それともこのまま北朝鮮の核保有を前提とした対話路線に移るのか、それとも武力行使による解決を取るのか、様々な選択肢がありうる。いずれも、アメリカの出方次第で、今後の核不拡散をめぐる国際秩序のあり方も変わってくるであろうし、国連や各国の不拡散への考え方にも影響が出てくるであろうと思われる。NPT 体制を保持し、核の拡散を防ぐことを最優先に考えると、これからのアメリカの対応次第では、NPT 体制自体が揺らいでいく可能性も考えておく必要があるだろう。

---

*Kazuto Suzuki
[1]Hokkaido Univ.

2017年秋の大会

核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会

核不拡散・核セキュリティに係る国際動向と諸課題
International Trends and Challenges regarding Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

核テロへの備え ―主要国の核鑑識体制整備の動向―

Readiness for Nuclear Terrorism: Nuclear Forensics Framework in Advanced Nations

*玉井 広史、木村 祥紀、大久保 綾子、篠原 伸夫、富川 裕文
日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター

核鑑識は核セキュリティ強化の一環として、犯罪捜査で押収された核物質・放射性物質（RI）を分析してその出所・由来を解明し、犯人・犯罪組織の摘発・裁判に有用な物的証拠を提供するものである。核鑑識能力を高めるために、核物質・RI の物理的・化学的分析を行いその特徴を明らかにする核鑑識ラボラトリの整備と、分析結果の照合を行って当該物質の出所を同定するための核鑑識ライブラリの構築が必要である。その上で、犯罪捜査や裁判に資するため「管理の連鎖」と呼ばれる証拠保全が求められ、法執行機関等の関係機関との緊密な連携が重要である。こうした一連の核鑑識を体系的に実施するため、関連機関の枠組みや所掌について定めた国内対応計画の策定が各国の果たす責務とされている。現在、核鑑識対応能力の強化は IAEA を始め国際的な協力のもとに進められており、参加各国の着実な体制整備が図られている。今後の更なる強化の観点から、特に整備の進んでいる欧米主要国の事例から、核鑑識体制の向上に向けた課題の抽出と検討を行った。

1. はじめに

近年の国際的なテロの懸念の高まりの中で、核テロの抑止、発生後の影響緩和、および犯罪者等の摘発のそれぞれの分野での対応体制の整備が進められている。核鑑識は、税関等の輸出管理の窓口あるいはテロ等の犯罪現場で押収された核物質・放射性物質の核分析を行ってその特徴や由来を明らかにし、並行して行われる警察のいわゆる伝統的鑑識（指紋、DNA 等の照合）の結果と合わせて総合評価を行い、その後の捜査活動、犯人検挙、裁判への証拠提示に資するものである。また、こうした対応体制の確立を示すことによってテロ等の犯罪を抑止する効果も期待されている。2010 年の第 1 回核セキュリティサミットを契機として、都合 4 回のサミットプロセスを経て核鑑識に係る対応は技術及び制度の両面において強化・整備が進んできた。核鑑識においては技術的な核分析とともに警察・司法などの法執行機関との協調が期待されるため、両者の情報・知見の共有が不可欠であり、そのための制度整備が重要である。

原子力機構では、体制整備が進んでいる主要国の動向調査を行い、調査結果を踏まえた核鑑識体制の整備の望ましい進め方の検討を行った。本稿は、調査と検討の結果を紹介するもので、核鑑識に求められる要件を提示し、主要国の動向とそれを踏まえた整備の課題をまとめる。

2. 核鑑識に求められる要件

押収された証拠品の分析は「核鑑識ラボラトリ」と呼ばれる施設で行われ、破壊分析及び非破壊分析を通じて同位体組成、微細形状、製造・精製年代、含まれる不純物の同定等の詳細な特徴が明らかにされる。こうして核鑑識ラボラトリで見出された詳細な特徴からその核物質・RI 等の起源を割り出すために「核鑑識ライブラリ」と呼ばれるデータベースとの照合が行われる。核鑑識ライブラリは原則として各国が整備し、登録内容は自国の原子力活動の規模に応じて独自に設定することとされている。また、場合によっては、他国で押収・分析された核物質等について求めに応じて照合を行うこともあるため、その照会の窓口並びに情報伝達ルートの整備も必要である。

以上の分析・照合結果は犯罪の訴追のための法廷証拠として採用される可能性があるため、証拠の保全

及び分析の正当性の観点から、司法用語で「管理の連鎖 "Chain of Custody"」と呼ばれる特別な取り扱いをそれらの核鑑識のプロセスを通じて要求される。この要求を満たすため、核鑑識ラボラトリでは正当な施設・設備・人員の配置による厳正な品質管理が必要となる。

「管理の連鎖」を確立するためには、核鑑識ラボラトリのみならず、捜査及び司法を含めた関係者の一致した協調あるいは協力が不可欠であり、体制づくりが重要である。この目的で各国は技術開発、体制整備及び運用について国内対応計画を策定することが求められており、IAEA はそのための指針を発行して支援している。

なお、原子力機構は現在、核物質の分析技術の対応能力の向上、核鑑識ライブラリ整備のための研究開発を進め、テロに対抗する国際的な連携を進める枠組みである核鑑識国際技術作業グループ（ITWG）及び核テロリズムに対応するためのグローバル・イニシアティブ（GICNT）が実施する演習等に積極的に参加し、技術レベルの維持・向上、協力体制の構築を図っている。

3. 主要国の動向

冷戦時代及びその後の混乱期を通じ、核セキュリティ強化を主導している欧米において核鑑識対応体制の整備が最も進んでおり、以下に代表的な国々の国内対応計画の整備状況を紹介する。

3.1 米国

核鑑識ラボラトリは、多彩かつ高度な分析技術を有する国立研究所数ヶ所に設置され、これらの調整と核鑑識ライブラリの整備をエネルギー省（DOE）が所掌している。テロ等の犯罪現場等における初動対応は州警察が行うが、核物質・RI の関与が判明した場合、その後の対応の主導権は連邦捜査局（FBI）に移管され、証拠品の押収を始め捜査全般を FBI が指揮し、その管轄下で核鑑識ラボラトリが証拠品としての核物質・RI を分析・保管することになっている。更に、応用問題として、生物/化学物質等で 複合汚染された遺留品の分析は、国立衛生研と共有する実験施設を使用する段取りが定められている。

核鑑識ライブラリは、現在、民生用の核物質等については特許・知的財産権の観点からライブラリに特化したデータベース化はされておらず、国がデータを保有している核兵器関連の核物質に対してのみ整備が進められている。仮に、民生用の核物質等について照合の要請があった場合は、民間会社に照会を行って照合することが想定されている。

国内対応計画は国家戦略 5 ヶ年計画（2010 年に大統領名で発出）において策定され、上記の現場の対応や核物質の照合方法等のほか、広くテロ事象発生前後の関係機関の役割・責任が明記され整備が進められている。それによると、国家情報長官室（ODNI）がインテリジェンスと国家テロ対策を担当し、大規模テロ等が発生した場合は国防省（DOD）が事後対応に当たることとなっている。国土安全保障省/国内核検知局（DHS/DNDO）は、これらの関係機関間の全体的な機能調整を行うとともに、緊急対応チームの編成や税関及び国境取締りを所掌している。また、司法省（DOJ）が裁判を担当、国務省（DOS）は国際関係の窓口となっている。更に、関係機関間の緻密な協力体制のネットワークが構築され、担当者間のオンライン、オフラインを通じた円滑な知見・情報の共有が図られている。

3.2 欧州

核鑑識ラボラトリは、欧州域内における共同の原子力研究所である超ウラン元素研究所（ITU、2016 年より The JRC in Karlsruhe と改称）が中心的な存在として位置づけられ、この他に設置された各国の研究所のラボラトリと協力しつつ域内の核物質等の分析を実施している。

分析に当たって、管理の連鎖を確保する観点から、当該試料の取扱い経路、責任の所在の文書化、分析後の保管方法の確立等を定めた試料の取扱規則の整備を行うとともに、伝統的鑑識との協力、演習等、警察をはじめ捜査機関との連携を積極的に進めている。例えば、封印、アクセス者の限定、警察官立会いの下での核物質等の試料からの指紋採取、生物・化学・爆発性物質が含まれた試料は除染した上で受入れる、

などの手順が取決められている。この結果、実際に域内で発見された不法移転の核物質に対する分析・照合を行って年代測定及び由来解明に成果を上げ、核鑑識の有効性を実証している。また、核鑑識ラボラトリが有する高精度・高機能の分析機器は、機器の有効活用の観点から通常の保障措置業務の分析にも併用され、この方面でも効果を上げている。一方、核鑑識ライブラリの整備はEURATOMが所掌し、現在、域内の核物質等のデータ収集に努めているところである。

国内対応計画は国毎に整備が進められており、例えば、ドイツでは事象発生時の現場における初動対応から核鑑識ラボラトリに至るまでのとるべき行動及び責任官庁の役割を規定し、この計画に基づいた対応者の訓練・演習が行われている。またJRCは域内の各国の国内体制整備への支援・協力として、計画立案や緊急時対応の訓練等を実施している。

3.3 カナダ

核鑑識に必要な分析技術を有する数ヶ所の研究所が核鑑識ラボラトリに指定され、ラボラトリのネットワークを構築するとともに、そのうちの1ヶ所の研究所に高精度・高機能の分析機器を集積して中心的役割を持たせている。きわめて特徴的なことは核鑑識ライブラリの集中管理であり、カナダ国内の全ての 核物質・RIのデータをカナダ原子力安全委員会（CNSC）において統合・整備している。これは、CNSCに原子力事業の許認可権限があることから産業界からの情報収集がスムーズに行えるためであるが、データ照合の基本的なスタンスとして、発見された規制外の核物質・RIが「カナダ国内を起源とするものであるか否かを明らかにする」という明確な目的のもとに行われている。

国内体制は、規制、研究、法執行を所掌する8省庁及び研究所の11機関で構成されるカナダ国内核鑑識能力構築プロジェクト（2012年に開始）において、定期的な演習・訓練を通じた関係機関相互の情報交換・知見共有を実施している。更に、これらの活動を通じて得られた様々な知見から「管理の連鎖」における認識ギャップを精査し、次のステップであるカナダ国内核鑑識プロジェクト（2016年に開始）に移行した。これらのプロジェクトはCNSCが主導し、関係官庁間の緊密なネットワークを構築している。

4. 抽出された課題

4.1 核鑑識ラボラトリと関係機関との連携

「管理の連鎖」を確保する観点から、捜査機関から受領した証拠試料を輸送中及び保管施設において保全するための確実な措置が核鑑識ラボラトリにおいて必須である。また、伝統的鑑識と核鑑識の双方の専門家間で証拠保全に関する知見を共有して認識ギャップを埋めるため、両者間の協力と連携を進めていくことが必要である。例えば、原子力の世界では、核物質・RIの試料収去のため布等で拭き取るスミアという方法が一般的であるが、これによって指紋が逸失するため伝統的鑑識では行ってはならないとされている。また、放射線被ばく量の増加とともに指紋やDNAの形状が変化し、証拠としての価値が損なわれることも起こり得る。

このように、証拠保全の観点から、行うべきこと、行ってはならないこと等について十分な認識を持つことが重要である。そのためには、例えば双方の専門家が合同で核物質・RIの分析を行うなど、情報の共有、演習・訓練の実施の総合計画が必要となろう。更に、初動対応等の現場における放射線障害の防止と核物質・RIの適正な取り扱いに関する情報共有も必要であり、そのためには、例えば現場で関係機関の担当者が参集して演習を行うことも有効であろう。

核鑑識ラボラトリについては、機能を集中させた中核的なラボラトリ構想のほか、ラボラトリ機能を数ヶ所に分散させネットワーク化するような構想も分析活動のスピードアップやリスク緩和など効率化の観点から一考に値するであろう。

4.2 核鑑識ライブラリの開発

一般的に民生用の核物質・RI については特許あるいは知的財産権がかけられている可能性があり、核鑑識ライブラリのためのデータ収集に支障となる可能性が高い。従って、核鑑識ラボラトリの分析結果との照合あるいは他国等からの照会に的確に対応するための工夫が必要である。前章に紹介した主要国の現状を踏まえ、以下の 3 通りの対応窓口(POC)を考えられよう。

i) 集約型

データの収集と管理を 1 ヶ所に集中させ、POC の機能もここに置くもので、カナダや欧州がこのタイプである。利点は集中管理することにより、責任の所在が明確になるとともに、データ照合の照会に迅速に対応できることが期待される。

ii) 分散型

対象となる核物質・RI を所有する事業者等がデータベースの整備とライブラリの構築を行い事業者毎に POC を指定するものである。核鑑識の所掌機関に対してデータ照合の要請があった場合、各 POC を通してデータ照合を行う。これにより、特許・知財の課題をクリアしつつ核鑑識ライブラリ機能を果たすことが期待できるもので、米国がこのタイプである。

iii) 代替型

核物質・RI に関する既存の情報管理システムあるいはデータベースを活用して核鑑識ライブラリを整備するもので、POC は事前に指定しておくものである。既存の法規に基づく事業者からの告知等の情報を有効利用することにより、新たにライブラリを構築する手間が省け、かつ国内の対象物質を網羅できることが期待される。我が国に適したタイプと考えられる。

以上のどのタイプにおいても、効果的かつ効率的なデータ収集及びデータ照合を迅速に行うためには、関連法規の整備と国際的な紹介に対応し得る的確なネットワークの構築が重要である。

4.3 人材育成

核鑑識ラボラトリの機能を強化する上で、高度な分析技術を有する人材のニーズは今後、高まってくるものと考えられる。現在、中心になって活動している世代が有する豊富な知識・技術を継承していくためにも、スキルを持った優秀な人材の育成は極めて重要であり、各国共通の課題として GICNT や ITWG の場においても指摘がなされている。核鑑識の対象となる核物質・RI は、国の広範な原子力活動を反映して多岐に渡るため、核鑑識ラボラトリの研究者のみならず製造工場等、現場の専門家の知見を採り入れることも重要と考えられることから、こうした広範な専門家も組み込めるような体制の構築も必要であろう。

また、継続的な人材育成を可能とするには、大学等の教育・研究機関との連携を密にしていくことも有効な方策と考えられよう。実際、米国では、核鑑識を含む核セキュリティの政策と技術をカリキュラムに採用している大学がいくつかあり、修士・博士課程において学位を授与する教育プログラムが確立されており、卒業後は、国立研究所や関係官庁に専門職として採用されるキャリアパスも開けている。

一方、大学における教育・研究との関係でしばしば指摘されることは成果の公開に関する懸念であり、核セキュリティの性格上、論文や学会発表に制限が設けられることもあり、自由な活動の支障となるのではないか、という点である。これについては双方の得失を上手にバランスさせる手立てを考えて連携強化を図っていくことが必要と考えられる。

4.4 多国間協力

前章で紹介した先行国に比し、国内の原子力活動が小規模の新興国では国際的な支援を必要としているケースが多い。例えば東南アジアでは、近隣諸国における事象やテロが発生した場合への対応の一環として各国で核鑑識能力の整備が進められているものの、総じて分析技術及び制度の両面において立ち遅れて

いる感が否めない。IAEA、ITWG、GICNT への演習・訓練を通じた国際協力のほか、ITU や米国等の支援プログラムによる分析能力の向上が図られているものの、更なるテコ入れが必要とされている。アジア原子力協力フォーラム（FNCA）等の枠組みで日本が積極的に協力して行くことが地域全体の核鑑識能力の底上げに貢献し、ひいては核テロ対策の強化につながるものと期待できる。

5. まとめ

核鑑識ラボラトリにおいて要求される「管理の連鎖」を確保する観点から、証拠試料の保全と関連機関との連携強化の重要性について議論した。また、核鑑識ライブラリの構築に当たって核物質・RI のデータ収集及び管理上の課題と POC の在り方について考察した。以上の諸点を国内対応計画に的確に位置づけ、核鑑識ラボラトリ及び関連機関とのインターフェイスを確立して両者の連携強化を図ることが期待される。更に、核鑑識能力と核検知能力の拡充によってテロへの対応能力を強化するとともに、今後懸念される複合的な CBRNe（化学、生物学、放射線、核物質、爆発物）事象への認識を高め、総合対応能力を構築していくことも必要となろう。

参考文献

[1] “Nuclear Forensics in Support of Investigations (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.2-G (Rev.1), Austria, September 2015.
[2] “Radiological Crime Scene Management (Implementing Guide)”, IAEA Nuclear Security Series No.22-G, Austria, November 2014.
[3] “Application of Nuclear Forensics in Combating Illicit Trafficking of Nuclear and Other Radioactive Material”, IAEA TECDOC Series No.1730, Austria, January 2014.
[4] “Response to Events Involving the Inadvertent Movement or Illicit Trafficking of Radiological Materials”, IAEA TECDOC Series No.1313, Austria, September 2002.
[5] J. F. Wacker et al., Proposed Framework for National Nuclear Forensics Libraries and International Directions, PNNL-SA-70589 (2011).
[6] J. D. Borgardt and F. M.G. Wong, Galaxy Serpent: A Web-based Table Top Exercise Utilizing the Concept of Nuclear Forensics Libraries, J. Nuclear Materials Management Vol. XLII, No. 4 (2014) 4.

---

*Hiroshi Tamai, Yoshiki Kimura, Ayako Okubo, Nobuo Shinohara and Hirofumi Tomikawa

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security, Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[2G_PL] Rolling of the R&D road map in reactor physics

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

[2G_PL01] Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*Yosuke Miki[1] (1. TEPSYS)

[2G_PL02] Overview of updated road map (systems and facilities)

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*Kazuki Kirimura[1] (1. MHI)

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（1）ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション

(1) Rolling strategy of the road map and vision/mission of reactor physics

*三木　陽介[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]テプシス

1. 背景

炉物理部会では、原子力安全における原子炉物理の位置づけを今一度確認し、原子力施設における世界最高水準の安全性確保に対する原子炉物理の寄与を確認するために、原子炉物理分野で取り組むべき課題を示す「原子炉物理分野の研究・開発ロードマップ」[1]を 2012 年 3 月に策定した。(以後、2012RM と記す。)

その後、策定されたロードマップに基づいていくつかのアクションが実施されているが、その一方で、ロードマップ策定時から 5 年程度が経過しており、この間に原子力を取り巻く環境は非常に大きく変化してきたといえる。そこで、ロードマップの更新作業を通じて原子炉物理のあり方、今後進むべき道を改めて議論することに大きな意義があると考え、2016 年 10 月に、原子炉物理部会に「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）を発足させ、ロードマップの更新作業を実施することとした。（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）

2. ロードマップ更新の経緯・方針

2.1. 2017RM 基本方針

2017RM 策定にあたり、基本的な考え方を以下の通り定めた。

○今回の作業においては、炉物理の将来について議論することがロードマップ（以後、RM と記す。）の策定そのものと同じくらい重要であるという認識に立つ。

○議論に制約を生じさせないという観点から、2012RM の枠組みには必ずしも捉われないものとする。

○「観察（Observe）・方向付け（Orient）・決心（Decide）・実行（Act）」の OODA サイクルの「観察・方向付け」を RM が担うものとする。また、更新した RM に基づき、原子炉物理の「決心・実行」の具体化を図るところまでを本 WG が実施するものとする。

○RM の主な役割を、「現在炉物理に従事している技術者および研究者にとって今後の研究・技術開発の方向性を示す指標となること」とする。これにより、RM を基にした国内炉物理関係者の協働による効果的な研究・技術開発の実現が期待できる。また、若手・学生に対して炉物理の重要性・魅力を示すものとしての役割も期待する。

2.2. 2017RM 策定手順

WG における 2017RM 策定手順を図 1 に示す。

WG ではまず現状認識を明確化するため「原子力を取り巻く環境」について議論を行った。この結果に基づき「2012RM の振り返り」を行うと共に、2020 年、2030 年、2050 年の「原子力のあるべき姿」について議論を行った。

次に原子力のあるべき姿も入力としつつ、炉物理分野の「Vision」と「Mission」を策定した。これは後述するが、原点に立ち返り炉物理分野への

図 1　2017RM策定手順

期待と責務を示したものである。

そしてこれら WG の議論を通し醸成された「現状」からの前方予測(forecast)、炉物理の「原点」からの後方予測(backcast)を入力として、2017RM（案）を策定した。

3. 原子炉物理分野のビジョンとミッション(案)

炉物理の将来のあるべき姿を考え、さらにその実現のために何をすべきかを考えるためには、「炉物理は何をするための学問か？」という基本的な問いに対する明確な考え方が必要である。そのような観点から、炉物理の Vision（果たすべき役割・目的）と Mission（Vision を達成するために行うべきこと）を、WG の議論を通して、以下のように作成した。この「炉物理の Vision と Mission(案)」は炉物理部会の基本方針の位置付けとなるものである。

＝＝

炉物理の Vision と Mission(案)

炉物理の Vision

原子核分裂反応を主とした中性子と原子核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解し、安全に制御することにより人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する。

炉物理の Mission

[1] 人類社会に対する核燃料物質の資源価値を最大化し、客観的な指標とともに人類社会にとって最善な原子力利用のあり方を提示する。

[2] 安全性を最優先とすることを前提に、原子力利用のライフサイクルを通じたエネルギー安全保障性・環境調和性・経済性を向上させる利用方法を追求する。

[3] 原子力システムで生じるミクロレベルからマクロレベルに至る様々な物理現象を対象とし、その理解の精度を高めるとともに、理解の曖昧さを定量化する。

[4] 原子炉が原子炉たる理由を説明できる唯一の学術分野であることを念頭に、学術及び技術分野としての炉物理を発展させながら後世に引き継いでいく。

[5] 人類社会にとって有益な原子核反応の活用方法を追及する。

＝＝

以下は、上記の Vision と Mission に関するいくつかの補足である。

- Vision 及び Mission[3]に記載されている「物理現象」には、熱水力挙動や燃料の機械的挙動など、従来の炉物理の範疇の外にあるものも含んでおり、炉物理が「原子炉の物理」を扱うことを示している。
- Mission[1]の「客観的な指標」は、具体的には「社会の立場に立って、社会に対して責任を持って発信できる情報」と考える。
- Mission[5]については、「原子力エネルギー利用を中核としつつも炉物理の裾野を広げるという意味でその対象範囲を拡張する」とも言い換えられる。

4.まとめ

2017RM の策定経緯・方針を紹介すると共に、炉物理の原点に立ち返り作成した原子炉物理分野のビジョン・ミッション(案)を示した。本企画セッションにおける議論などを通じて、今後 2017RM と共に原子炉物理分野のビジョン・ミッションが WG メンバー以外にも共有され、様々な主体が研究開発の方向性を検討する際の情報として活用されることを期待したい。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)

*Yosuke Miki[1]

[1]TEPSYS

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（2）更新されたロードマップの概要（制度基盤、施設基盤）
(2) Overview of updated road map (systems and facilities)

*横山　賢治[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]原子力機構

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査・検討」WG（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの制度基盤と施設基盤の概要について紹介する。2017RM の策定は、まず大分類毎にグループに分かれて作業を行い、その後 WG メンバー全体でレビューし、WG 全体で共通認識を図るという形で進められた。各グループでは、2017RM の策定に先立ち、2012RM の振り返り作業を行い、アクション実績の有無を確認した。アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。この 2012RM の振り返りや、「原子力のあるべき姿」、「炉物理のビジョンとミッション」の議論[2]を通して 2017RM（案）の策定を行った。

2. 制度基盤に関するロードマップ更新の概要

制度基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。

表 1　制度基盤の中・小分類の更新(案)

中分類*	小分類	
	2012RM	2017RM
法令・指針	指針体系見直し	指針体系見直しに対する貢献
	規制体系の国際標準化	規制体系における国際基準と整合性確認
	プラント輸出に伴う安全規制	
民間規格・基準	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大	解析コードに対するトピカルレポート制の活用と拡大
	取替炉心の安全性評価手法	（削除）
	燃焼度クレジットによる未臨界管理	臨界安全管理における反応度クレジット適用手順等に関わる標準の策定
	クリアランスレベル設定のための高精度インベントリ評価	クリアランス判定基準の高度化
	燃料サイクル施設における仮想臨界事故解析手法	臨界事故評価手法標準の策定
	臨界事故リスク評価手法	
	燃料デブリ除去に関する未臨界管理	燃料デブリ除去に関する未臨界標準の策定

*：中分類については 2012RM からの変更点はない。

制度基盤では中分類についての更新はなかったが、表に示すように、小分類については 2012RM の振り返り結果を受けて大きく見直されている。特に、臨界事故評価手法については、リスクの大きさに応じたグ

レーデッド・アプローチに繋げていくための検討や、東京電力福島第一原子力発電所の事故（以後、東電福島第一事故と記す。）の燃料デブリ除去における未臨界管理等の観点から、内容が大きく見直されており、更に一部は詳細化されて技術基盤の項目に再構成されている。小分類の各項目の内容としては、概要、取り組むべき理由等のより詳細な情報が記載されているが、制度基盤の 2017RM の特徴としては、東電福島第一事故を踏まえた規制基準の抜本的見直しが行われていることを受けて、炉物理の最新知見を法令・指針、民間規格・基準等に迅速に反映していくという観点から多くの見直しが行われていることが挙げられる。

3. 施設基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に施設基盤の中分類、小分類の更新内容の概要を示す。2012RM の施設基盤には中分類までしか項目がなかったが、2017RM では小分類まで細分化され、中分類にも項目が一つ追加されている。細分化が行われた項目は、今後、新材料の導入や運転条件の高度化、燃料デブリの臨界安全技術開発等に関連して幅広いニーズが出てくることを想定した内容となっている。新しく追加された中分類項目は、今後、実機プラントの廃止措置や新設が進むことを想定し、廃炉過程における実機プラントの最大限の活用方法の検討や、新設プラントの研究利用を意識した取り組みを提案するものとなっている。また、他の項目についても内容は全面的に書き直されている。施設基盤の 2017RM の特徴的な点としては、人材育成の観点を強調している点が挙げられる。臨界実験を通した若手研究者を対象とする次世代育成が難しくなっているという観点だけではなく、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点からも現状を踏まえて内容の更新が行われている。

表 2　施設基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
臨界実験装置の維持・高度化	臨界実験装置の維持・高度化及び新設	臨界実験装置、及び同装置での測定技術の維持
		臨界実験装置で模擬できる臨界及び未臨界状態の範囲拡大
研究炉・実験炉の維持・高度化	研究炉・実験炉の維持・高度化及び新設	（同左）
ホットラボの維持・高度化	ホットラボの維持・高度化及び新設	（同左）
加速器施設の維持・高度化	加速器施設の維持・高度化及び新設	（同左）
―――――	実機を活用した測定技術開発及びデータ取得	実機プラントの研究のための有効利用

*：2012RM の施設基盤は中分類までで小分類はなかった。

4. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の制度基盤及び施設基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともにここでは紹介しきれない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)
[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kenji Yokoyama[1]
[1]JAEA

2017年秋の大会

炉物理部会セッション

原子炉物理分野の研究・開発ロードマップの更新
Rolling of the R&D road map in reactor physics

（3）更新されたロードマップの概要（人材基盤、技術基盤）
(3) Overview of updated road map (human resources and technical issues)

*桐村　一生[1]、「炉物理ロードマップ調査・検討」WG
[1]三菱重工業

1. はじめに

炉物理部会では、2012 年に策定した「原子炉物理分野の研究ロードマップ」[1]（以後、2012RM と記す。）を更新するために「炉物理ロードマップ調査検討」ワーキンググループ（以後、WG と記す。）において、当該ロードマップの更新作業（以後、本 WG にて更新したロードマップを 2017RM と記す。）を実施している[2]。2017RM は、2012RM と同様に、基礎基盤技術を制度基盤、人材基盤、施設基盤、技術基盤の４つの大分類で構成されており、本稿ではこのうちの人材基盤と技術基盤の概要について紹介する。2017RM は、WG メンバー全体で情報共有を図りながら、大分類毎にグループに分かれて更新作業を推進した。各グループでは、2012RM の振り返り作業を行い、アクションがあった場合については、具体的な内容や動機、アクションがなかった場合には理由を考察して整理した。さらに、「原子力のあるべき姿」や「炉物理のビジョンとミッション」の議論を通じて、backcast アプローチにより新たな項目を追加した。このようなプロセスにより、2017RM の策定を行った。

2. 人材基盤に関するロードマップ更新の概要

人材基盤のロードマップの中・小分類の更新内容の概要を表 1 に示す。2012RM の人材基盤は中分類で 10 項目に分けてロードマップを記載していたが、2017RM では小分類まで細分化するとともに、backcast アプローチにより新規項目が追加されたことから、小分類として 17 項目を設定した。中分類は 17 の小分類項目を人材育成における段階（「人材像の提示」、「公衆理解・初等教育」、「専門教育」、及び「技術伝承」）、及び「機関・分野横断的な活動」、「国際協力」、「炉物理実験施設の利用・提案」の 7 つに分類した。2017RM で新設された小分類項目には、福島第一事故を契機とした安全性の機運の高まりを受け、重要性や必要性が高まっている公衆理解・初等教育への取り組みに関するものや、炉物理分野を担う人材に如何に技術伝承を行うべきかについて重点的に記載した。また、国内で利用可能な臨界実験施設が減少し、研究炉及び関連施設を活用した研究を行える機会が失われつつある状況を鑑み、臨界実験を通した若手研究者の育成、高度な技術を持つ技術者・運転者の人材確保や実験・測定技術の継承の観点を踏まえて「炉物理実験施設の利用・提案」を中項目として新設している。

表 1　人材基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM	2017RM	
中分類*	中分類	小分類
あるべき人材像の提示	人材像の提示	炉物理を専門とする人材に対する人材像の提示
		炉物理を専門としない人材に対する人材像の提示
―――	公衆理解・初等教育	一般公衆向けの、原子力技術・放射線・核反応に関する平易な教材の開発
		炉物理に興味を持った人向けの情報発信ツールの開発
		炉物理の基礎学習のための導入的な教材の開発
―――	専門教育	炉物理の様々な話題に関する教育機会の提供
原子力安全のための炉物理教材の開発		原子力安全を学ぶためのマルチフィジックスを含む炉物理教材の開発
炉心設計学習のための炉心解析用ツールの開発(核・熱・機械連成解析)		
臨界安全学習のための教材と学習ツール開発		臨界安全を学ぶための教材の開発
炉物理講義指導要領の作成		炉物理講義要領の作成
		炉物理教材のデータベース化
原子力工学を専攻する学生数の維持	―――	―――
―――	技術継承	コード開発・整備分野における技術継承
		炉物理実験分野における技術継承
		原子炉設計に関する設計思想・技術の継承
	炉物理実験施設の利用・提案	人材育成のための既存の研究炉・関連施設の活用推進ならびに次世代炉物理研究施設の提案
各機関のリソース･特徴を合理的に組み合わせた教育インフラの整備	機関・分野横断的な活動	炉物理分野における機関横断的な人材育成環境の整備
		核データ・放射線工学・熱水力・材料基盤等の他分野と連携した分野横断的な人材育成
国際的原子力エンジニアを育成するための施設・設備の整備	国際協調	国際的に活躍する若手研究者育成のための海外研究交流の支援
国際展開のための標準炉物理･炉心設計カリキュラムの開発		
原子力新興国の人材育成支援､解析コード提供		

*：2012RM の人材基盤は中分類までで小分類はなかった。

：2017RM で新設された中・小分類の項目。

3. 技術基盤のロードマップ更新の概要

同様に、表 2 に技術基盤の中・小分類の更新内容の概要を示す。技術基盤では、2012RM の振り返りの結果、炉物理分野が取り組むべき項目はおおむね網羅されていることが改めて確認された。このことから、2012RM の分類をベースとして、ロードマップを更新し、backcast アプローチにより項目を追加している。具体的には、各小項目について、2012RM 策定以降の研究動向の概要、今後必要な研究要素、及び当該の研究により得られる効果（波及効果含む）を追記するなど、記載の拡充、及び詳細化を行った。また、2017RM において新設した小項目としては、福島第一の燃料デブリ取出しに関する研究を通じて重要性や必要性が高まっている解析技術として不定形体系の解析手法の高度化、及び臨界事故評価手法の開発を新たに追加し、取り組むべき内容を記載している。また、backcast アプローチによる検討を通じて医療利用や放射線利用に関する小項目を新たに追加するなど、2012RM をベースとしつつも、炉物理分野と他分野への応用や他分野との連携に視野を広げたものとなっている。

表 3　技術基盤の中・小分類の更新(案)

2012RM		2017RM	
中分類	小分類	中分類	小分類
解析技術	安全余裕の定量評価技術	解析技術	安全余裕の定量評価技術
	不確かさ評価技術		不確かさ評価技術
	マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術		マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術
			マルチフィジックス・マルチスケールシミュレーション技術を用いた他分野への貢献
	インベントリ・放射化高精度評価技術		インベントリ・放射化・遮蔽高精度評価技術
	未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法		未臨界と判定できる実効増倍率の決定方法
	―――		炉心解析技術の高度化
			不定形体系の解析手法の高度化
			臨界事故評価手法の開発
実験技術	未臨界度の絶対測定手法	実験技術	未臨界度の絶対測定手法
	実験計画・測定技術の高度化		実験測定技術の高度化及び現有施設の活用
			臨界実験以外の実験データの拡充
			既存の実験データや測定データを利用した検証ベンチマークの拡充
			今まで測定できなかった項目や検討してこなかった体系に関する新たな実験の提案
データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備	データベース	核設計コードの標準（検証用）ベンチマーク問題の整備
	共分散を含む高品質の核データ整備		MA や長寿命核種などを対象とした微分実験(核データ測定)及び臨界実験の拡充
			共分散を含む高品質の核データ整備
	核データ評価技術の継承と高度化		核データ評価技術の継承と高度化
	国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備		国産標準コードシステムの開発、国産断面積処理コードの整備
革新炉の設計技術	核変換	将来的なニーズを満たす原子炉に関する技術	核変換
	固有安全炉		固有安全炉
	Th サイクル		Th サイクル
	―――		高速炉サイクル
			医療利用や放射線利用を目的とした原子炉・中性子源

：2017RM で新設、または項目名を変更した中・小分類の項目。

3. まとめ

炉物理部会で更新作業を進めている 2017RM の人材基盤および技術基盤に関する概要を紹介した。2012RM の振り返り結果、2017RM の内容ともに、ここでは紹介し切れない詳細な情報を含んでいる。この更新作業の結果が WG メンバー以外にも共有され、今後の研究開発で活用されることを期待する。

参考文献

[1] 日本原子力学会・炉物理部会「炉物理の研究　第 64 号」(2012 年 3 月)

[2] 三木陽介、「ロードマップ更新の経緯・方針及び原子炉物理分野のビジョン・ミッション」、2017 年秋の大会

*Kazuki Kirimura[1]

[1]MHI

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

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

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

[2H_PL01] Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2H_PL02] Current status of Position Statement
Easy to understand and timeliness

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

[2H_PL03] Open Discussion

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 ―広報情報委員会の活動から―

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

（1）広報情報委員会を通じた情報発信の現状と課題

(1) Current status and future issues of disseminating information from the Public Information Committee

*佐賀井 美都[1]
[1]電力中央研究所

１． はじめに

広報情報委員会は、学会と外部との情報伝達、学会外部への情報知識の伝達、学会内活動・事務機能のなどの情報化への対応など広報、情報化に関する事項について審議および連絡調整をおこなっている。学会外部への情報・知識伝達として、会長記者会見の場を設け、プレスリリース、ポジション・ステートメントは日本原子力学会ホームページ上から情報の発信を行っている。

本セッションでは、情報発信の概要を学会内活動など情報化への対応と併せて報告するとともに、広報情報委員会として、昨年度まで議論された内容を踏まえ、よりよい情報発信のあり方とは何か、発信する情報の信頼性や迅速性の確保についての考えを課題をまじえて報告する。

２． 情報発信の概要報告および学会内活動・事務機能など情報化への対応（状況）

2016 年度は、会長記者会見 3 回、プレスリリースは、高速増殖炉原型炉もんじゅの有効な活用について(見解)や「もんじゅ」の意義と活用に関する提言(新型炉部会)を含め 11 件おこなった。2017 年度上期(8 月迄)は、プレスリリース 2 件となっている。

また、広報情報委員会では 2 年度前に新ホームページを公開し、昨年度のセッションで発信力を強化するためのトップページの重要性や会員限定ページの必要性等についてご意見を頂いた。学会内活動の情報化にむけた会員サービス委員会との対応状況について現状を報告する。

３． 情報の信頼性・迅速性の確保について（課題）

2015 年･2016 年秋の大会の企画セッションにおいては情報伝達手段が多様化する中での「個人の扱い」等について議論し、発信する内容は少数意見を尊重すること、かつ一般公衆に誤解のない慎重かつ柔軟な対応と配慮が必要との認識を共有し「広報,情報伝達に関する規程」第 5 条 4 項を見直し今日に至っている。広報情報委員会は、社会への情報発信のため更なる発信内容の信頼性を高め迅速性を確保することが課題であり、学会が発信する情報の一貫性や説明責任（正当性・妥当性等）といったものを自ら評価し判断するための機能や指針が必要なのではないかと考えている。

４． おわりに

広報情報委員会は、社会への情報発信のあり方には、情報の発信元の社会に対する慎重かつ柔軟な対応に加えて、情報の信頼性・迅速性の確保が今後の課題であると考える。それらを具現化するための指針（一貫性、適時性、透明性の確保について等）を定めること、また発信内容を自ら評価・判断するチェック機能をもたせるなどの考えを紹介し、広報情報委員会を通じた情報発信のあり方について議論していく予定である。

---

*Mito Sagai[1]
[1]CRIEPI

2017年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動から—

How to disseminate information to society as AESJ
-Activities of the Public Information Committee-

(2) ポジション・ステートメントの現状 —分りやすさと適時性—

(2) Current status of Position Statement -Easy to understand and timeliness-

*山本　隆一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ポジション・ステートメント（以下 PS）は米国の ANS の事例に倣い、日本原子力学会が「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信しているもので、平成 21 年 6 月より公開を始めた。PS は「見解」、「提言」、「解説」、「その他」の 4 区分を設定し、部会や連絡会等（以下、担当部会等；企画委員会等常設委員会も含む）からの提案を受け、広報情報委員会にてその妥当性を確認した上で、担当部会等にて作成し、PS ワーキンググループ（以下 PSWG）での審議、学会員のパブコメ、広報情報委員会での審議を経て公開している。

2. 公開中 PS の現状

PS は当学会の和文版、英文版双方の HP[1]に掲載されている。このうち、和文版では、平成 29 年 7 月現在で 17 件（昨年度より 1 件増）を公開している。公開件数が昨年度から増えたのは、一昨年来取り組んでいた PS004 と PS014 の統合作業が完了し、本年 3 月に新しい PS004(低レベル放射線被ばくの健康に与える影響)として公開したことによる。ただし、この公開中 17 件のうち東電福島第一発電所の事故（以下 3.11 事故）を受けた見直し作業が完了しているものは前記を含め 3 件に止まっており、他の 14 件は引き続き見直し継続中としている。そのような中でバックエンド部会担当の PS011(クリアランス)と PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)の見直しが進んできているとのことで、少しずつではあるが進捗が伺える状況。

また、英語版については前述の新 PS004 について英訳も完了したことから昨年度より 1 件増の 7 件を公開している。この他、英語版では準備中のものとして、タイトルのみ表示されているものが 9 件ある他、タイトルすら掲載されていないものが 3 件あることから、これらについては本文の翻訳を進めたいところ。和文版との件数の差は、前記のように和文の見直し作業が進まないことなどの理由で、翻訳作業に入っていないものが多いことによる。

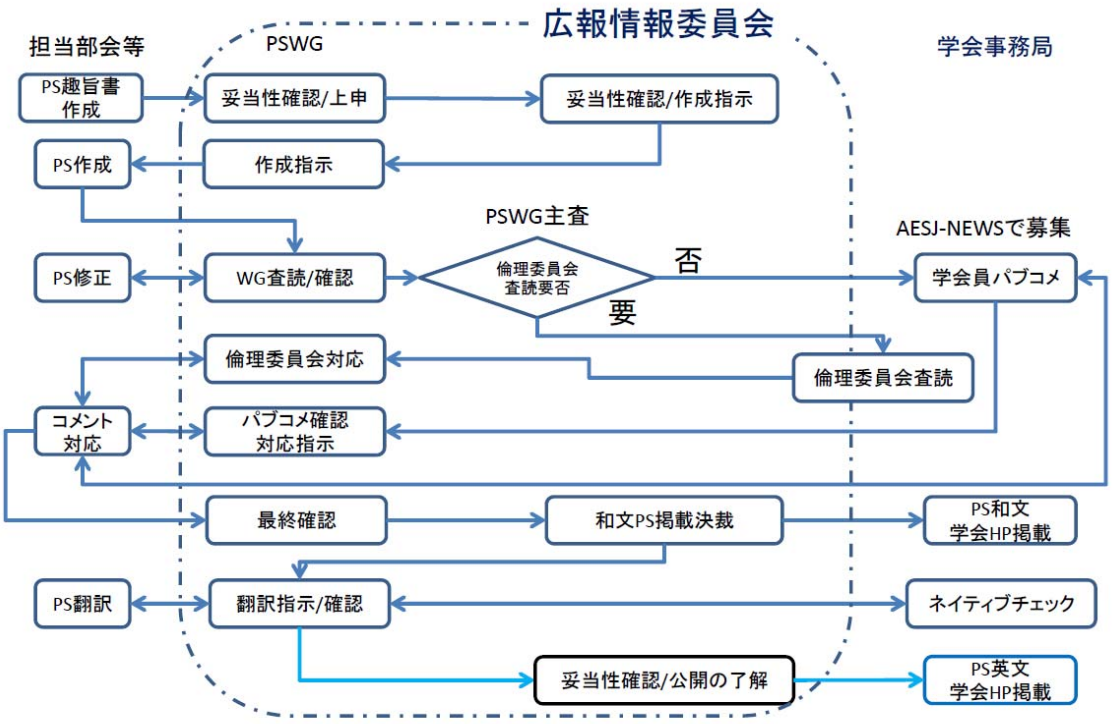
公開中 PS の区分としては「見解」は PS001（持続可能なエネルギー開発）と PS015（原子力産業の海外展開について）の 2 件、「提言」は PS003（高レベル放射性廃棄物の地層処分)1 件、「その他」が 2 件（PS008 原子力の事故情報の発信、評価について-学会員としての姿勢、PS018 原子力安全国際シンポジウム（ISONS2011）声明)、と PS としてより意義深い「見解」「提言」と「その他」を合わせても約 3 割に止まっている。これに対して、「解説」は 12 件と全体の約 7 割を占めており、この比率はほとんど変

[1] 和文 URL；http://www.aesj.net/about_us/opinion_of_aesj/position_statement
英文 URL；http://www.aesj.or.jp/en/about_us/position_statement.shtml

わりない。なお「解説」ではあるが、現在新たなPSとして、この数か月マスコミを賑わし始めた「燃料デブリ」について核燃料部会より提案があり、PSWGにて審議を進めている。

3． PS作成・公開に至る過程

当学会のPSの作成から公開については、次の図のような手順を踏むこととしている（図は最新の状態を示している）。



ポジション・ステートメント作成フロー(概略図；ネイティブチェック導入)

このフローの中で、一般会員からのコメント公募（学会員パブコメ）については、昨年4月の広報情報委員会にて（AESJ-NEWSでコメント公募開始の案内をすると共に同メールに該当するWebサイトを表示する）会員限定のコメント募集に変更する旨決定し、昨年10月に実施したPS004に関するパブコメで初めて運用した。その結果、7名の学会員から延べ131件のコメントを頂くことができ、コメント提案者数コメント数ともに過去最高となった。対応された部会の方々は大変だったと思うが、新たな仕組みが功を奏したように思える。また、翻訳作業については、各部会の負担軽減等の観点から、今年度の下期からはネイティブチェックを取り入れることとした。以上のような変更に伴い関連する要領等について随時見直しを行ってきている。

4． 課題と展望

以上のような状況の中で、昨年の秋の大会で紹介した5つの課題のうち、「PSの大半において図表が少なく、専門家でも読む気になり難い」「表現自体の専門性が強すぎ、学会員にも難解なものが有る」といった表現に係る2つの課題については、昨年来、見直してきたPSや新規のPSの審議において議論を重ねてきている。例えば、前項で記述したPS004においてはパブコメの活性化もあって、図表の充実、分りやすい用語の使用、難解な専門用語の解説といった面でかなり改善されて来ている他、新規のPSである「燃料デブリについて」では適時性を志向しつつも用語解説の充実等も併用して、分りやすさという点での努力も行ってきている。

この様な努力は行っているものの、

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性という点では課題が有る
③ 和文版では学会 HP 上で PS の存在に気付きにくい（英文版ではトップページ）

といった課題については、現時点でも改善には至っていない。

これらの課題のうち、①については 2、3 の部会で「提言」を出そうという動きが出てきているので、期待したい。②の適時性については、前述の PS004 において、担当部会での見直し着手から成案まで 2 年を超える時間を要したことからも、その困難さが分かる。そのような中で、現在進行中の「燃料デブリ」の PS の検討において社会情勢の変化への適時性という観点で議論になり、PSWG として正確さや分りやすさとのバランスの中で適時性を改善する方策について模索をはじめたところ。③については学会ホームページの改編が必要となるので、広報情報委員会として、会員サービス委員会とも連携して改善していくこととしている。

最後に、当学会が取り組んでいる PS 発信は非常に有意義な活動ではあるが、社会情勢の変化の中でその妥当性の確認、適時の見直しといった社会的責任が常に付きまとっていることを学会員各位に改めて認識して頂きたいと考えている。

その上で、ボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界も含めた諸課題について共通認識を持っていただき、学会としてより意義深い PS の発信に向けて議論して頂きたいと考えている。

---

* Ryuichi Yamamoto [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[2H_PL] How to disseminate information to society as AESJ

Activities of the Public Information Committee

Chair: Reiko Nunome (NUMO)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[2H_PL03]Open Discussion

広報情報委員会は、学会および学会員の広報、情報伝達に関して、その基本方針を定め、学会員への情報伝達および社会への情報発信を適切に行うことを目的に活動を行っている。「広報、情報伝達に関する規程」では、会員に対し、「より正確なデータと情報をできるだけ速やかに伝達する義務がある」、とするとともに、「社会に対して専門家個人または専門家集団として正しい情報を発信する社会的責任を有する」としているが、この規定をより現実に即したものとするため、改訂案を2015年の秋の大会企画セッションで紹介し、そこでの議論を踏まえた改訂を行い2016年の秋の大会においても、その結果を紹介し議論を深めてきた。一方、依然として学会としての情報発信のあり方に関してさまざまなご意見がある。本セッションでは、当委員会の活動を通じた学会員および社会への情報発信について、その方策やプロセス、実績などを紹介し、現状をご理解いただいた上で、今後の取り組みや課題について議論したい。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I C310 - C Block

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

[2I_PL01] Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*Takayuki Aoki[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL02] Conceptual study of post-accident plant decommissioning from risk management perspective

*Hideaki Kiyoura[1] (1. IRID)

[2I_PL03] Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*Yutaka Watanabe[1] (1. Tohoku Univ.)

[2I_PL04] A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

[2I_PL05] Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（1）事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきこと

(1) Things we should consider and implement for Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

*青木 孝行[1]

[1]東北大学 大学院工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉の廃止措置を安全かつ着実に実施するためには、廃止措置全体を俯瞰し、戦略的な方針の下に効率的効果的な方法で活動を進めていく必要がある。また、廃止措置の成否を決定する指標である「安全性」と「経済性」の観点からリスクを分析評価し優先順位を明確にすることなどが求められる。ここではそのような観点から事故炉廃止措置のために今後検討すべきこと、実施すべきことを検討する。

キーワード：事故炉，廃止措置，リスク，安全性、経済性，燃料デブリ，検査，経年劣化評価，補修

1. 緒言

事故炉の廃止措置は、デブリ取出し等に長期を要するため[1]、廃止措置活動の前提となる原子炉建屋や主要鋼構造物の健全性を維持するための設備保全活動を並行して実施する必要がある。その際、経年劣化等によるリスクの増加を考慮して、いつまでに何を実施しなければならないか、時間軸を強く意識した取組みが必要である。（図 1）

本稿では事故炉の廃止措置を安全かつ確実に完遂するために検討しておくべきこと、実施すべきことについて検討する。

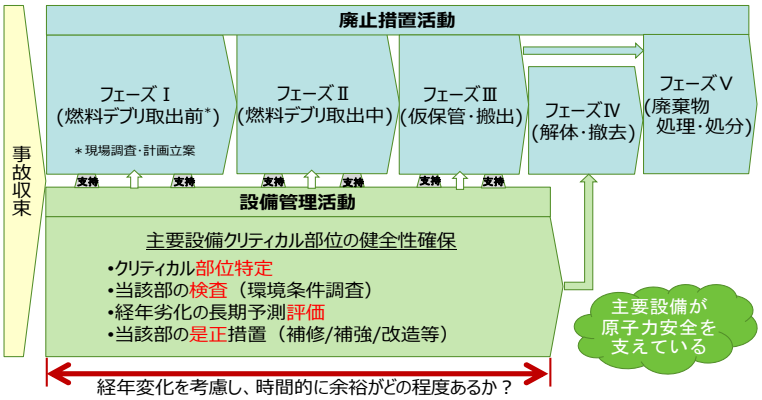


図 1 廃止措置活動と設備管理活動の関係

2. 検討

2-1. 事故炉廃止措置の特徴

事故炉廃止措置の特徴を明確にするため、通常炉の廃止措置との比較を実施した。その結果を表 1 に示す。

この結果を踏まえ、事故炉の特徴を思われる事項を以下に列記する。

(1) プラント状態は廃止措置時といえども「特殊な運転状態」にあると認識すべき状態にある。

表 1 通常炉の廃止措置と事故炉の廃止措置の比較

	比較項目		通常炉	事故炉	備考
1	設備全般の状態 •本設設備(機/電/制/建屋) •換気、照明、揚重設備等のユーティリティ		正常 使用可能	全般的にﾀﾞﾒｰｼﾞあり* 多くが使用不可	*ﾀﾞﾒｰｼﾞの種類、範囲、程度など、不明な場合が多い。従来と異なる環境、経年劣化の進行に注意要。
2	安全機能	停止機能	燃料搬出後は機能不要	炉心崩壊/機能喪失、制御操作不可 燃料及びデブリ回収まで未臨界制御要	事故炉は「再臨界」が放射能外部放出へ直結。「冷却機能喪失」も同様。
		冷却機能	燃料搬出後は機能不要	一部仮設配管等を使用しているとしても一概に信頼性が低いとは言えない。評価要。	
		閉込機能	継続維持	一部劣化（放射性物質の外部漏えい懸念）	
3	燃料/ﾃﾞﾌﾞﾘ等のﾊｻﾞｰﾄの所在と管理		特定の箇所に限定 管理下にある	広範囲に散在する 十分な管理下にない	特にT/BにもFPが散在
4	高線量率区域		特定の箇所	広範囲	
5	高汚染区域		特定箇所に限定	ほぼ全域が汚染	
6	瓦礫・障害物		ない	瓦礫・障害物がある箇所が多い	
7	現場への接近性		容易	高線量率、瓦礫等で容易でない 漏えい、火災、溢水などの事故対応が難しい（通常よりも影響度が大きい）	事故炉廃止措置の際立った特徴の1つ
8	廃炉ｼﾅﾘｵ		設備状態に不明な点がないので廃炉手順が明確	廃炉手順が明確でないので、想定外の発見が多くある可能性がある 各ｽﾃｯﾌﾟで複数の選択肢の準備が必要	ｼﾅﾘｵ決定要素（ﾃﾞﾌﾞﾘ位置・量、PCV健全性等）
9	ﾘｽｸ管理		廃炉ｼﾅﾘｵ、手順が明確なので、ﾘｽｸ予測評価が可能	各作業ｽﾃｯﾌﾟにおける設備状態/条件が不明な部分があり、保守的仮定をせざるを得ない	

*Takayuki Aoki[1]

[1]Tohoku Univ.

(2)「止める」「閉じ込める」機能が劣化しており、原子炉冷却システムの「冷やす」機能で燃料デブリの安定を得、放射性物質の外部への追加放出を抑制している。
(3) 高線量率等のため、建屋内への接近が容易でない。（通常プラントよりも漏えい発生等の機器故障時や火災等の事故時の対応が難しい。）
(4) プラント設備の現状を把握するのが難しく、調査の進捗に応じて徐々に実情が判明したりや想定外が発生したりする可能性が高い。（新事実が分かる度に方針変更を要する可能性がある。）
(5) ＦＰやＴＲＵが建屋内広く散乱している。αダスト、ホットスポットの厳格な管理が必要。

2-2. 事故炉廃止措置の戦略的進め方

(1) 戦略的検討の概要と方向性

事故炉の廃止措置を実施するには、燃料デブリの取出方法の検討や取出装置の設計･製作･据付等が必要であり、そのためには原子炉圧力容器内部や格納容器内部の状況等に関する詳細情報が不可欠である。しかしながら、廃止措置時における事故炉の現場は空間放射線量率が極めて高く、放射性物質が広く散乱していることに加え、損傷した構造物や設備等の瓦礫も障害となって現場への接近が容易でない。このため、現場状況の調査･把握が容易に進まず、燃料デブリの取出方法の検討やや取出装置の設計･製作などの下流側の活動も滞ることとなる。また、炉内構造物やコンクリート等の構造材が溶融混合した燃料デブリはその特性から切削・取出や処理なども容易でない。このため、事故炉の廃止措置は長期を要すると予測されている[1]。一方、これら一連の活動には多額の費用を要すると予測されている。このため、事故炉の廃止措置は「安全性」と「経済性（コスト最小化）」の観点から目標を明確にして戦略的に取り組むことが重要である。具体的には、原子炉建屋等の設備保全活動において機能維持に対してクリティカルとなり得る個所を抽出し、当該個所の保全（検査、評価、補修）に注力する。また、廃止措置活動では、どうしても実施する必要のある事項を抽出して実施する。予算は有限であり、経済性の破綻は安全性を危うくするので、設備管理及び廃止措置の両活動とも予算シーリングや優先度の高い必須事項への予算の重点配分を行うなど、コスト管理を徹底する必要がある。

(2) 事故炉廃止措置時のリスク管理の考え方

① 廃止措置活動と設備保全活動

事故炉の廃止措置は燃料デブリの取出･保管･搬出や主要設備の解体･撤去を実施する、いわゆる廃止措置活動を行うことと考えられがちであるが、これを可能とするには発電所を構成する主要設備の各種機能が維持されていることが必須であり、前提である。すなわち、廃止措置活動を実施している期間中、特に燃料デブリ取出し完了までの間は、放射性物質の外部への追加放出をできる限り抑制するため、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能を確保することが鉄則である。この安全機能は原子炉圧力容器や格納容器等の鋼構造物と原子炉建屋等のコンクリート構造物の健全性を長期的に維持する、いわゆる設備管理活動が適切に行われて始めて確保される（図 2）

② 設備管理活動の進め方

設備管理活動は廃止措置活動を並行して進められる。

設備管理活動を戦略的に進めるには、まず、長期を要する廃止措置活動期間中の経年劣化（すなわち時間軸）を考慮し、安全機能を確保する上でクリティカルとなる主要設備の部位を抽出し、それらの個所に集中した設備管理を行うといった方法を取る必要がある。そして、抽出されたクリティカル部位毎に現在の状態（材料･環境）を知るための検査、その結果を踏まえた長期健全性の予測評価、そしてその結果に応じて必要な補修･環境改善等の是正措置を講じる必要がある（図 2）。

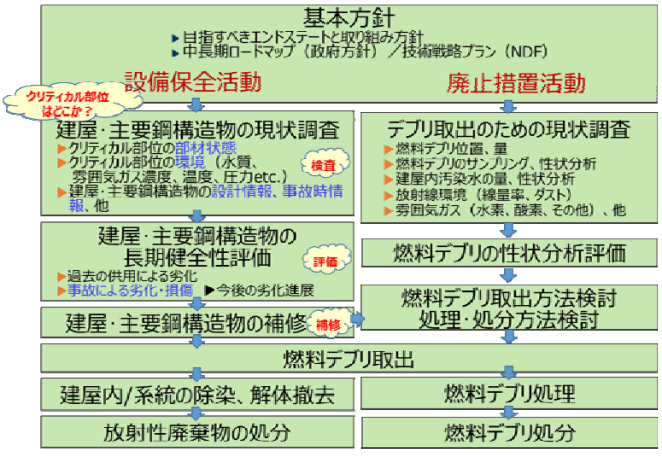


図 2 事故炉廃止措置の実施プロセス

ここで最も重要なことは、主要構造物の安全機能上のクリティカル部位をいかに抽出するかである。これを適切に行えれば下流の活動が極めて効率的になり、大きな成果が得られる。このクリティカル部位の抽出に当たっては、設計上の評価、事故前の検査結果、事故時ダメージ評価と検査結果、事故後の評価の観点から情報を整理し全体を俯瞰しながら総合的に評価･決定することが重要である（表 2）。

表 2 における検討からクリティカル部位となる可能性のある箇所が抽出される。これらの部位が抽出されたら、まず、それらに対してその時点で最適と思われる長期健全性評価を暫定的に行い、その結果に基づき当該部位の材料状態や置かれている環境等の実機調査あるいは試験計画を立案し、実施する。この時の長期健全性評価では当該部位の材料状態や環境に関する情報が十分でない場合が多々あるに違いない。

そのような場合は最悪の状態を想定したバウンディング解析を実施する必要がある。実機調査や試験の結果が得られたら、すぐに長期健全性評価の見直しを行い、その後の検査計画や補修計画を立案・実施する等の適切な対応を取る必要がある。

(3) 事故炉廃止措置時のリスク評価と管理

事故炉廃止措置時におけるリスク管理を行う場合、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能の観点から行うこととなるが、図 1 に示す廃止措置活動の流れを見ると、フェーズ毎にリスク管理の重点が変わると考えられる。すなわち、フェーズⅠ（燃料デブリ取出し前の段階（現場調査･計画立案段階））では、2-1 項の(2)で述べたように「冷やす」機能で放射性物質の外部への追加放出を抑制しているので、この期間は３つの基本安全機能のうち、「冷やす」機能の重要性が増していると見ることができる。したがって、この期間は原子炉冷却システムによる「冷やす」機能の信頼性評価でリスクを評価･管理することが適切であると考えられる（図 3）[2]。フェーズⅡ（燃料デブリ取出し中の段階）では、燃料デブリに手を加える作業を実施する段階であり、当該作業に起因する損傷燃料やデブリの意図せぬ移動による再臨界や切削による放射性ダストの発生リスクがあるので、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能をすべて確保することが重要となる。しかしながら、「止める（再臨界防止）」機能は損傷燃料や燃料デブリの状態とそれらの取出作業とが相俟って複雑な作業となり、それに伴って発生し得る事象を正確に予測しリスク評価を実施することは容易でないので、現実的にはボロン等の中性子吸収材を活用して未臨界度を十分に深くして再臨界を完全に防止できるような対策を採りながら、また、原子炉冷却システムに冷却あるいはダスト飛散防止対策を行いながら、新設する建屋負圧維持システムによる負圧管理を確実に行うという方法をとることが現実的であると思われる。この場合、その間のリスク管理としては、建屋負圧維持システムの信頼性を評価･管理することとなる（図 4）。フェーズⅢ（燃料デブリ仮保管･搬出）では、燃料デブリの回収が終了した段階であるので、建屋内等に残存した放射性物質を確実に閉じ込めておくための「閉じ込める」機能が重要となる。

上記の検討は、地震、津波、火災等の外的事象を考慮していないので、それらを考慮した検討が今後必要である。

表 2 設備クリティカル部位特定のための戦略的検討

主要構造物	設計（高応力部、高累積疲労部等）	事故前	事故時						事故後
		点検実績（劣化部位）	大地震	過大圧力温度	爆発	デブリ（反応、熱）	放射線	海水	腐食
原子炉建屋	？（解析結果）	？（劣化部）	？（解析結果）（点検結果）		建屋上層階（点検結果）	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ PCV床面		RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部	RPV ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ 建屋下層階水没ひび割れ部
格納容器	PCVｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ部？ PCVｻﾎﾟｰﾄﾁｬﾝｺﾗﾑｻﾎﾟｰﾄ	？（劣化部）	？（解析結果）（点検結果）	ﾌﾗﾝｼﾞｼｰﾙ部 ﾍﾞﾛｰｽﾞ 電気ﾍﾟﾈ		PCV内面（床面近傍）		PCV内面（床面近傍）	PCV外面（ｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝ） PCV内面（床面近傍）
原子炉容器	主ﾌﾗﾝｼﾞ 給水ﾉｽﾞﾙ RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ		ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）	給水ﾉｽﾞﾙ S/E CSﾉｽﾞﾙS/E		RPVｽｶｰﾄ ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ			ｱﾝｶｰﾎﾞﾙﾄ（ゆるみ）
主配管	PCV内配管								給水配管 CS配管 FPC配管

本表を整理し、懸念される箇所を抽出する。その上で重要箇所の点検･評価を行う。

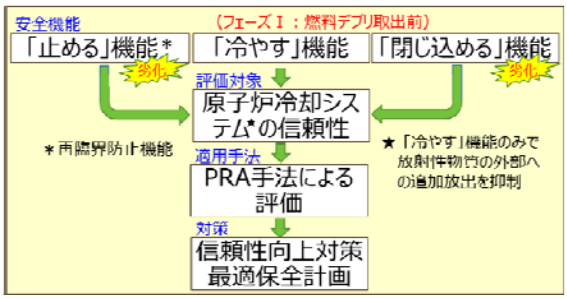


図 3 燃料デブリ取出開始前のリスク管理

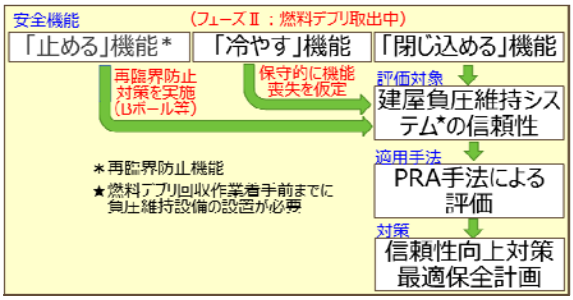


図 4 燃料デブリ取出中のリスク管理

3. 結論

事故炉の廃止措置は「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能を一定レベル以上の信頼性に維持しつつ、円滑に廃止措置を進める必要がある。このため、経年劣化の進行によるリスク増加等、時間軸を十分に考慮して、廃止措置活動と設備保全活動を適切に進めていく必要がある。

参考文献

[1] 原子力損害賠償･廃炉支援機構、“東京ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、平成 28 年 7 月 13 日
[2] 青木孝行、他、“事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”、日本原子力学会 2017 年春の大会

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（2）リスク管理の概念を取り入れた事故炉廃止措置のアプローチ

(2) Conceptual Study of Post-Accident Plant Decommissioning from Risk Management Perspective

吉澤　厚文[1]，*清浦　英明[2]

[1]日本原子力発電株式会社，[2]国際廃炉研究開発機構究所

事故炉の廃炉を進めるうえで、リスク管理をどのように考え、実施してゆくかは重要な課題である。本稿では、廃止措置において、時間の概念を伴ったリスク管理どのように進めるかについて検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，リスク管理，時間，クリティカル部位，デブリ取り出し

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の示すロードマップ[1]、並びに原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）の戦略プラン[2]に従い実施が計画されている。特に、今後計画されるデブリ取り出しに関しては、必ずしも十分なデータが存在しない中で、廃炉のリスクをどのように管理するかという課題がある。本稿は、このリスク管理の考え方について、考察するものである。

2. リスク管理の概念

NDF 戦略プランでは、廃炉に係る様々なリスク評価が行われており、燃料デブリに関しては「周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対応し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源」と位置づけられている。また、ロードマップは 30～40 年をかけて廃止措置を完了するという目標を掲げている。

一方、リスクは時間の関数でもある。NDF は戦略プランの中で図 1 の概念を提示している。すなわち、点線のように現状のまま保管を続けることは、いずれリスクは顕在化することになる。一方、デブリ取り出しを実施すれば、実線のように一時的なリスクは上昇するかもしれないが、将来的なリスクを大幅に減じることができる。これらをどうバランスさせるかといった検討が必要である。

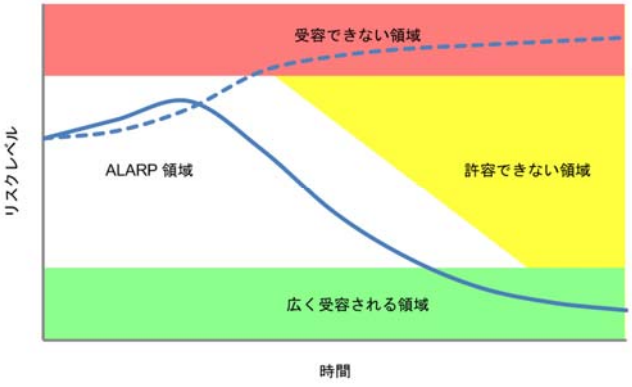


図 1　デブリ取り出しのリスク経年変化の概念

（参考文献 2 より）

3. 検討内容

3-1. 廃炉に係る時間的裕度

図 1 の概念を発展させ、デブリ取り出しをリスク管理の観点から俯瞰する。

重要な点は、デブリ取り出しに必要な時間と、リスクとの関係である。デブリのリスクを閉じ込めている構造物、またはデブリ自体のリスクが顕在化するまでに、取り出しを終えリスクを許容レベルまで下げておくことが理想である。この場合、リスクの顕在化につながるクリティカルな部位はどこにあり、その状態はどうであるのか、を監視し、余寿命を評価する技術が必要となる。デブリの状況を確認することに

Atsufumi Yoshizawa[1] and *Hideaki Kiyoura[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

併せて、クリティカル部位の同定や、それに係るデータ取得も重要である。

図 2 にこの概念を示す。一般的に、リスクの社会における許容レベルは、時間が経過するほどより安全側にシフトする。これを考慮したものがリスク境界である。例えば、前述した寿命予測を可能とする技術により、現状におけるクリティカル部位のリスクが顕在化する時間が T1 と評価されるとする。このクリティカル部位の寿命因子が腐食であるならば、機器を取り巻く腐食環境が劣化すれば、この危機のリスクの顕在化は早まることになる（T1'）。一方、この腐食環境を改善できれば、寿命は延び（T1''）、それだけ時間的裕度を確保できる。しかし、社会のリスク認識の関係で、リスク低減と確保される時間との関係は線形ではないであろう。

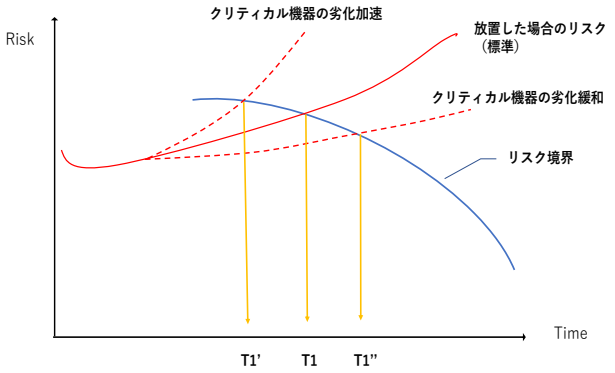


図 2　クリティカル機器の状態と許容時間の概念

3-2. デブリ取り出しの時間的考察

現時点のロードマップは、廃炉完了までの時間を、このようなリスク管理における相対的な時間として論じてはいない。しかし、このような概念は、今後デブリ取り出しの時間的制約を明確にしてゆくために必要なアプローチであると考えられる。現在デブリ取り出しの工法については、国際廃炉研究開発機構をはじめ様々な研究機関により研究開発が行われているが、その設計を行うにあたり、一日当たりの取り出し量（デブリ取り出しにかかる時間）は重要な設計仕様となる。

この仕様を定めるにあたり、図 2 に示した概念のもと、リスクが顕在化するまでの時間の中で作業が終了できる解を見つけてゆく必要があろう。また、デブリ取り出しの安全を確保するうえで、クリティカル機器の環境を変更する可能性も考えられる。この場合の許容時間の変化にも十分留意しつつ、作業工程へのフィードバック設計をしてゆくことが必要である。

4. 結論

福島第一原子力発電所の廃炉を進めるうえで、リスクを考慮すれば技術的に時間の制約が存在する。これは、安全を支えているクリティカル機器のリスクが、許容レベルを超えることにより顕在化するが、廃炉を進めるうえではこれを監視し、予測することで許容時間を確認しておくことが求められる。デブリ取り出しの作業時間は、確保された時間的裕度の中で実施されることが必要となる。したがって、デブリ取り出しの技術開発に併せて、このクリティカル部位の同定や、その状態監視、寿命予測に係る技術開発が重要になると考える。

参考文献

[1] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、“東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ”、平成 27 年 6 月 12 日

[2] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、“東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016”、2016 年 7 月 13 日

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（3）事故炉廃止措置時における腐食リスク

(3) Corrosion risk in decommissioning reactors after nuclear accident

*渡邉　豊[1]

[1]東北大学　工学研究科（兼）原子炉廃止措置基盤研究センター

事故炉廃止措置において、バウンダリや冷却などの安全機能を必要な期間にわたって維持していく上で、機器の腐食現象を適切に予測し、必要に応じて対策を講じていくことが重要である。ここでは、その基本的な考え方を議論する。

キーワード：格納容器，冷却系配管，安全機能，経年劣化，均一腐食，局部腐食，腐食速度

1. 緒言

事故炉廃止措置において、①閉じ込め機能：PCV 等のバウンダリ、②冷却機能：熱的安定性の確保→放射性物質の拡散抑制（閉じ込めに寄与)、③構造強度を長期的に確保していくことが、安全かつ着実に廃止措置を進める上での必要条件である。機器･構造物の主たる経年劣化要因は腐食と判断され、安全機能への影響の観点から適切に対応を取っていくことが求められる。

2. 潜在的腐食影響への対応

2-1. 事故炉に特有の難しさ

まず、①腐食に関与する環境パラメーターが複雑かつ十分に把握できない点がある。主要なパラメータだけでも、酸化剤(酸素、放射線分解生成物）／物質移動速度(単相流、混相流、流路形状、液膜)／温度／pH／アニオン種／電気伝導率／材料(Cr 含有量)などが挙げられ、これらの複合影響を評価していく必要がある。さらに、②これらの環境条件が、経時的あるいは廃炉工程の進捗に伴って大きく変化し得る。例えば、気中取り出しの場合に PCV を負圧管理すれば大気流入による酸素分圧上昇、デブリ取り出し工程で発生する固液混相流による腐食加速、ホウ酸塩投入による水の電気伝導率や炭素鋼の不動態化傾向への影響、などである。加えて、③点検･補修のためのアクセスに大きな制約がある。

2-2. 検討の考え方

評価上重視すべき腐食モード(全面減肉、局部腐食、割れ)は、個々の機器･構造物の安全機能との関係から決まる。すなわち、バウンダリ機能に対しては局部腐食による孔空きが重要であるが、支持機能に対しては減肉による耐震性への影響が重要である。一方で、発現し得る腐食モードは、材料と環境の組み合わせによって決まる。

全面減肉に対しては、『腐食速度』の予測が重要である。一方の局部腐食に対しては、現象が『起き得る条件を満たしているか否か』ならびに『どの寸法までなら成長可能か』、が重要な評価の視点である。

3. 結論

考慮すべき腐食現象および条件範囲の網羅性と機器に応じた検討の具体性を両立させる評価方法の工夫が重要となる。

---

*Yutaka Watanabe

Tohoku Univ.

2017年秋の大会

材料部会セッション

事故炉廃止措置時における機器材料のリスク管理技術の検討

Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

（4）事故炉廃止措置のハザードとリスクをテーマにした学生教育

(4) A trial of risk management education for decommissioning accident-damaged plant

*森下和功

京都大学

1. はじめに

事故炉の廃止措置においては、現状把握が困難で、状況変化の予想が難しく、また時に、想定外事象の発生も懸念される――そのような局面においてでもなお、的確かつ柔軟に対応する必要がある。また、その最中に下される種々の判断は、時に、様々な不確実性のもとに決定しなければならず、その意味で、廃止措置活動は、いわゆるリスクの最適化問題を解くに等しい。全体を俯瞰し、不確実性を評価し、それを適切に管理する能力が求められている。具体的には、現状把握のための状態監視技術や状況変化を予測する技術、そして全体を俯瞰しリスク管理する能力が必要である。こうした活動に従事する人材をいかに育成するか、これが今の原子力教育の大きな課題のひとつである。また、従事者育成ではないにしろ、今後数十年は続くであろうこの廃止措置活動を安定的に継続させるには、社会からの信頼が不可欠であり、それゆえ、局所にとらわれることなく全体を俯瞰するものの見方やリスクテイクによって実利を得るなどの考え方を社会全体で醸成していく努力も必要である。これもまた、原子力のような巨大科学技術を受け入れる社会に課せられている課題である。

2. 事故炉廃止措置リスク学の創成

事故炉の廃止措置活動を材料学の立場から見ると、デブリに関係する部分と周辺構造物（圧力容器や格納容器など）に関係する部分に分けられる。前者に関しては、デブリ性状、特に取り出しに関する材料特性の評価が重要であり、後者に関しては、閉じ込め機能の現状を少なくとも維持し続けるだけの構造健全性の確保が重要である。デブリ取り出しに関する事実上の猶予時間は、周辺構造物の健全性が現状の程度には保たれる時間、もしくは、保守し続けられる時間ということになる。この猶予時間は、主に周辺構造物の今後の経年劣化により決まり、腐食等、現環境下における主たる損傷モードに支配されることになる。

では、周辺構造物の経年劣化をいかに予測するか。そもそも論から言うと、置かれている環境条件が不明瞭な材料の挙動などわかるはずがない。もちろん、環境条件およびその変化を直接モニタリングしようという試みはこれから益々進んでいくであろうが、それでもなお、予測の考え方に関する抜本的な変革が必要になる。おそらくそのヒントになるのが、加圧熱衝撃（PTS）事象の評価に関する最近の動向であり、従来の決定論的評価を確率論的評価へと改めようとする今の流れである。従来は、材料特性評価に相当する破壊靭性評価と環境条件評価に相当する応力拡大係数評価を独立に行い、前者が後者より大きければよしとした決定論的な扱いであった。しかし最近では、材料特性評価と環境条件評価のそれぞれのあいまいさから、その重なり具合をもって構造健全性の程度を定量しようとする試みがなされつつあり、いわゆる確率論的評価と呼ばれる。それはまさに、ハザード曲線とフラジリティ曲線の掛け算から残留リスクを評価しようとしているに等しい。これを実施するには、材料研究とシステム研究の双方の融合が必要である。これまでのように別々に評価してお終いとはならない事故炉においては、材料屋とシステム屋の設計上の

*Kazunori Morishita

Kyoto Univ.

区別が当然本来とは異なっており、その意味でのボーダーレスな研究者の養成、あるいはまた、養成に必要な学術基盤の創成が必要になる。もちろん、きちんとした学問上の枠組みが整理されてからでないと実際の廃止措置活動は何もできないというわけではないが、少なくとも若手育成のキーとなるのは間違いない。本研究会※では、この新たな学術基盤を「事故炉廃止措置リスク学」と呼んでいる。

3. リスク管理に関する教育

事故炉廃止措置リスク学は、事故炉廃止措置に必要な工学（状態監視技術、デブリ性状予測、周辺構造物の経年劣化予測など）に、安全性や経済性の観点を明示的に組み込んだ実学である。廃止措置戦略の策定の基本になるもので、そこには「失敗しないこと」のほかに、「失敗しても、よりひどい状態にはならない、もしくは、元に戻せる」というミティゲーションやレジリエンスの観点も含まれる。今後、現実の廃止措置活動の進展に伴い新たな観点も付加されていくであろうが、重要なのはリスクをベースに物事を考えるという視点である。リスクというと、安全目標の事例のように、評価されたリスクの絶対値を許容するか否かの数字独り歩きの議論に陥りそうであるが、廃止措置シナリオの決定においては相対比較にこそ意味がある。複数の選択肢から、リスクの最小化もしくは少なくとも極小化を図ることで、ひとつのシナリオが必ず選択される。現実問題として、「わからないから何もしない」という判断はあり得ないからである（もちろん、意図的に何もしないという選択肢はあり得る）。

リスク評価、もしくはそれに基づく廃止措置シナリオの決定は、局所にとらわれず多様な視点で評価すべきであるから、問題の全体を俯瞰することが必要になる。また逆に、俯瞰により、廃止措置には多様な知識や知恵が必要になることがわかる。前述した PTS 事例のような異分野の融合やそこで期待される視点の多様化が不可欠である。図 1 は、廃止措置活動を系統的に理解するために試作した俯瞰マップである。

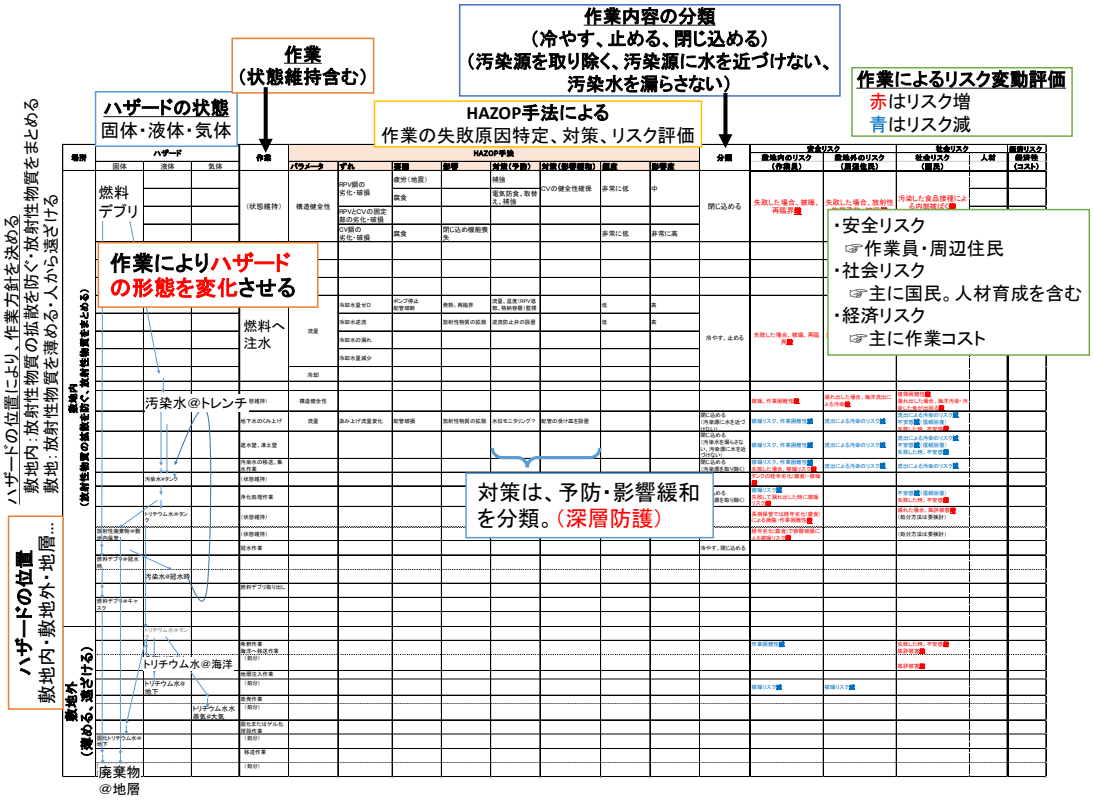


図 1　廃止措置シナリオに関する俯瞰マップ

※平成 28 年 11 月、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターに設置された「事故炉廃止措置のためのリスク管理技術研究会」（主査　青木孝行東北大特任教授）

ハザード（ここでは燃料デブリ）の位置や状態変化に応じてリスクは変化し、対応する具体的作業や深層防護も変化していく。リスクの種類やそれを背負う対象者も変化していくことがマップの中に明示されている。これは、公開されている廃止措置活動に関する情報をもとに大学院生が作成したマップであるが、こうした俯瞰図の作成により、「見える化」が行われ、現実的な理解が進む。リスクとして、敷地内の作業者被曝リスクから、一般公衆の被曝リスク、経済リスク、社会リスクなどの欄が設けられている。ほとんどが空欄ではあるが、そうであっても枠を設けておくことが重要である。なぜなら、空欄は想像できていないリスクの存在を気づかせてくれるものだからである。抜けや欠けが可視化されていることが重要である。

4. まとめ

事故炉廃止措置に関係して、若手育成に必要な「事故炉廃止措置リスク学」の創成に関して述べた。このような学術基盤の体系化は、一朝一夕に為しえるものではなく、様々な経験をもとに構築されていくべきものである。最後に、冒頭でも述べたように、廃止措置に直接かかわる人材の育成だけでなく、社会に対する理解活動も忘れてはならない。

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

[2I_PL] Study on Risk Management Technology for Equipment Materials during Decommissioning of Accident-damaged Nuclear Power Plants

Chair: Masahiro Yamamoto (JAEA)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room I (C310 - C Block)

[2I_PL05]Panel discussion

*Toru Ogawa[1], Hiroshi Miyano[2] (1. JAEA, 2. Hosei Univ.)

福島第一原子力発電所1～3号機は事故後、高い放射線により接近することが容易でなく、原子炉圧力容器や格納容器、原子炉建屋の内部状況に事故後5年以上経過した時点でも不明な点が多い。このような困難な状況の中で廃止措置活動を着実的に進めていくには、プロジェクトの成否を決定するパフォーマンス指標である「安全性」と「経済性」の観点から多角的かつ本質的な検討と一貫したアプローチが求められる。ここでは、安全機能を担っている主要構造物の事故によるダメージやその後の経年劣化を考慮し、クリティカル部位の保全活動を実施するなど、時間軸を意識した事故炉廃止措置時のリスク管理のあり方等について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 2 - Research Committee on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[2J_PL] Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[2J_PL01] Development Approach of Safety Design Guideline

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

[2J_PL02] Status of International Review

*Yasushi Okano[1] (1. JAEA)

[2J_PL03] Development of SDG on Structures, Systems and Components

*Shigenobu Kubo[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*Yoshio Shimakawa[1] (1. MFBR)

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（1）安全設計ガイドラインの構築方法

(1) Development Approach of Safety Design Guideline

*堺 公明[1]

[1]東海大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故後、我が国のみならず世界各国において原子力プラントに対する様々な安全性の向上活動が行われている。ナトリウム冷却型高速炉（SFR）の開発については、これまで積極的に進めてきた仏国・露国・中国・インドで着々と推進されており、国際的に SFR の安全要件の世界標準を構築するニーズが一層高まっている。日本原子力学会は2011～2012年度に特別専門委員会を設置し、第４世代 SFR の安全設計クライテリア（SDC）の構築に関する議論を行い[1]、その成果は第４世代炉国際フォーラム（GIF）の SDC レポート[2]に反映された。ここで SDC は基本性能要求であり安全指針の階層上は IAEA SSR2/1 に相当するが、より実効性を持つ具体的な形で国際標準として展開することが重要となる。そのため、GIF では SDC における技術的要件をより詳細に展開して定めることを目的として、安全設計ガイドライン（SDG）の構築が進められてきた。

このような GIF での活動と呼応して、本研究専門委員会は 2013 年より国際的な SDG の構築に向けて、国内外の関連安全基準及び安全関連技術開発の最新動向を調査するとともに、第４世代 SFR の設計を特徴づける主要な安全機能を具体化するための考え方や安全設備が備えるべき要件について検討してきた。本委員会の SDG 構築に関わる位置づけと関連する会議体を図１に示す。本委員会での検討結果は、GIF での議論に日本案として反映され、SFR の安全確保の基本的な考え方と SDG の技術的根拠整備に貢献している。今回の総合報告では、第４世代 SFR の SDG の構築方法、関連する国際レビューにおける論点、安全アプローチ SDG 及び系統別 SDG の構築に際し本委員会中間報告[3]以降に論点となった事項の概要、さらには GIF における各国の SDC/SDG に対応した次世代 SFR の検討状況などについて報告する。

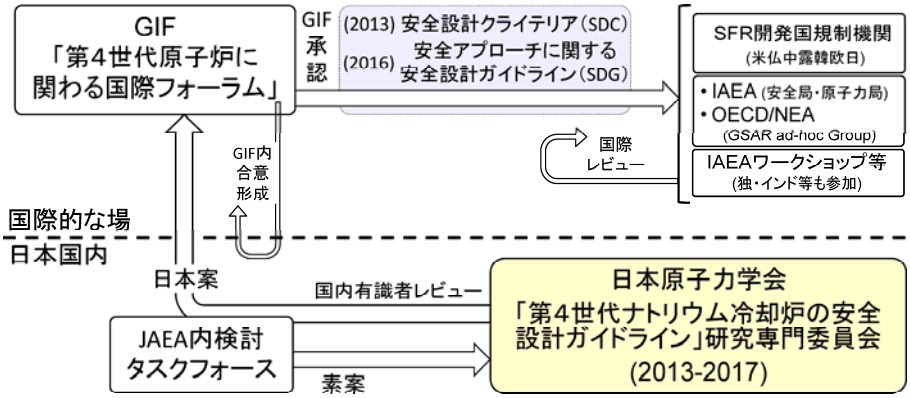


図１ 安全設計ガイドライン（SDG）構築に関わる位置づけと関連会議体

2. 安全設計ガイドラインの構築方法

SDG は、基本性能要求である SDC を基に、SFR の主要系統を構成する設備を設計する際に考慮すべき安全設計要求のレベルにまで展開するものであり、展開した結果は基本的安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に対応した主要な系統である炉心系、冷却材系、格納系からなる「系統別 SDG」としてまとめられる。この展開を行うにあたり、第４世代炉 SFR として目指すべき共通の安全設計方針とその対応方策を示すものが「安全アプローチ SDG」である。SDC を元に、SDG の構築を進める基本的な手順を図２に示す。実際に設計に適用する際に実効的なものとするために、各国の設計概念や開発状況を把握して念頭に置い

た上で、各国の設計概念に共通して適用すべきガイドラインとして安全設計要求を定めることとした。国によって具体的な設計は異なる（崩壊熱除去の系統容量や数など）ものの、SFR の設計技術は共通点が多く、設計基準事故に対する安全設計対策には大きな違いは見られない。一方、設計基準事故を超える設計拡張状態については、想定事象とそれに対する対策の範囲が広範囲に及ぶことからプラント設計に与える影響は大きく、SFR 共通の考え方を整理した安全設計の標準化に対するニーズが非常に高い。このため「安全アプローチ SDG」としては、設計拡張状態のうち特に、SFR 炉心の反応度特性に関連した炉心損傷の防止と炉心損傷後の影響緩和に関する事項、並びに、ナトリウム冷却材の自然循環能力を活用した崩壊熱除去機能の維持に関する事項に着目した検討を実施する手順とした。

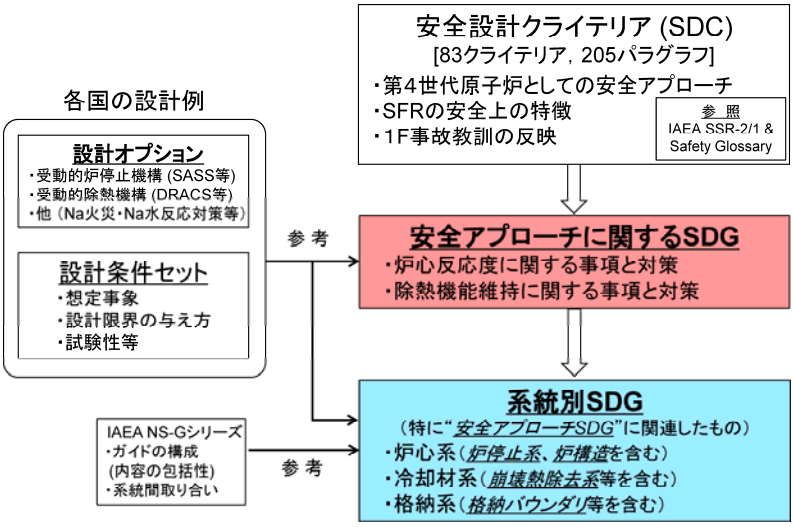


図２ 安全アプローチに関する安全設計ガイドライン（SDG）及び系統別 SDG の構築手順

3. 終わりに

GIF では、安全設計クライテリアを各国の設計に展開するためのガイドラインとして、炉心反応度特性及び崩壊熱除去の維持に関わる SDG を策定し、現在、系統別 SDG を構築中である。本研究専門委員会では、我が国のナトリウム冷却高速炉技術に基づいた専門的見地から貢献するため、関連情報を収集して検討を行った。検討にあたっては、我が国のこれまでの SFR 開発に関わる技術・経験の蓄積を積極的に国際的に提案する観点から、GIF に先行して SDG 素案に対し国内ステークホールダーからの委員によるレビューを進めた。以降の報告では、これまでの GIF を含めた検討状況及び今後の展望について示すとともに、各国の次世代 SFR の設計検討に関する最新情報を踏まえた総合討論を行う。

参考文献

[1] AESJ 安全設計クライテリア 特別専門委員会 報告書(2013), [2] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [3] 本会 2015 年春の年会, 総合講演・報告２.

*Takaaki Sakai[1]
[1]Tokai University

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（2）国際レビューの状況

(2) Status of International Review

*岡野 靖[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIF により 2013 年 5 月に発行された SDC フェーズ I レポート[1]は、その後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へ送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメント[2]が寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。また GIF において 2013 年から約 2 年間かけて構築された「安全アプローチ SDG レポート」[3]についても、SDC と同様に国際レビューが開始されており、IAEA からの中間レビューが為された状況にある。本報告では、これら国際レビューにおける重要な論点及びその背後にある技術的背景について概説する。

2. 安全設計クライテリアの国際レビューの状況

SDC フェーズ I レポートは 2013 年 5 月に GIF により発行されているが、その構築途中段階の 2013 年 2 月には GIF-IAEA SFR 安全性ワークショップにおいて、参加機関であった仏 IRSN 及び IAEA 原子力局からのコメントについて議論が為され、その結果は SDC レポートに反映されている。SDC レポートの公式な発行後、外部機関、特に規制側によるレビューを促進する観点から IAEA、MDEP、OECD/NEA/CNRA、及び各国規制機関（日米仏欧中韓露）へレポートが送付された。その後、中国 NNSA、米 NRC、仏 IRSN、IAEA からレビューコメントが寄せられ、現在 GIF において SDC 改定版への反映事項がまとめられた段階にある。2017 年 8 月の状況としては、中国 NNSC からの 8 件のコメントに対して GIF から回答済み、米 NRC による 200 件近くのコメントに対して反映すべき事項を 22 項目に集約して反映済み、IAEA による 10 件のコメントに対して 4 件を反映済み、仏 IRSN のコメントに対しては 15 件を反映済みである。反映外とされた事項には、下位要件となる安全設計ガイドラインにおいて反映すべき事項が多く、他に SDC 及び IAEA における定義に対する意見や SDC スコープ外の事項などがあった。2015 年 6 月及び 2016 年 11 月に開催された IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では米 NRC 及び仏 IRSN へ反映事項に関する説明が為され、関連する技術的議論が行われた。OECD/NEA では CNRA-CSNI 共同のアドホックグループ（GSAR）が 2015 年に設置された。GSAR は米、仏、日、露、韓、独、伊、加の規制関係機関で構成され、次世代炉の安全性に関する事項を全体スコープとしており、特にナトリウム冷却高速炉については、①シビアアクシデントの防止と影響緩和、②燃料プール（核的フィードバックと臨界安全）、③シビアアクシデントに関するコードの検証、④燃料が着目されており、2017 年秋に技術レポートが作成予定とされている。2016 年の GSAR 会合では、SDC および安全アプローチ SDG に関する技術的説明が GIF よりなされた。

SDC 構築で参照された IAEA SSR2/1 は 2012 年発行の初版であったが、その後 2016 年に発行した SSR2/1 改訂版は福島第一発電所事故教訓の反映が図られている。主な改定点は、実質的に回避されるべき「放射性物質の著しい放出」について、2012 年版では地域と時間を限定した保護対策をなすことで緩和することを許容していたのに対し、「早期の放出」「大規模な放出」ともに緩和条件なく回避すべきであるとした点、外部ハザード、多数基サイトに対する要件、緊急時対策用施設に対し要件が追加されたこと、格納容器の健全性、外部電源喪失に対する備え、代替電源に関する要件の強化、燃料プールに対する要件などである。一方 2013 年発行の SDC では、福島第 1 発電所事故教訓反映の観点から、発行時点で把握されていたもの

として、特に事故後長期にわたる「原子炉停止状態の維持」と「電源の維持」、「燃料プールの監視」等の要件を取り入れていた。今般の SSR2/1 改訂版（2016）発行を受け、第 4 世代 SFR の特徴を踏まえて取り入れるべき事項を、SDC をもう一度見直したうえで判断し SDC 改訂版への反映を目的として議論が進められている。全体的には、多くの SSR2/1 改定点は SDC へ反映が可能なこと、第 4 世代原子炉の安全目標に関わる要件は現行 SDC に記載済みの要件を維持すべきこと、軽水炉のシステム構成から派生する要件であり SFR の安全上・システム上の特長を反映した要件とすべき事項があることが認識されている。特に最後の点であるが、例えば、軽水炉での格納容器内スプレーでの崩壊熱除去に対し SFR では格納容器は炉心冷却と関連しないこと、軽水炉では事故時注水のためポンプ動力用電源が必要だが、SFR では DEC 時に自然循環冷却となりポンプ動力規模の電力は不要だが状態監視（例：ナトリウム冷却材温度）用の電源維持は重要となり得る、などである。これらの第 4 世代 SFR の特長を踏まえた SSR2/1 改訂版要点の SDC への具体的な反映は、現在 GIF において進められている状況にある。

3. 安全アプローチに関する安全設計ガイドラインの国際レビューの状況

GIF で 2013 年から 2 年間かけ構築された「安全アプローチ SDG レポート」について、SDC に引き続き国際レビューを開始することが GIF により 2016 年 3 月に承認された。同年 4 月頭に GIF から IAEA 及び OECD/NEA/GSAR へレポートが送付され、レビュー依頼が為された。2016 年 11 月の IAEA-GIF SFR 安全性ワークショップ[4]では、IAEA から「安全アプローチに関する SDG レポート」への中間レビューが出されている。全般的コメントは 8 件あり、新しい IAEA の SSR2/1（2016 年版）及び定義集（ドラフト版）との対応、原子炉容器内事象終息に関するもの、格納容器健全性の確保に関するもの、炉心反応度特性を述べた第 5 章記載事項の解釈に関するもの、集合体内流路閉塞の位置づけに関するものなどであった。詳細なコメントは 37 件あり、SFR 特有の要素技術・各種設計対策に関する事項の他、定義の明確化・記述の正確性（誤解を生じない表現の提案など）に関するものが多く、他に崩壊熱除去系の多様性や DiD との関連などがあった。IAEA の公式コメントが今後 GIF 側に提示されることとなっている。

4. 終わりに

国際レビューの現在の状況としては、SDC はほぼ一巡し改訂版へ反映準備が整った段階、安全アプローチ SDG では順調に開始された段階で今後 1～2 年程度をかけて国際レビューと国際的な技術的議論が進む状況にある。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2013/01 (2013), [2] USNRC, ML13183A294 (2014)など, [3] GIF SDC-TF/2016/01 (2016), [4] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016).

---

*Yasushi Okano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告

Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（3）系統別 SDG の構築

(3) Development of SDG on Structures, Systems and Components

*久保 重信[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

系統別 SDG では、安全アプローチ SDG[1]において求められる対策を系統別に展開した要件、及び、SDC において要求されているが安全アプローチSDGの範疇外であるものについて記載している。前者としては、「反応度特性」に関わる対策として ATWS 対策設備や「崩壊熱除去」に関わる対策として、液位確保、崩壊熱除去系の多様化などがある。後者としては、高温・高照射環境下の燃料・材料、ハザード対策（ナトリウム火災、ナトリウム-水反応）、格納系への荷重要素などがある。系統別 SDG では、SFR 設計において最も高い安全性を確保するために、設計プロセスで SDC を活用する SFR 開発者を支援するためのガイドを提供することが最も重要な観点である。そのため系統別 SDG は、SFR SDC 及び安全アプローチ SDG に準拠する設計とするための推奨事項及び手引きを提示しており、第４世代 SFR システムに一般的に適用できるものであり、記載された事項は、個々の設計の特徴に応じて、具体的に適切に考慮されることが期待されている。SDG では、「～すべき（should）」という表記により推奨事項が提示されている。また系統別 SDG に記載された対策を導入するか、あるいは同等の代替策を講じることが推奨されている。

2. 系統別 SDG 案

系統別 SDG では、基本的安全機能である「止める・冷やす・閉じ込める」ための系統機器を構成する炉心系・冷却材系・格納系の 3 分野に対して、第４世代 SFR において特徴的な要件をまとめる。それぞれの系統において、軽水炉と比較した SFR の特徴的事項を抽出し、系統別 SDG において要件化を進める 14 項目を選定した。安全アプローチ SDG では、原子炉停止機構（能動的機構、受動的機構を含む）、シビアアクシデントにおける過大なエネルギーの発生防止、原子炉容器内液位確保と炉心冷却性、崩壊熱除去での自然循環活用と信頼性確保が求められており、これらが選定される。内部ハザード対策としては、SFR 特有のナトリウム漏えい燃焼対策とナトリウム-水反応対策が選定される。地震等の外部ハザード対策は各項目で個別に反映される。GIF の SFR 関連プロジェクトにおいて開発がすすむ事項（例：MA 含有燃料、パワーコンバージョンシステムなど）に関連して、高温環境下での燃料設計及び冷却材系機器設計が選定される。GIF では、「系統別 SDG」14 項目について、各国の設計対策を提示し、共通項を本文で示すとともに、各国で異なる設計概念を取りうる事項については Appendix に本文の一部としてまとめている。概念図を含めた個別事例は Annex に参考資料としてまとめている。

系統別 SDG の内容は、次のとおりである。第 1 章「はじめに」は、「背景及び目的」を、系統別 SDG の「範囲と構成」と共に示す。第 2 章「炉心系ガイドライン」は、炉心燃料の健全性確保として「燃料要素及び燃料集合体」と反応度制御として「能動的原子炉停止系」と「設計拡張状態での原子炉停止」に関する系統要件を示す。第 3 章「冷却材系ガイドライン」は、まず原子炉冷却材系として、「機器設計」、「原子炉カバーガスとそのバウンダリ」、「原子炉冷却材の液位確保」、「ナトリウムの化学反応の防止と緩和」、「ナトリウム漏えい・燃焼に関する対策」、及び「ナトリウム-水反応対策」に関する系統要件を示す。さらに崩壊熱除去系として、「基本機能」、「設計基準事故時の崩壊熱除去」及び「DEC 時の崩壊熱除去」に関する系統要件を提示し、「自然循環の適用」と「試験・検査の考慮」の観点から崩壊熱除去系全体に関連する要件が示される。第 4 章「格納系ガイドライン」は、「格納系及びそれらの安全機能」、「格納系の全般的設計

基準」及び「事故状態に対する格納系の設計」に関する系統要件を示す。また格納系全体に関連する「試験及び検査」要件も提示する。SFR に特徴的な系統である 2 次冷却材系が有する事故状態時の格納機能に関連する要件も含まれる。

3. 終わりに

委員会において議論された系統別 SDG の要件は、GIF という国際的な場において日本案として提示されるており、これにより国際的な議論を先導することが可能となっている。系統別 SDG は各国概念を考慮した素案の準備が整った段階にあり、今後 1 年程度をかけて GIF での承認、その後は国際レビューへと進んでゆく状況にある。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] GIF SDC-TF/2016/01 (2016).

---

*Shigenobu Kubo[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 2

「第４世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン」研究専門委員会報告
Research Committee Report on Safety Design Guidelines for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor

（4）安全設計ガイドラインに適合した設計概念

(4) Design Concept conformed to Safety Design Guideline

*島川 佳郎[1]
[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

第 4 世代 SFR の安全設計が各国で検討され、それぞれ進展を見せている。主要な SFR 開発国における開発状況、それらの国で開発が進められている次期 SFR の安全設計概念を公開文献ベースで調査し、それらの SDC 及び SDG への適合性を検討した。

2. 各国における次世代 SFR 概念

フランス、アメリカは、これまでの開発経験から、増殖技術は習得済みとしており、放射性廃棄物対策が中心となっている。フランスは、実証炉 ASTRID の開発を進めており、その後、商用炉を導入する計画である。一方、ロシア、インド、中国では、エネルギーセキュリティの観点から高増殖を指向しており、早期の本格導入を目指して開発が進められている。ロシアは、原型炉 BN-600 の運転が順調に進められ、実証炉 BN-800 の運転も開始された。2025 年頃には、商用炉 BN-1200 を導入予定である。インドは、原型炉 PFBR が今年運転開始予定であり、それに続く CFBR も 2025 年頃から導入する計画である。中国は、ロシアの技術を導入することで原型炉をスキップし、実証炉 CFR600 を 2025 年頃に建設し、2030 年頃には商用炉を導入する計画である[1]。いずれも将来の基幹電源として高速炉サイクルを活用する計画であることは共通しており、GIF と同様の高い開発目標がそれぞれ設定されている。

次期 SFR として検討されている炉（フランス：ASTRID、ロシア：BN-1200、インド：CFBR 等）の安全設計概念を調査した[2][3]。これらはいずれも、第 4 世代炉、或いはそれに向けた実証炉として設計されるものと推測され、SDC/SDG への適合性を意識していると考えられる。これらの炉の①炉心設計、②受動的原子炉停止方策、③CDA 対策、④液位確保方策、⑤除熱源確保方策を中心に調査した。

3. 安全設計ガイドラインに適合した設計概念

SDG の主要な要件である ATWS 系 DEC と LOHRS 系 DEC に係る要件への適合性に着目してまとめる。

ATWS 系 DEC は能動的な手段による原子炉停止に失敗する事象では、短時間で炉心損傷に至り、炉心の再臨界ポテンシャルが顕在化する恐れがある。そのため SDC/SDG では、ATWS 系 DEC に対して、炉心損傷防止と格納機能確保の 2 つの対策を講じることを要求している。炉心損傷防止については、受動的な原子炉停止機能又は固有の反応度フィードバック特性を活用した出力低減機能を備え、炉心損傷を回避して原子炉停止できることを要求している。格納機能確保については、炉心損傷を想定しても原子炉冷却材バウンダリの機械的破損を防止すること、すなわち図 1 に示すような IVR（炉容器内終息）を達成することを要求している。各国の次期 SFR では、幾つかの設計選択があるものの、受動的方策の導入或いは強化が検討されている。例えば ASTRID では、LOF 型 ATWS に対処するための RBH（流体圧浮遊式制御棒）及び LOHS 型 ATWS に対処するための CPEM（キュリー点式電磁石を適用）が検討されており、BN-1200 や CFBR でも類似の概念が検討されている。また各国の次期 SFR では、炉内コアキャッチャの設置等が検討

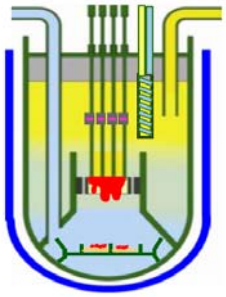


図 1 ATWS 系 DEC の事故影響の IVR

されており、炉心損傷時の事故影響の IVR 達成を目指しているものと考えられる。

LOHRS 系 DEC は、原子炉停止後の崩壊熱除去に失敗する事象であるが、高沸点のナトリウムを冷却材として用いていることから、冷却材沸騰までの温度上昇余裕が大きく炉心損傷に至るまでの時間余裕が大きい、自然循環能力が高い、静的機器による液位維持が可能、といった特長を SFR は有している。これを踏まえて、SDC/SDG では、LOHRS 系 DEC に対して次のような対策を講じることで炉心損傷を防止することを要求している。1 つは、原子炉容器とガードベッセルの信頼性を確保して原子炉容器内ナトリウム液位を維持し、LORL を防止することであり、もう 1 つは、崩壊熱除去系の機能強化や独立性の高い代替手段により冷却性を維持し、PLOHS を防止することである。これらの対策により炉心損傷状態が実質的に回避されるようにすることで、図 2 に示すような IVR を達成すること要求している。各国の次期 SFR では、設計選択に差はあるものの、1 次系全域をカバーするガードベッセルの設置、多様性に配慮した崩壊熱除去系構成、自然循環能力の取り込み等を検討し、防止対策の信頼性向上を図って、LORL、PLOHS に起因する炉心損傷の防止を目指しているものと考えられる。

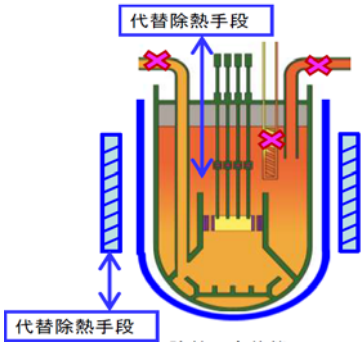


図 2 LOHRS 系 DEC 時の炉心損傷防止

4. 終わりに

各国の次期 SFR の安全設計の概要を調査した結果、安全対策の強化を図る方向で各国とも検討を進めており、総じて、SDC/SDG の要件を満足させる方向で安全設計が進んでいることが分かった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果を含む。

参考文献

[1] Joint IAEA-GIF Technical Meetings/Workshops on Safety of Sodium-Cooled Fast Reactors (June/2014, June/2015, Nov./2016), [2] FR17, IAEA-CN-245-399 (OKBM,IPPE) (2017), [3] FR17, IAEA-CN-245-300 (IGCAR) (2017).

*Yoshio Shimakawa[1]

[1] Mitsubishi FBR Systems

Planning Lecture | Technical division and Network：Reprocessing and Recycle Technology Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K N301 - N Block

[2K_PL] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation From Viewpoint of Reprocessing and Recycling

Chair: Masaki Ozawa (JST, Tokyo Tech)

[2K_PL01] Overview of ImPACT Program

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2K_PL02] Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*Yuji Sasaki[1] (1. JAEA)

[2K_PL03] Dissolution of Vitrified Wastes through Electrolytic and Chemical Reduction

*Kazuhito Asano[1] (1. Toshiba)

[2K_PL04] Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*Hiromichi Takebe[1] (1. Ehime Univ.)

[2K_PL05] Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*Koichiro Takao[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(1)研究開発プログラム概要

(1) Overview of ImPACT Program

*藤田　玲子

[1] 科学技術振興機構

2014 年 6 月から始まった内閣府の ImPACT プログラム（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）に上記テーマが採択されて約 3 年が経った。本稿では再処理・リサイクルの観点からこのプログラムについて紹介する。

1. はじめに

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

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

2. 本テーマの概要

本テーマは HLW を低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアである。プログラムは 5 つの PJ から構成される（図）。

PJ1：HLW から LLFP の回収技術

HLW から LLFP を回収する技術を開発。再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体を対象としている。半減期の長い核種は奇数核種が多いことから同位体分離をしない替わりに偶数核種と奇数核種を分離する偶奇分離技術の開発も進めている。

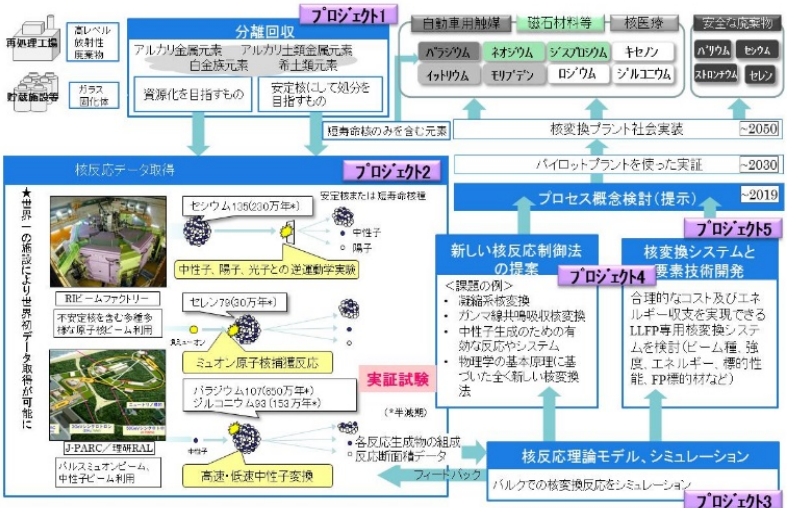


図. 研究開発プログラムの全体構成.

PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験

RI ビームファクトリィー(RIBF)（理研）を用いて、Pd-107、Zr-93、Se-79、Cs-135 の 100MeV、200Mev、50MeV の陽子、重陽子のデータを取得している。低入射エネルギーの測定データの精度を向上するために改造した OEDO（理研）で 25MeV のデータ取得する予定。なお、Pd-107 はインプラントターゲットを作製し、実際の核変換率のデータを取得する実証試験を予定している。

PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション

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

PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発

実機の加速器に必要な超伝導空洞、プラズマウインドウ、液体や粒子ターゲットなどを開発している。ImPACT 用加速器仕様の検討を開始。

PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

LLFP 核変換の処分に与える効果や資源化する際のクリアランスレベルの設定などの検討を実施している。処分概念を見直し、最終的にこのプログラムを実現するプラント概念を提示する。

3. 再処理・リサイクルの観点から

再処理・リサイクルに関するプロジェクトは 1 および 5 であるが、大きく既存の研究開発とは異なるのは将来の HLW の処分を念頭に、第二再処理工場や処分場の既存の概念に捕らわれずに理想に近い処分のあり方や再処理工場の改良・高度化に取り組んでいる点である。

一例を挙げると、処分概念は HLW ではなく中低レベル放射性廃棄物とするにはどのような要点が必要かを討議してまとめている。また、ガラス固化体の溶解技術のように今までに考えられたことのない課題に関しては新しいアイデアを募集し、フィージビリティ研究を実施している。さらに、第二再処理工場の概念として再処理工場の課題を解決するアイデアを提案し、基礎研究を開始するなど。日本の再処理・リサイクルに新しい概念を取り込み、原子力分野だけでなく、他の分野から若い世代の研究者に新しいアイデアを持って参画いただくことを目的として研究を進めている。

このセッションでは「高レベル廃棄物から LLFP 分離回収技術」の研究成果を紹介する。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

*：www8.cao.go.jp/cstp/sentan/about-kakushin.html

Reiko Fujita

Japan Science and Technology Agency (JST).

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション
核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化
～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(2)高レベル放射性廃液からの LLFP 分離回収

(2) Separation and Recovery of LLFP from High-level Liquid Wastes

*佐々木祐二[1]、森田圭介[1]、鈴木伸一[1]、塩飽秀啓[1]、伊藤圭祐[1]、
高橋優也[2]、金子昌章[2]、浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

1. 緒言　従来から高レベル廃液中のアメリシウム、キュリウムなどアクチノイドの分離が注目されてきた。これは、アクチノイド元素がα線を放出するため処分時の制限が厳しく、長半減期核種を持ち核変換対象であること等が理由である。これら元素は単体での回収が極めて困難であるため、ランタノイドとの相互分離技術開発も含めて関連研究が世界的に活発である。アクチノイドに加えて核分裂生成元素分離を考慮すると、プロセスが複雑になり、実現が乏しくなる恐れがある。日本ではオメガ計画で進められた 4 群群分離プロセス開発の中で、核分裂生成元素の分離も行った経緯がある。技術大国である我が国が、高い実現性を持ち有効なアクチノイド-核分裂生成元素分離技術の開発を目指し、研究成果を公開することで国際貢献を果たす義務があると思われる。

ImPACT で対象となる元素は U, Pu を除去した後の高レベル廃液中 Pd, Cs, Zr, Se で、いずれも 10^5～10^6の長い半減期の核種を有する。ORIGEN II 計算によると、それぞれ長半減期核種の生成量は次の通りである（軽水炉 235U 4.1%濃縮 出力 40MW で 1540 日照射）、U 1 トン当たり Se-79: 8.69 g、Zr-93: 1240 g、Pd: 107: 494 g、Cs-135: 643 g。また、化学的性質はすべて異なるために、それぞれ元素に対して個別の分離技術を適応する必要がある。具体的に、Pd はソフト性の金属、Cs, Zr は同じハード金属であるが、原子価が Cs は 1 価、Zr は 4 価と異なる。Se は陰イオン性の亜セレン酸である SeO_3^{2-}やセレン酸の SeO_4^{2-}等のオキソ酸となる。従って、一括での回収は困難であるが、逆に単体として回収するには都合がよい。

我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を目指している。溶媒抽出法の利点としては反応が早いこと、大容量の取り扱いに優れていること、再処理でプロセス運転の経験があること等である。一方、共同研究機関である東芝で電解法による Pd, Se 回収や吸着法による Cs 回収を試みる。双方の優れた分離技術を組み合わせることで、より実現性の高い分離法開発を進める。

２．実験方法　溶媒抽出に用いる希釈剤はここではドデカンに加えて 1-オクタノール等の極性溶媒も検討した。用いた抽出剤は Pd に対して NTA アミド又は MIDOA、Se に対してフェニレンジアミン、Zr に対して TODGA 又は HDEHP、及び Cs に対して DtBuDB18C6 である。構造を図 1 に示す。これらを上記希釈剤に溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES, 又は ICP-MS で測定した。得られた分析結果を使って、各元素の分配比や抽出率を求め、抽出挙動を調べた。また各元素を有機相から水相に回収するための逆抽出条件も検討した。Zr の水酸化物沈殿を真空乾燥の後、熱天秤（室温から 500 度まで）により重量変化を調べた。加えて、500 度、1000 度で焼成した試料の X 線構造解析を実施した。

3．結果　各種元素の抽出及び逆抽出の条件を記すと次のようになる。

Pd、抽出: 0.2M NTA アミド/オクタノール、逆抽出: 0.01M チオ尿素/ 0.2M HNO_3

Cs、抽出: 0.2M DtBuDB18C6/ジクロロエタン、逆抽出: 0.01M HNO_3（体積比：有機相/水相＝2/1）

Zr、抽出: 0.1M HDEHP（又は TODGA）/オクタノール、逆抽出: 0.5M シュウ酸/ 水

Se、抽出: 0.1M フェニレンジアミン/オクタノール、逆抽出: 8M H_2SO_4（又は $HClO_4$等）

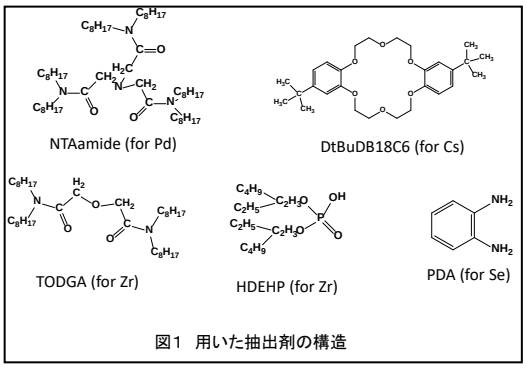


図1　用いた抽出剤の構造

Zr に関して結果の詳細をまとめる。HDEHP を各種極性溶媒に溶解した抽出溶媒を用いることで、標準溶液中の高濃度（100 mM）の Zr 抽出は可能である。また、シュウ酸による逆抽出を行うことで、有機相中の高濃度 Zr の 93%を水相に逆抽出することができた。次に水相中の Zr を核変換又は同位体分離用のターゲット試料として調整する必要がある。ここでは水相揮発のための加熱濃縮を避け、Zr を水酸化物で沈殿する方法を検討した。その結果、pH 8-9 で沈殿を生成することを確認した（図 2）。沈殿とろ液とに分けて、ろ液中の Zr 濃度を測定したところ、その値は極めて低く、沈殿側に 99.5%程度 Zr が存在することを確認した。

Zr-水酸化物を熱天秤で測定した後に、温度 500 度若しくは 1000 度で加熱して Zr 酸化物生成を試みた。得られた酸化物の X 線回折の結果、ZrO_2若しくは Na_2ZrO_3の化合物生成を確認した（図 3）。水酸化物に Na が含まれると、Na を含む酸化物生成となる。水酸化物沈殿を生じさせる際に、アンモニアなどのアルカリ溶液を使うべきであることが分かった。

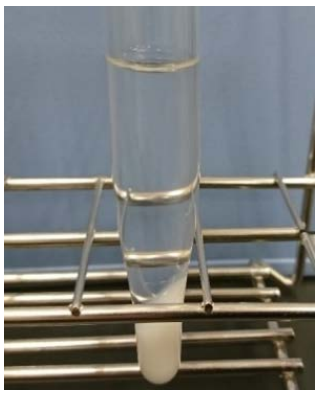


図 2　Zr-水酸化物沈殿の様子

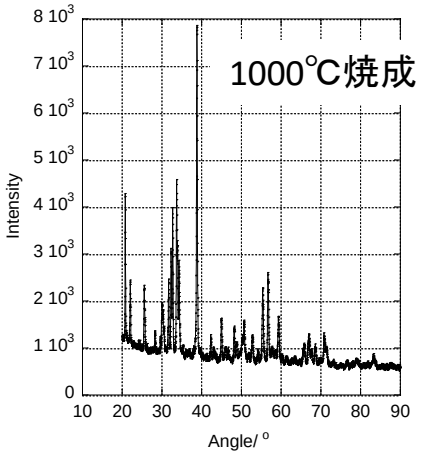


図 3　1000 度で焼成した Zr 試料の X 線回折像

今後は、模擬廃液からの元素分離法開発、分離後溶液中金属のターゲット試料作製法の確認をすることに加えて、一連の ImPACT 研究に関連するフィージビリティスタディを行う。具体的に、模擬廃液や有機相中での金属の溶存状態の確認、有機相に抽出した元素の電解還元、ドデカンに代わる新しい希釈剤の選定や耐放射線性の確認である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(3) 電解・化学還元によるガラス固化体溶解技術

(3) Dissolution of Vitrified Wastes through Electrochemical and Chemical Reduction

*浅野和仁[1]，金村祥平[1]，金子昌章[1]，野平俊之[2]，坂村義治[3]

[1](株)東芝，[2]京都大学，[3]電力中央研究所

1. 緒言

核変換技術による高レベル廃棄物の大幅な低減・資源化を目指す際に、ガラス固化体中に閉じ込められた長寿命核分裂生成物(LLFP)を取り出す必要がある。LLFP はガラス網目構造中に閉じ込められていると考えられるため、(1)ガラス網目構造を分解する技術、(2)分解生成物から LLFP を回収する技術、(3)工学的に成立させるためのプロセス設計、に関する研究開発が必要である。我々はこれらの課題を解決するために、「溶融塩を反応場＊」とした還元技術によりガラス網目構造を分解し LLFP を回収するプロセスの検討を行っている。現在想定している、溶融塩中でのガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例を図 1 に示す。

＊：現在の地層処分環境とは異なる。

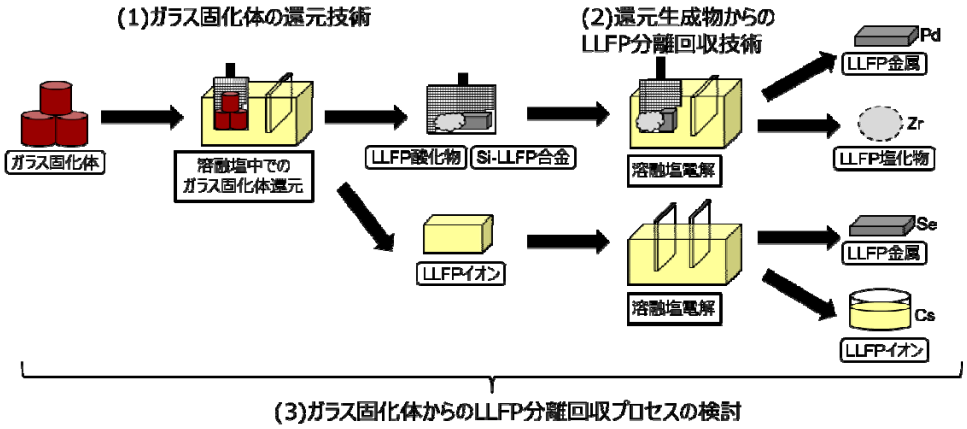


図 1. ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの一例

(1)ガラス固化体の還元技術

SiO_2、UO_2 などの酸化物を溶融塩中で電気化学的もしくは化学的に金属へ還元する技術を、ガラス固化体主成分であるホウケイ酸ガラスの網目構造の分解へ適用する。本手法で用いる溶融塩は精製により再利用が可能であるため、二次廃棄物発生量が少ない、水溶液と異なり耐放射線性が高く水素発生がないといった特長がある。

(2)還元生成物からの LLFP 分離回収技術

ガラス固化体還元処理後の LLFP は、Si-LLFP 合金、LLFP 酸化物、LLFP イオンのいずれかの形態をとるため、化学形態に応じた LLFP 分離回収技術が必要である。強還元雰囲気では Pd、Zr は Si-LLFP 合金中に、Se、Cs は LLFP イオンとして溶融塩中に存在することが予想される。Pd、Zr については、Si-LLFP 合金を陽極とした溶融塩電解により Zr を陰極上に析出させ回収、Pd は陽極残渣として回収することを検討している。

Se も同様に溶融塩電解により陽極に析出させ回収、Cs は金属熱還元、揮発分離等を組み合わせて回収することを検討している。

(3) ガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスの検討

ガラス固化体からの LLFP 分離回収を実現するためには、工学的に成立し、実用的なガラス固化体からの LLFP 分離回収プロセスを構築する必要がある。各工程での LLFP 分岐率、処理速度、二次廃棄物発生量を評価し、最適なプロセスフローの作成を行う。

本発表ではこれらのうち、溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術について報告する。

2. 溶融塩を反応場としたガラス固化体の化学還元技術

2-1. 試験方法

ガラス固化体の化学還元技術成立性を確認するために、ホウケイ酸ガラスに PdO:0.77wt%、Cs_2O:0.84wt%、SeO_2:0.05wt%、ZrO_2:1.3wt%を添加した LLFP 含有ガラスを試作し、これを用いた化学還元試験を行った。還元剤には金属 Ca、溶融塩には $CaCl_2$ を用いた。金属 Ca 量は LLFP 含有ガラスに含まれる CaO 以外の酸化物の還元反応に対し 2 倍モルとした。これらと LLFP 含有ガラスを MgO るつぼに装荷し、Ar 雰囲気下のグローブボックス内に設置した電気炉を用い 850℃で 3 時間保持した。

2-2. 結果と考察

化学還元試験後に得られた還元生成物の XRD 分析結果を図 2 に示す。2 倍モルの金属 Ca を添加した時に得られる還元生成物の主成分は CaSi、$CaSi_2$ といった Si-Ca 合金であることを明らかにした。また、XRD、ICP-AES 分析等により LLFP 含有ガラス中の SiO_2 の 97.8wt%が金属にまで還元されていることを確認した。LLFP の挙動は、溶融塩に LLFP 含有ガラスを浸漬した場合は Cs、Se の溶融塩中への溶出率は Cs:8.3wt%、Se:0wt%であったが、化学還元を行った場合は Cs、Se は全量が溶融塩中へ溶出することを確認した。これは、化学還元によりガラス構造が分解され閉じ込められていた LLFP が溶出しやすくなったためと考えられる。また、Pd は金属、Zr は金属あるいは Zr 化合物として還元生成物中に残留することを確認した(図 3)。

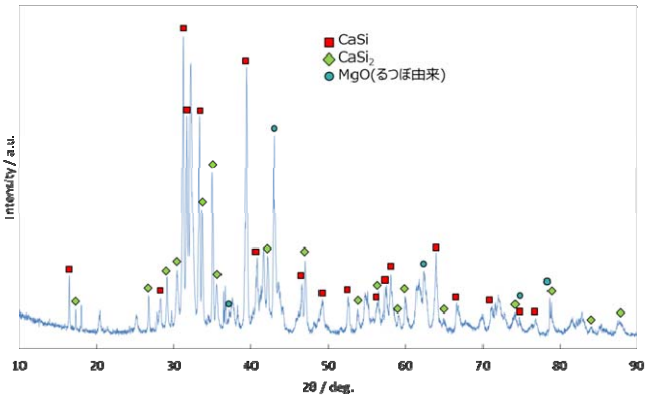


図 2. 還元生成物の XRD 分析結果

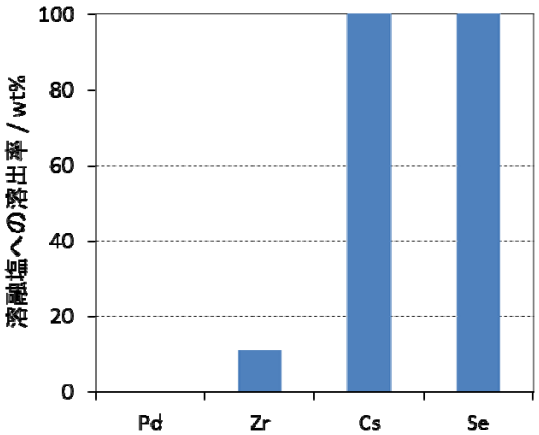


図 3. 化学還元後の LLFP の溶融塩への溶出率

付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

*Kazuhito Asano[1], Shohei Kanamura[1], Masaaki Kaneko[1], Toshiyuki Nohira[2] and Yoshiharu Sakamura[3]

[1]Toshiba Corp., [2]Kyoto University, [3]CRIEPI

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

（4）高温化学反応によるガラス固化体溶解技術

(4) Dissolution of Vitrified Wastes through High-temperature Reactions

*武部 博倫[1]，天本 一平[1, 2]

[1]愛媛大学，[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本研究では溶融 Li 金属浴を用い、ガラス固化体を不活性雰囲気中にて溶融し各成分を還元した後、Cs, Se の蒸気圧の差と、溶融スラッジからの Zr, Pd と添加成分の選択的反応性を利用した選択的分離回収プロセスを検討している [1]。本発表では、特に Li 金属浴による模擬ガラス固化体の溶融条件と Cs の揮発分離回収について紹介する。

2. 実験方法

2-1. 試料

入手したホウケイ酸塩系模擬ガラスカレットについて、XRD による非晶質相の有無の確認及び結晶相の同定と、SEM-EDS による微細構造の特徴付けを行った。

2-2. 実験条件と評価

Ar 雰囲気のグローブボックス内（酸素濃度≦1 ppm, 水分濃度≦10 ppm）にて市販のステンレスルツボを用い、280–380 ℃に保持した溶融 Li 金属浴にて模擬ガラスカレットを溶解した。溶融物の保持温度と時間を変化させ、Cs の揮発分離回収試験を行った。ステンレスルツボにシリカガラスチューブを被せて、Li 金属浴からの揮発によりチューブ内壁に付着した Cs 成分を ICP-MS で評価した。

3. 結果及び考察

入手した模擬ガラスカレットは X 線的非晶質相と(Ru, Rh)O_2相から構成され、SEM-EDS によれば微視的には Ru, Rh 及び Pd 成分が偏在していることが認められた。

Li 金属浴により≧280 ℃で模擬ガラスカレットは完全に溶解し、融体とスラッジ状残渣及び少量の浮遊物となる。

図 1 に Cs の蒸気圧（計算値）、Cs 回収率と Li 金属浴温度の関係を示す。Cs 回収率の温度依存性は、Cs の蒸気圧に概ね対応しており、温度の増加とともに増加する傾向にある。現時点では 380–520 ℃，1 気圧での揮発実験で最大 75 mass%の Cs 回収率が得られている。

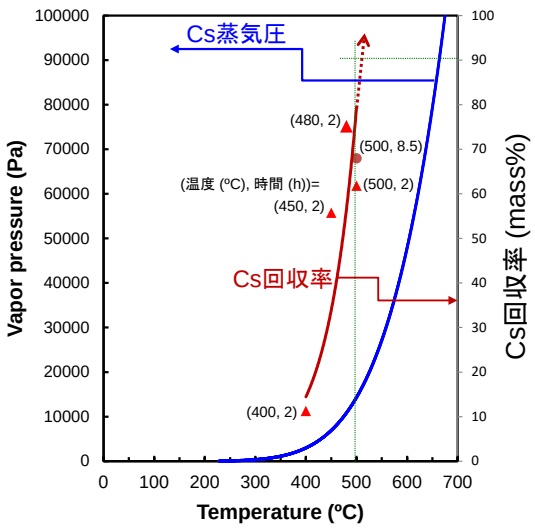


図 1 Cs 蒸気圧及び回収率と Li 金属浴の温度との関係

ガラスカレット試料の溶融・還元とともに、Li 金属浴の表面に反応物と推定される浮遊物が生成するため、継続的な揮発による Cs 回収率の向上（> 90 mass%目標値）や Se の揮発分離回収には、浮遊物除去のための Li 金属浴の攪拌条件や減圧及び温度の影響を今後検討することが必要である。

*Hiromichi Takebe[1] and Ippei Amamoto[1, 2]

[1]Ehime Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

再処理・リサイクル部会セッション

核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化 ～再処理・リサイクルの観点から～

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation -From Viewpoint of Reprocessing and Recycling-

(5) 酸性水溶液によるガラス固化体湿式処理技術

(5) Wet Processing of Vitrified Wastes in Acidic Solutions

*鷹尾 康一朗,[1] 上原章寛,[2] 池田泰久 [1]

[1] 東工大先導原子力研, [2] 京大炉

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、放射性核種の閉じ込め性能に優れており、地層処分環境中での十分な化学的耐久性を超長期にわたり保持する。ただし、現状のガラス固化体地層処分では十万年オーダーの超長期保管が必須であり、当 ImPACT プログラムではガラス固化体に含まれる長寿命核種 4 種(^{107}Pd, ^{79}Se, ^{93}Zr, ^{135}Cs)も核変換による短寿命化および有害度低減の対象としている。これら長寿命核種の核変換処理を行うためには、既存のガラス固化体からの回収が必要となる。ただし、そもそもガラス固化体は高レベル廃棄物安定化を目的とした化学的耐久性に優れるホウケイ酸ガラスをベースとしており、そこからの長寿命核種の回収は極めてチャレンジングな課題である。地層処分場を想定した中性～アルカリ性領域でのガラス固化体からの核種溶出挙動については多くの検討がなされているのに対し、酸性領域(*)については処分環境の条件として考えにくいこともあり積極的な検討はなされていない。一方、上記長寿命核種を含むガラス固化体中の放射性核種の多くは酸化物として存在するため、それらの回収においては酸性条件を保持することが望ましいと考えられる。以上の背景に基づき、我々のグループでは湿式処理によるガラス固化体からの長寿命核種回収技術について検討を進めている。[1] (*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 酸性水溶液中での模擬ガラス固化体からの元素溶出挙動

模擬ガラス固化体(IHI 製, P/N 5523N17, 破砕状, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種成分：Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd; その他成分：P, Cr, Fe, Ni)を 2 M 塩酸水溶液に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃で 2 日間保持した。その結果、時間の経過とともに液相が褐色に着色する様子が見られた。この現象は模擬ガラス固化体からの遷移金属イオンの溶出を示唆するものである。ICP-AES を用いて液相を分析したところ、溶液の着色は主に Pd の溶出に起因することが明らかとなった。ただし、液相中の Pd 濃度は模擬ガラス固化体中の Pd 含有量に対して 40%程度にとどまっており、完全な溶出には至っていない。Pd をはじめとする白金族イオンは、ガラス固化体中で金属の状態で存在しうるため、湿式処理により溶出させるためには Pd^{2+}へ酸化する必要がある。従って、用いる酸として強い酸化力を示す硝酸を用いて同様の条件で溶出試験を行った。その結果、硝酸水溶液(初期硝酸濃度：2 M)側の着色は確かに見られたものの、Pd 溶出率は最大でも 60%に留まるという結果となった。

水溶液中での Pd^{2+}の錯体化学を考えると、Cl^-とは$[PdCl_n]^{2-n}$ (n = 1-4)という可溶性クロロ錯体を安定に形成するが、NO_3^-とは安定な錯体を形成しにくい。このことから、硝酸と塩酸の混合液を用いることで、金属 Pd の酸化溶解と錯形成に伴う可溶種安定化により Pd の効果的な溶出が期待される。実際、硝酸と塩酸を各 1 M ずつ含む混合水溶液を用いて同様の処理を行ったところ、ほぼ完全な Pd の溶出を確認した。その他の多くの模擬核種(Se, Rb, Sr, Y, Mn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Cr, Fe, Ni)および Si 以外のガラス主成分(Na, B, Ca, Al, Zn, Li)についても【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でほぼ完全に溶出することを見出した(図 1)。また、模擬ガラス固化体 20.09 g を【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で 90℃にて 8 時間保持した後、ろ過により固体成分を回収したところ、得られたガラス残渣の重量は 13.13 g であった。割合にして 34.6%の重量減

に値し、これは溶出した上記ガラス主成分および模擬核種の模擬ガラス固化体試料中に占める重量比とよく一致する。更に、液相の H^+濃度を測定したところ、処理前が 2.04 M であったのに対し、処理後には 0.79 M へ減少する様子が見られた。この事実は上記溶出成分酸化物が中和反応により溶解することを示すものである。加えて、処理前後におけるガラス固化体表面の SEM 観察を行ったところ、処理に伴ってガラス表面に多数の亀裂が入り、ガラス表面に結晶性化合物が析出している様子が確認された(図 2)。XRD 測定の結果、この結晶性化合物は RuO_2 であることが判明した。

図 1. 酸性水溶液を用いた模擬ガラス固化体湿式処理の様子.

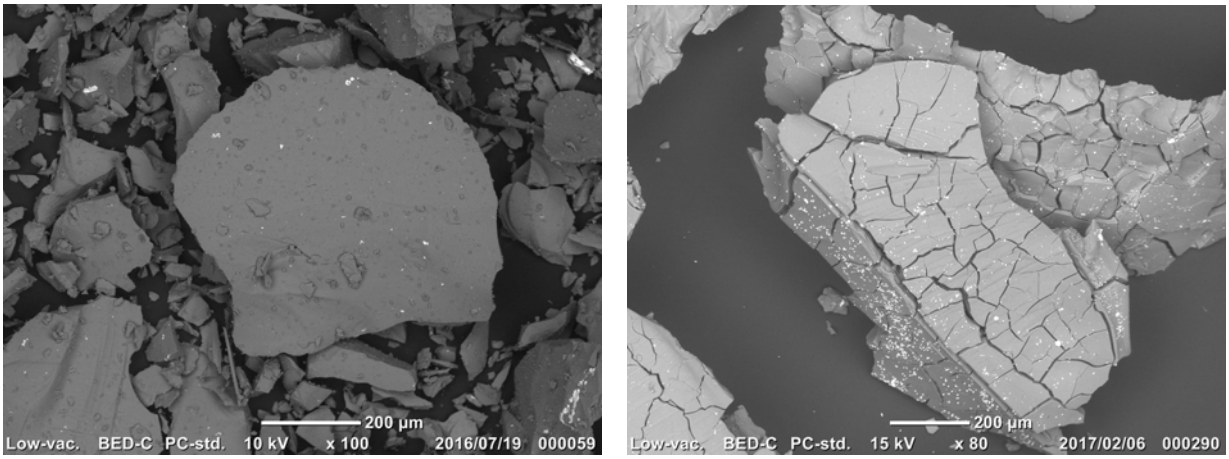


図 2. 模擬ガラス固化体の SEM 像. 左：処理前, 右：【1 M 硝酸＋1M 塩酸】で 90℃, 8 時間処理後.

上述のように【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系でガラス主成分および模擬核種の多くが溶出することを確認した。この中には、当 ImPACT プログラムでガラス固化体からの回収対象とする Pd, Se, Cs も含まれる。一方、同じく回収対象である Zr については【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系での溶出率は 2%程度に留まる。この課題を解決するため、さらなる検討を行った。前述のようにガラス固化体の湿式処理においては対象とする金属イオンの錯体化学・溶液化学を理解したうえで条件選定を行う必要がある。調査の結果、Zr^{4+}は SO_4^{2-}と安定な可溶性錯体$[Zr(SO_4)_n]^{4-2n}$ (n = 1-3)を形成することを見出した。【1 M 硝酸＋1 M 塩酸】系で処理した模擬ガラス固化体残渣を更に 3 M 硫酸に 1:15 g/mL の固液比で浸漬し、90℃において 9 時間保持した。この条件下では$[Zr(SO_4)_3]^{2-}$が支配的に生成することが熱力学的に裏付けられる。結果として、95%の Zr 溶出率を期待通り達成した。

なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら 「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao,[1] Akihiro Uehara,[2] Yasuhisa Ikeda

[1]LANE, TokyoTech, [2] Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L N302 - N Block

[2L_PL] The latest development of superconducting detector

Chair: Hiroyuki Takahashi (Univ. of Tokyo)

[2L_PL01] Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*Masahiro Ukibe[1] (1. AIST)

[2L_PL02] Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*Keisuke Maehata[1] (1. Kyushu Univ.)

[2L_PL03] Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*Satoshi Kohjiro[1] (1. AIST)

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
The latest development of superconducting detector

（1）超伝導トンネル接合放射線検出器を用いた材料分析

(1) Material analysis by superconducting tunnel junction X-ray detectors

*浮辺 雅宏[1]，志岐 成友[1]，全 伸幸[1]，藤井 剛[1]，大久保 雅隆[1]，北島 義典[2]
[1]産業技術総合研究所，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導トンネル接合(STJ)X 線検出器は、非常に薄い(~1nm)絶縁物からなるトンネル層を 2 枚の超伝導層で挟んだ構造を持つデバイスである。我々は、絶縁層としてアルミニウム酸化膜(AlOx)、超伝導層としてアルミニウム・ニオブ(Nb/Al)の多層膜を用いている。超伝導体は、バンドギャップがミリ eV オーダーで、半導体のバンドギャップ（eV オーダー）に比べ極めて小さいため、超伝導体を検出媒体として用いる STJ X 線検出器は、理論的には半導体検出器に比べ 20～30 倍という非常に高いエネルギー分解能が期待できる。事実、当グループでは 4.1 eV@400 eV という半導体検出器の 10 倍以上のエネルギー分解能を実現している。しかし STJ は、その高エネルギー分解能の維持のため、単一素子では高々100 μ m 角程度の有感面積しか得る事が出来ず、その実用化に際し障害となっていたため、アレイ化による有感面積の拡大が試みられてきた。当グループでは、これまでに世界最大規模の 512 素子 Nb/Al STJ アレイ X 線検出器を開発し、～5mm^{2}の有感面積を実現した。

一方、近年研究が進められている次世代機能性材料（GaN、SiC 等の省エネルギー半導体や軽量合金、耐熱鋼等の構造材料等）の性能向上には、材料中のホウ素(B)、炭素(C)、酸素(O)、窒素(N)等の軽元素ドーパント周辺の原子スケールの局所構造や、軽元素ドーパント自体の材料中での偏在状況をナノスケールで詳細に分析する必要がある。一般的にそのような目的には、励起されたドーパントからの蛍光 X 線を利用するが、軽元素の場合、放出される蛍光 X 線は、ほぼそのエネルギーが 1keV 以下の軟 X 線となり、既存のシリコンドリフト検出器（SDD）ではエネルギー分解能の点で、結晶分光器を用いる波長分散分光法では検出感度の点で不十分なため、これまで軽元素ドーパントについて充分な知見を得ることが出来なかった。そこで、SDD に対して約 10 倍のエネルギー分解能と、結晶分光器に対して数百倍の検出効率を同時に実現する STJ アレイ X 線検出器を活用し、軽元素ドーパントについての未活用情報取得を可能とするため、当グループでは 100 素子からなる STJ アレイ X 線検出器（有感面積：1mm^2）を用いて、以下の 2 種類の先端計測機器を整備した。

1) 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)
2) 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

両装置は文部科学省「ナノテクノロジープラットフォーム」（http://nanonet.mext.go.jp/）のもと既に共用装置として公開され、実材料の分析に使用されている。次章では、これら各先端計測機器の概要及び測定例について説明する。

2. STJ アレイ X 線検出器を用いた先端計測機器

2-1. 超伝導蛍光収量X線吸収微細構造分析装置(SC-XAFS)

本分析装置では、材料中の対象元素周辺の原子スケールの局所構造を調べるため蛍光収量 X 線吸収微細構造分析(FY-XAFS)を行う。FY-XAFS では、対象元素からの蛍光 X 線の発生量増大のため、試料に照射する X 線を高強度にする必要があるため、一般的に放射光施設において行われる。本装置も、高エネルギー加速器研究機構・放射光科学研究施設（KEK・PF）のビームライン（BL）に接続して使用される。(図.1)。現在使用できるビームラインは BL-11A, BL-11B, BL-16A で、70 - 5000 eV の範囲が測定できる。これま

で、SC-XAFS により n-SiC の N ドーパント（4 x 10^{-19} cm^{-3}）の X 線吸収端近傍構造（XANES）測定に世界で初めて成功した。500 度で N をイオン注入した 4H-SiC 基板とその後熱処理した基板で実際に得られた XANES スペクトル（図.2）と原子構造を元に第 1 原理計算により得られるスペクトルを比較することにより、SiC へのドーピングでは、イオン注入直後から殆どの N が C サイトを置換していることが判明し、アニールにより N の格子位置置換が進むのではなく、アニールによる n-SIC の活性化は、むしろ欠陥回復が原因であることを示唆することとなった。

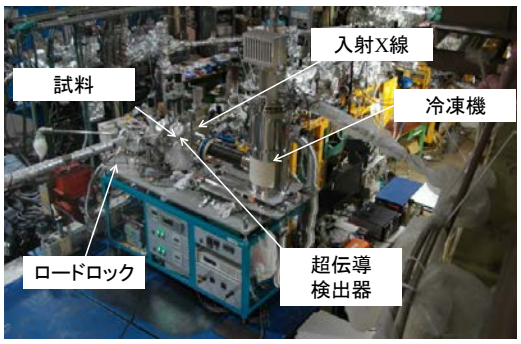


図.1 SC-XAFS 全体写真

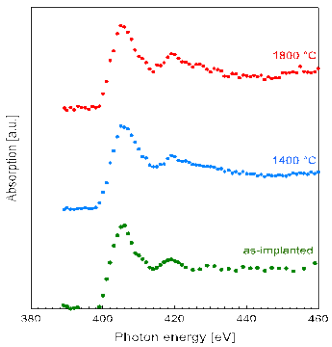


図.2 n-SiC 中の N の XANES スペクトル

2-2. 超伝導蛍光 X 線検出器付走査型電子顕微鏡(SC-SEM)

本分析装置は、SDD 等の半導体検出器の換わりに STJ アレイ X 線検出器を用いた SEM-EDS 装置（図.3）であり、材料中の微量元素の偏在状況を将来的にはナノスケールで分析するため開発した。ナノスケールの元素マッピングの為には、電子ビームの加速電圧を 1 keV 以下とし、蛍光 X 線の発生領域をナノスケールとする必要があるが、そのような条件下では、発生する蛍光 X 線のエネルギーも軟 X 線となるため、STJ アレイ X 線検出器の高エネルギー分解能が、元素同定に必要な蛍光 X 線弁別の実現には必須である。本装置の SEM は FE-SEM であり、加速電圧は 0.6 ～ 30keV、一般的な条件での解像度は 10nm 程度である。これまでに本分析装置で得られたデータを以下に示す。BN パウダーで得られた蛍光 X 線スペクトルを示す。（図.4）本スペクトルでは B,C,N,O ピークが明瞭に分かれていることが分かる。次に、耐熱合金中に存在する粒子状析出物（Inclusion）から得られた蛍光 X 線スペクトル（図.5）を示す。本スペクトルから半導体検出器では分離できない Cr と O の蛍光 X 線が分離出来ていることが分かる。また各 Inclusion で得られる各蛍光 X 線ピークの強度変化から、その中に存在する N,O の量が一定ではない事も分かった。

図.3 SC-SEM 全体写真

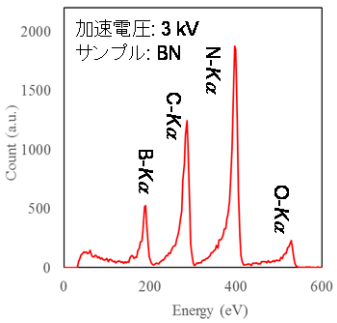


図.4 BN の蛍光 X 線スペクトル

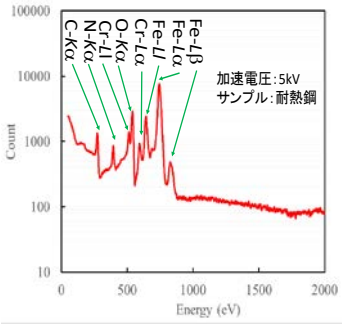


図.5 耐熱鋼の蛍光 X 線スペクトル

3. 今後の展開

今後は、STJ アレイ X 線検出器の更なる有感面積の拡大、エネルギー分解能の向上のため、アレイ数の増大及び、STJ 素子の層構造の改良に取り組み、SC-XAFS、SC-SEM の性能を向上させ、より多くの未活用情報の取得を可能にしたい。更に、SC-XAFS、SC-SEM に加えて現在構築を進めている、超伝導蛍光X線検出器付き粒子線励起X線分析装置（SC-PIXE）を完成させ、微量軽元素の高感度分析を実現したい。

*Masahiro Ukibe[1], Shigetomo Shiki[1], Nobuyuki Zen[1], Go Fuji[1], Masataka Ohkubo[1], and Yoshinori Kitajima[2]

[1]AIST, [2]KEK.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報

The latest development of superconducting detector

（2）超伝導遷移端検出器実用化と最近のトレンド

(2) Application and Recent Research Trend of Transition-Edge Sensors

*前畑　京介

九州大学

1. はじめに

100mK 程度の極低温に保持された吸収体で光子のエネルギーを吸収したときのわずかな温度上昇を、入射光子のエネルギーとして精度よく計測する放射線検出器がマイクロカロリーメータである。マイクロカロリーメータは、光子エネルギーを温度上昇に変換する吸収体と温度上昇を計測する温度計で構成される。吸収体の材質や形状は、測定する光子エネルギー領域、マイクロカロリーメータ素子作成プロセスなどの条件に合わせて設計される。温度計は、吸収体で変換されたわずかな温度上昇をすぐれた感度と精度で計測する重要な構成要素である。超伝導相転移端温度計(TES)は、超伝導薄膜の電気抵抗が示す相転移温度領域における非常に急峻な温度依存性を活用したマイクロカロリーメータの温度計の 1 つである。米国 NASA のグループが開発した TES 型マイクロカロリーメータはエネルギーが 1.5 keV の X 線光子を半値全幅（FWHM）で 0.9 eV という非常に優れたエネルギー分解能を達成している。現在、米国、欧州及び日本を中心に、様々なタイプの TES 型マイクロカロリーメータが開発されているが、エネルギーが数 keV 領域の X 線を 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で計測することは常識となっており、既に実用段階に入っている。

九州大学では、Pu 同位体などの超ウラン元素（TRU）を非破壊で分析することを目的として、原子力研究開発機構(JAEA)、宇宙航空研究開発機構宇宙科学研究所（ISAS/JAXA）等と共同で開発した TES 型マイクロカロリーメータを活用して、様々な TRU から放射される L X 線のエネルギースペクトルを優れたエネルギー分解能で計測し、TRU の主要な L X 線ピークを明確に同定できることを実証した。また、物質・材料研究機構（NIMS）、ISAS/JAXA、産業技術総合研究所（AIST）、（株）日立ハイテクノロジーズ及び大陽日酸（株）と共同で、走査透過電子顕微鏡（STEM）に搭載する TES 型マイクロカロリーメータエネルギー分散型スペクトル計測（TES-EDS）システムの開発研究を進めている。この STEM 搭載 TES-EDS システムでは、ナノスケールの極微領域において 10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能での元素分布マップ取得を実証している。本講演では、TES 型マイクロカロリーメータによる TRU L X 線スペクトル計測実験及び STEM 搭載 TES-EDS システム開発の現状と実用化に向けた研究のトレンドを報告する。

2. TES 型マイクロカロリーメータを用いた TRU L X 線スペクトル測定

核燃料を扱う施設では、Pu 同位体などの TRU を非破壊で迅速に分析定量する技術が必要とされている。TRU は、そのほとんどがα線を放出する核種であるが、α線は透過力が弱く試料に混在する TRU を外部からα線スペクトル計測により分析することは不可能である。また、Pu 同位体はα崩壊に伴うγ線放射率が非常に低く、γ線スペクトル計測による微量分析は困難である。一方、Pu からはα崩壊に伴う L X 線が放射されており、この L X 線を Ge 半導体検出器により検出する非破壊測定法が汚染トラブル時の体外放射線計測（肺モニタ）に適用されている。しかしながら、Pu の L X 線はエネルギースペクトルに近接して多数のピークを有するので、Ge 半導体検出器のエネルギー分解能では正確な L X 線のピーク同定が困難である。さらに、非破壊測定法における L X 線のピーク強度解析に必要となる L X 線放出率の実験データも十分に整備されていない。そこで、我々は、高分解能を有する検出器である TES 型マイクロカロリーメータによる TRU の高エネルギー分解能 L X 線スペクトル計測法について研究を進めている。計測対象となる TRU の L X 線はエネルギーが 10 から 20 keV の領域であり、主要な L X 線ピークを同定するために 100 eV FWHM より 優れたエネルギー分解能が要求される。開発した TES 型マイクロカロリーメータの TES は Ti/Au の二層薄膜構造

で超伝導転移温度は約 130mK である。また、20keV の X 線光子を 50%の効率で吸収できるように厚さを 5 μ m の Au を吸収体として TES 上に積層している。主要な核燃料物質及び混在する TRU として、^{237}Np、$^{238/239}$Pu、^{241}Am 及び ^{244}Cm それぞれの線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルを測定した。図 1 に $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトルの測定結果を例として示す。使用した線源の α 崩壊後の元素である Np と U の L X 線エネルギーと対応づけることができた。図 1 のエネルギースペクトルでは Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークが 52 eV FWHM で計測されており、個々の主要な L X 線ピークが明確に同定されることがわかる。Np-L$_{\beta 1}$ (17.75keV) ピークの自然幅は 13 eV FWHM を考慮すると、開発した TES 型マイクロカロリーメータのエネルギー分解能は 39 eV FWHM であることがわかった。他の線源についても測定で得られた L X 線エネルギースペクトルでは主要な LX 線ピークを明確に同定できることを示し、L X 線スペクトル計測による TRU 非破壊分析が可能であることが実証された。

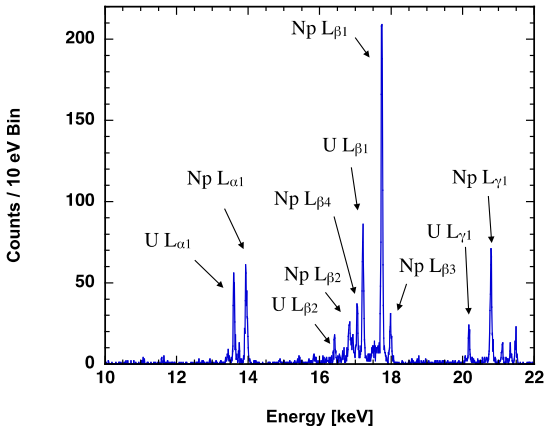


図 1 TES 型マイクロカロリーメータで計測した $^{238/239}$Pu 及び ^{241}Am で構成される混合線源から放射される L X 線のエネルギースペクトル

3. STEM 搭載 TES-EDS システム

ナノスケールでの微細組織観察が可能となった分析型電子顕微鏡では、特性 X 線のエネルギー分散型スペクトル計測(EDS)による元素組成分析の精度向上が求められている。そこで我々は、図 2 に示すように STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システムの開発研究を進めている。この開発研究では、STEM 像の元素分布マップ取得のために、TES 型マイクロカロリーメータの計数率とエネルギー分解能の目標値を、それぞれ、5 kcps および 10 eV FWHM としている。10 eV FWHM より優れたエネルギー分解能で動作する TES 型マイクロカロリーメータでは、検出信号パルスは 100 μs 程度の長さとなる。そこで、5 kcps の計数率を得るために、図 3 に示すような 64 ピクセルアレイの TES 型マイクロカロリーメータを開発した。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータは、強い磁界が存在する STEM 鏡筒の外部に取り付ける必要がある。そのため、STEM 鏡筒内の試料から放射される X 線は、ポリキャピラリーX 線集光レンズにより、64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータへと集光する。64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子の作製及びスノートへの実装技術やポリキャピラリーX 線集光レンズなどの要素技術の開発を進め、STEM 試料から放射される 0.5 から 12 keV のエネルギー範囲の X 線を 8 eV FWHM より優れたエネルギー分解能、5 kcps の計数率での EDS を達成している。図 4 には Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップを示す。Si 半導体検出器による EDS では分離

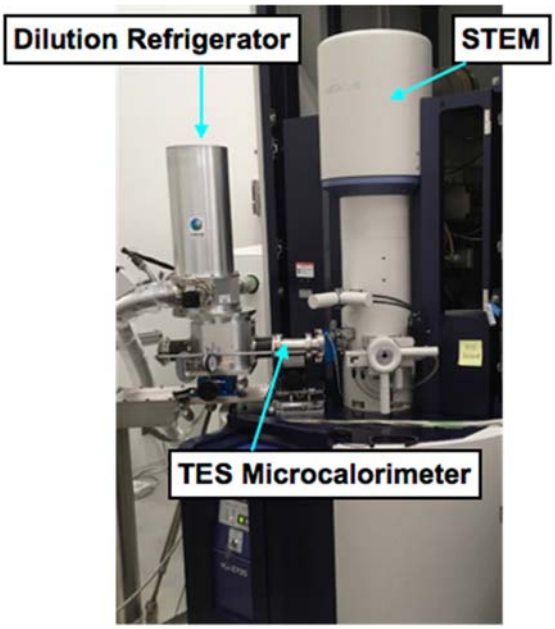


図 2 STEM(Hitachi HD-2700)に搭載した TES 型マイクロカロリーメータ EDS システム

できない Si、W 及び Ti の元素を TES 型マイクロカロリーメータ EDS では明確に分離することができ、幅 10 nm の Ti の元素分布マップが取得できることを示している。

3. 実用化に向けた研究のトレンド

エネルギーが数 keV 領域の光子を数 eV FWHM のエネルギー分解能で検出する TES 型マイクロカロリーメータ素子の設計・作製技術はほぼ確立されている。しかしながら、マイクロカロリーメータ素子の実効的熱容量を小さくする必要があるため、単一素子では X 線光子を検出する有感領域を大きくすることができない。さらに、検出信号のパルス長も 100 μs 程度より短くすることは困難である。このような条件から、TES 型マイクロカロリーメータを実用化するためには、多ピクセルアレイ化することで有感領域と計数率を実効的増加することが要求される。TES 型マイクロカロリーメータの検出信号は、超伝導量子干渉素子（SQUID）増幅器を利用して読み出される。100 mK 領域の極低温に保持して動作する TES 型マイクロカロリーメータを多ピクセルアレイ化するためには、TES 型マイクロカロリーメータと SQUID 増幅器を駆動するために必要な配線数の削減や SQUID 増幅器の発熱の抑制などの課題を克服する必要がある。近年では、多ピクセルアレイ化された TES 型マイクロカロリーメータ検出器の信号読み出し方式に関する研究がトレンドとなっている。配線数を削減するために、時間空間信号多重読み出し方式や周波数空間信号多重読み出し方式などが開発されている。一方、これらの信号多重読み出し方式に比べ、2-3 桁広い帯域、多重化数に依存しない信号対雑音比、無発熱 SQUID ベースの極低温回路の特長を持つマイクロ波帯周波数多重読み出し方式（MW-Mux）は、1 本の信号線で大規模ピクセルの検出信号の同時読出への応用が期待されており、AIST を中心に開発研究が進められている。MW-Mux の詳細については本企画セッションの次の講演「超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路」で報告される。

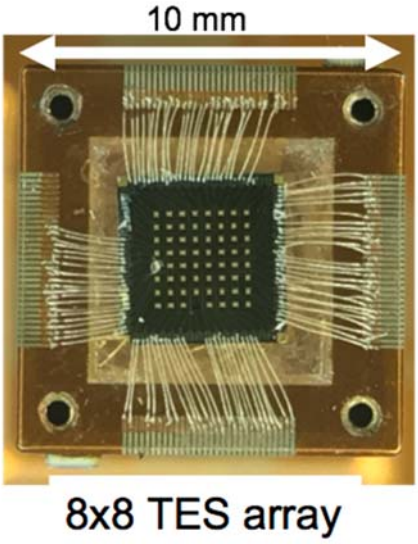


図 3 64 ピクセルアレイ TES 型マイクロカロリーメータ素子

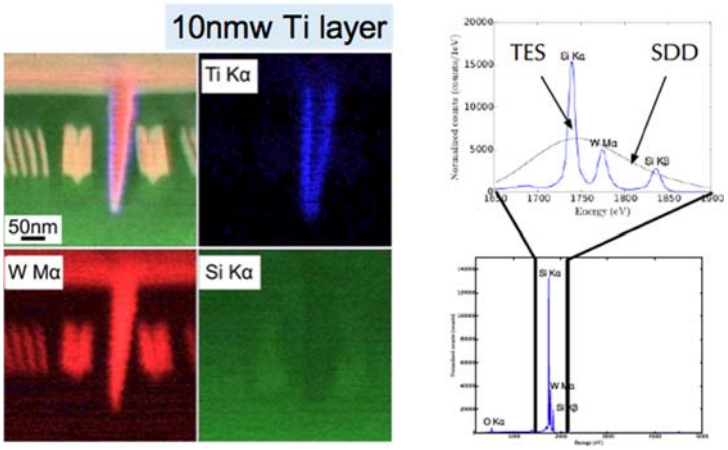


図 4 Si 系電子デバイス試料について 8 eV FWHM のエネルギー分解能で取得した元素分布マップ

九州大学における TES 型マイクロカロリーメータの開発研究では、JAEA 高崎浩司博士、ISAS/JAXA 満田和久教授、NIMS 原徹博士、AIST 日高睦夫博士、(株)日立ハイテクノロジーズ 田中啓一博士及び大陽日酸(株) 山中良浩博士をはじめとする多数の方々に協力を頂いております。ここに感謝申し上げます。

*Keisuke Maehata
Kyushu Univ.

2017年秋の大会

放射線工学部会セッション

超伝導検出器の最新情報
Recent Topic on Superconducting Detectors

（3）超伝導遷移端検出器のマイクロ波帯多重化読出回路

(3) Microwave Multiplexers for Readout of Transition Edge Sensors

*神代　暁
産業技術総合研究所

1. はじめに

超伝導検出器の低雑音性は、ミリ波～ガンマ線の９桁に渡る波長域において、半導体等、他の検出器を凌駕する。一方、室温動作検出器に比べ、小受光面積やイメージング機能に乏しい欠点を持つ。検出器多画素化による受光面積増大（高計数率化）やイメージング時間短縮を図る際、画素数増大に伴う、極低温-室温間の信号配線経由の極低温への熱流入は、超伝導検出器システムの体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機の巨大化・複雑化をもたらし、普及の障害となる。この問題の解が、極低温下で複数画素の出力信号を多重化し、１本の読出線で室温に導く多重回路(MUX)である。

MUX としては、時間多重(TDM)、コード多重(CDM)、周波数多重(FDM)、マイクロ波周波数多重(MW-Mux)の４通が提案、研究されて来た [1]。本稿では、４種の中で最も広い読出帯域を持ち、多重化数大を期待できる MW-Mux に関する産業技術総合研究所（産総研）の研究を紹介する。

2. マイクロ波周波数多重読出(MW-Mux)

MW-Mux は、入射光子に伴うクーパ対破壊による超伝導インダクタンス変化を検出原理とする Kinetic Inductance Detector (KID) [2]と、Transition Edge Sensor (TES)[1]や Metallic Magnetic Calorimeter (MMC) [3]等、半導体チャージアンプでは不適当な低い出力抵抗を持つ検出器や超伝導量子ビット [4]の出力電流を読む Superconducting Quantum Interference Device (SQUID)のインダクタンス変化に基づく方式に大別される。後者は、2008 年に米国標準研究所(NIST)の Mates らにより発表 [5]された。後者は、画素

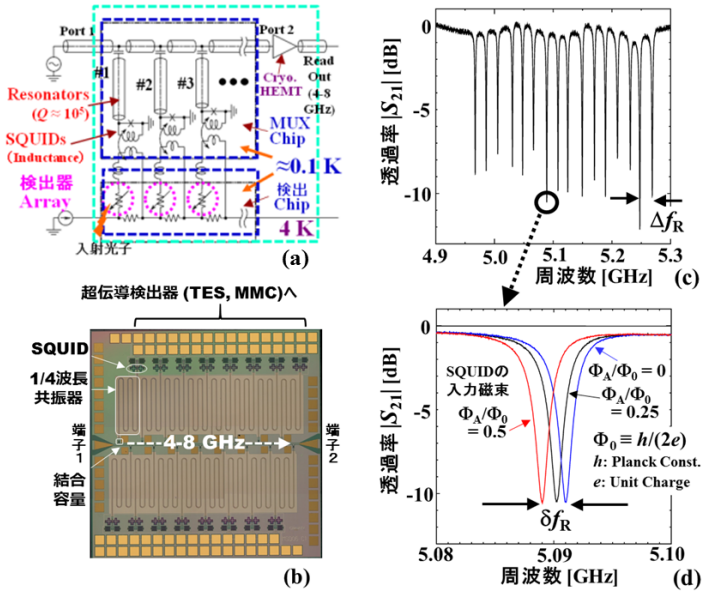


図 1. MW-Mux (a) 極低温部 (b)産総研製チップ (c) マイクロ波透過率 vs. 周波数 (d) (c)の拡大

*Satoshi Kohjiro
National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

毎に共振周波数 f_R の異なる共振器の一端を、超伝導検出器と１：１に接続された SQUID（但し、従来と異なり、零電圧モードで用いる）で終端し、他端を結合キャパシタ経由で１本のマイクロ波読出線に結合した構造（図１(a), (b)）をとる。読出電流による SQUID インダクタンス L_S の変化を、f_R の変化として、各画素の情報を周波数軸上に並べ読み出す(図1(c), (d))。1 本の読出線上への原理的な多重化画素数 Uは、次式で表される。

$$U = B / (\kappa f_S) \quad (1)$$

但し、$\kappa \equiv \Delta f_R / f_S \approx 10$（クロストーク≤-30 dB を得るに要する$\kappa$ 値)、Δf_R は隣接共振周波数間隔、f_Sは１画素あたりの信号周波数帯域、B は、本質的にはチップ後段に配置した極低温高電子移動度トランジスタ(HEMT)増幅器で決まる読出周波数帯域である。TDM, CDM, FDM の３方式が、電圧モードの SQUID で制約される B(≈10 MHz)を持つのに対し、MW-Mux では、広帯域 HEMT の特徴を活かした 2-3 桁もの B 増大が期待される。また、零電圧 SQUID と超伝導共振器の発熱は TES の消費電力以下ゆえに、MW-Mux では、超伝導デバイスに必須の極低温冷却系の熱負荷の抑制度が高い。NIST は、2013 年に２画素ガンマ線 TES の MW-Mux 多重読出において、TDM 読出に遜色ない 60-90 eV@ 100 keV のエネルギー分解能を得て [6]、現在 512 画素システムの開発を進めている。一方、ドイツ Heidelberg 大は、MW-Mux を MMC の読出回路として、まずは 64 画素、将来的には 4000 画素以上への対応を目指した研究 [3] を行っている。また、検出器アレイのみならず、人工知能に繋がる超伝導量子アニーリング機械を開発・販売したカナダ D-Wave が、大容量超伝導量子ビットの情報を、室温に高速に読出す技術として研究 [4] している。

3. 産総研での MW-Mux 研究の概要

産総研は、NIST に次いで 2011 年に MW-Mux の研究に着手し、東大大学院工学系研究科および宇宙航空研究機構(JAXA)と共同で、下記を特徴とする研究開発実績を持つ。

3-1. 非対称直接結合型 SQUID

極低温環境下に置く超伝導 MW-Mux チップ上の重要な要素素子は、超伝導薄膜共振器と TES 出力電流を効率良く受ける SQUID である。両者間の結合方式が、他機関では、相互インダクタンス M_{MW} を介した弱い磁気結合（図 2(a)）であるのに対し、産総研では強い直接結合（図 2(b)）[7]を採用した。前者は、結合パラメータの可変範囲が広いが、磁気結合用の共振器終端インダクタンス L_{MW} の不均一性による共振周波数設計値からのずれの増大が不可避 [8]である。後者は、パラメータの可変範囲が狭いが、共振周波数の設計値からのずれを低く抑えることができる [8]。また、幅広い周波数帯に渡る f_R を持つ各画素間でδf_R(図 1(d))を一定値に揃えるためには、磁気結合の場合 M_{MW}、直接結合の場合 a を調整し、各 SQUID に割り当てる必要がある。M_{MW} は超伝導リングから成る SQUID の周囲に巻くコイル長とターン数に依存する。したが

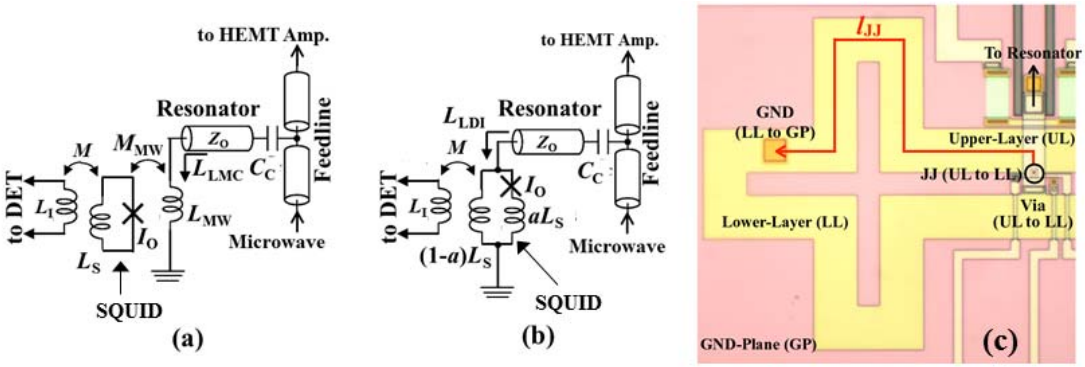


図 2. 共振器と SQUID との結合方式（(a) 磁気結合型 (b) 直接結合型）および (c) 直接結合型 SQUID リングの写真。接地ビア GND(LL to GP)の位置による非対称パラメータ a 調整が可能。

って、M_{MW}の異なる各画素のSQUIDは一般的に構造・形状・寸法が異なる。つまり、磁気結合型では、画素数増大に伴うM_{MW}の制御性・再現性確保の困難性が懸念される。一方、aの調整は、同一構造・形状・寸法のSQUIDリングに設けた接地ビアの位置変更のみで実現できる（図2(c)）[8]ため、画素数増大時の精度を確保しやすいと期待される。

3-2. 多様な材料による共振器

チップのマイクロ波透過率$|S_{21}|$のディップ深さ(図1(c), (d))と、共振器の無負荷Q値Q_U、結合Q値Q_Cとの間には、$1/|S_{21min}| = 1+Q_U/Q_C$の関係が成り立つ。深いディップをもたらす$Q_U \gg Q_C$なる共振器が、系の雑音の支配要因であるHEMT雑音の寄与低減に資する。MW-Muxチップを作製している他機関（米国NIST、ドイツHeidelberg大）は、Si基板上のNb電極の共振器に限定しているのに対し、産総研は、基板2種(Si or Al_2O_3)、電極2種(Nb or NbN)の材料か成る共振器を試作し、特性を比較した。4 Kでは超伝導転移温度T_Cの高いNbNがNbに比べ高Q_U値を得て、雑音低減効果を実証[9]した。0.1 KのQ_U値の共振器内マイクロ波パワーP_{res}依存性を図3に示す。4種類とも、P_{res}増大にともないQ_U値が増大[10]した。私達のMW-Muxが雑音最小となる$-40 \leq P_{res} \leq -35$ dBmにおいて、4種の材料ともに、チップでの入力電流から出力周波数変化への変換効率が最大時の90%以上となる$Q_U \geq 10Q_C$を得た[10]。1画素あたりの入射信号周波数が1 MHzの場合に必要となる$Q_C = 5\times10^3$に対しては、$Q_U \geq 10Q_C = 5\times10^4$を満足した。一方、より低い光子入射頻度だが、より$U$を増大したい応用、例えば、ガンマ線単一光子検出やミリ波・サブミリ波のボロメータ検出に対しては、Q_C増大により、より多くの画素の共振周波数を周波数軸上に密に詰める（Δf_R低減）必要がある。この時、HEMT雑音の寄与を抑制する$Q_U \geq 10Q_C$の実現のため、NbよりQ_U値の高いNbN製共振器が望ましいと言える。

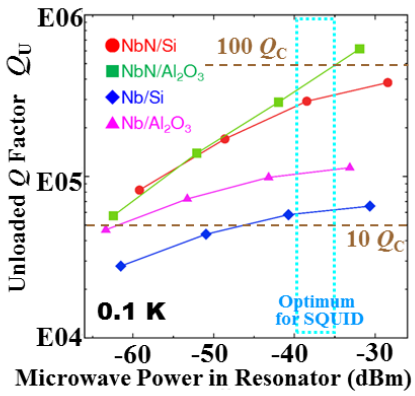


図3. 4種類の材料の共振器の「良さの指数」無負荷Q値と、共振器内マイクロ波電力との関係

3-3. 画素間クロストークと直線性誤差の低減手法

N増大に伴い画素間クロストーク低減の重要性が増す。また、高エネルギー分解能の分光計実現のためには、入射光子エネルギーと読出回路出力との間に、高い線形性と広いダイナミックレンジが求められる。私達は、入出力特性の線形からのずれ（直線性誤差）が画素間クロストークに比例する（世界初）こと、およびクロストーク低減に効果あるチップ上の共振器群配列方針を見出した[11]。図4にクロストーク量（定義は文献[11]を参照）と空間的隣接画素間の　共振周波数間隔Δf_Rの関係を示す。Δf_R=20 MHzのチップに対し、Δf_R=80 MHzのチップはクロストーク量が約1/15に低減し、エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に適用可能な2×10^{-3}程度を実現[11]した。

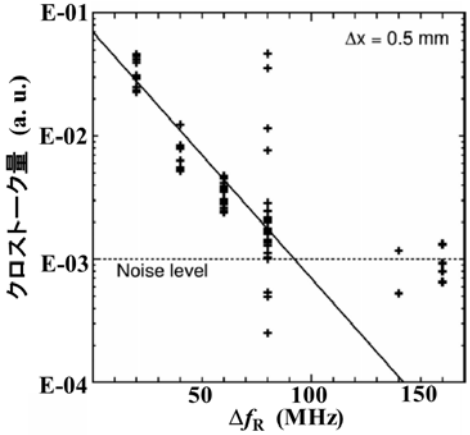


図4. クロストーク量と0.5 mm離れた隣接画素間の共振周波数差の関係

3-4. 室温処理系に制約されない高U化を目指した二段型MW-Mux

(1)式より、U増大にはB増大を要する。本来、極低温HEMT増幅器がBを制約するが、現状は、図1(a)に示すマイクロ波出力の接続先である室温信号処理系内のAnalog-Digital変換器(ADC)の帯域（エネルギー/エネルギー分解能≈10^3の分光に必要な14 bit程度の場合、約1 GHz）に制約される。NIST等他機関で

は、U 増大のため広帯域広帯域室温処理回路を開発中である。一方、1 GHz を超える広帯域 ADC や処理能力の高い Field Programmable Gate Array は、未だ開発途上にあり、これらを使いこなすためのソフトウエアや周辺技術が未整備であるとともに、単位体積あたりの電力消費が大きく、長時間使用には放熱措置を別途講じる必要がある。私達は、1 個の ADC に画素数 U の処理を任せるのではなく、U より小さな画素数 R を扱う帯域 1 GHz 以下の汎用 ADC ベースの室温信号処理モジュール N 個を並列化し、モジュール毎にマイクロ波帯への周波数変換時の基準周波数を個別に定めることにより、図 5 に示すように、周波数軸上の隣接領域に各室温モジュールが扱う R 画素の読出信号情報を当てはめ、それらの合計により U (=R×N) 画素の信号処理を行う二段型 MW-Mux を提案[12]した。そして、N=2, R=3 の場合の基本動作を実証するとともに、従来型 MW-Mux に比べ遜色ない低雑音性とクロストークが得られることを示した[13]。

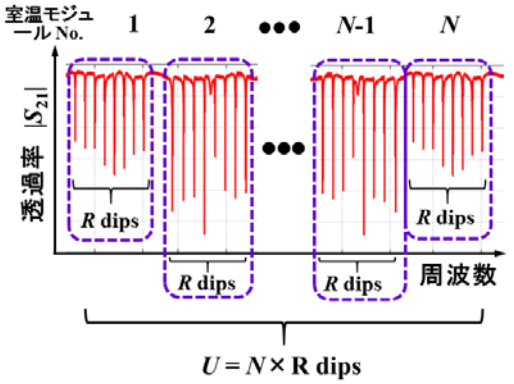


図 5. 周波数軸上に示す、二段型 MW-Mux における信号処理の室温モジュール間分担

4. まとめ

超伝導検出器の多画素化を支える多重読出技術として、他方式に比べ優れた広帯域性と低消費電力性を持つ MW-Mux に関する世界の研究動向と産総研の研究を概説した。以上の技術を基に、産総研では、要求される高速応答性を確保した上での 2 画素 X 線 TES の同時読出に成功した。現在、雑音低減と画素数増大に向けた研究展開の途上である。

謝　辞

共同研究者である平山文紀、山森弘毅、永沢秀一、佐藤 昭、福田大治、佐藤 泰、日高睦夫（産総研）、入松川知也（東大）、中島裕貴（JAXA）の各氏、及び、日頃ご議論頂く大野雅史、高橋浩之（東大工）、山崎典子、満田和久(JAXA)の諸先生方に感謝する。MW-Mux チップは、産総研の共同利用施設 Clean Room for Analogue Digital Superconductivity (CRAVITY)にて作製された。本研究は、学術振興会科学研究費補助金 JP15H02251、及び文科省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ(2017 年 3 月終了課題)の支援を受けた。

参考文献

1) J. N. Ullom and D. A. Bennet, Supercond. Sci. Technol, **28** (2015) 84003.
2) J. Zmuidzinas, Annu. Rev. Cond. Matt. Phys., **3** (2012), 169-214.
3) S. Kempf *et al.*, Supercond. Sci. Technol., **30** (2017) 065002.
4) J. D. Whittaker *et al.*, J. Appl. Phys., **119** (2016) 014506.
5) J. A. B. Mates, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **92** (2008) 023514.
6) O. Noroozian, *et al.*, Appl. Phys. Lett., **103** (2013) 202602.
7) F. Hirayama, *et al*, IEEE Trans. Appl. Supercond., **23** (2013) 2500405.
8) Y. Nakashima, *et al.,* IEICE Electronics Express, **14** (2017) 20170271.
9) S. Kohjiro, *et al.*, J. Appl. Phys., **115** (2014) 223902.
10) T. Irimatsugawa *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500305.
11) F. Hirayama *et al.,* IEEE Trans. Appl. Supercond., **27** (2017) 2500205.
12) 神代他、特願 2015-148140, 特開 2017-028635.
13) S. Kohjiro and F. Hirayama, submitted.

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 3 - Special Committee on Nuclear Data

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M N304 - N Block

[2M_PL] Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

[2M_PL01] Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL02] Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*Tadashi Ikehara[1,2] (1. GNF-J, 2. ImPACT)

[2M_PL03] Data needs from the field of nuclear security

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

(1) 平成 27, 28 年度におけるシグマ委員会の活動

(1) Activities of Special Committee for Nuclear Data in the period of FY 2015 and 2016

*千葉　敏[1]

[1]東京工業大学

1. はじめに

原子力技術が発展･複雑化し、より安全な原子炉の開発、高燃焼度化への探求、放射性廃棄物減容･低毒性化や原子炉廃止措置の本格化、福島での廃炉･除染活動などと共に、核セキュリティー等の新たな取り組みが必要とされている。また、BNCT や粒子線癌治療が身近なものとなり、宇宙における元素の起源探求も大きな発展を遂げている。これら種々の分野において、原子核の反応や構造及び崩壊の情報、すなわち核データが必要となるが、様々な立場からのニーズに応じて核データに対する要求も次々と高度化していき、核データ研究は更なる展開を求められている。「シグマ」特別専門委員会は、原子力分野のみならず、基礎物理、天体、医療応用等、他分野の専門家を含む委員会であり、それぞれの分野からの要求を汲みつつ、多様な分野との技術や意見の交換を行い、核データ研究全般についての活動指針を大所高所から議論する場として、その重要性はますます大きくなっている。

2. シグマ委員会の活動

2-1. シグマ委員会のミッション

本委員会は、2005 年 9 月末迄の約 40 年間、日本原子力研究所（原研）「シグマ研究委員会」と表裏一体の活動をしてきた。2005 年 10 月の 2 法人統合による原研「シグマ研究委員会」の自然消滅以降、本委員会は核データ部会と協同して活動を継続し、特に原子力以外の分野の委員を含む内外学術機関との連絡を行い、我が国の科学技術開発における今後の核データ活動方針等についての情報交換と俯瞰的な立場からの合意形成に貢献することをミッションとしている。

2-2. 平成 27, 28 年度における活動

我が国の核データ活動は、J-PARC のような大型施設の稼働や、宇宙核物理･ビーム医療･ImPACT 等、他分野との協働により新しい手法が取り入れられて画期的な進展が期待されている状況にある。理論においても現象論の精度が高まり、また微視的な手法が核データ計算のツールとして多用されるようになってきた。このような近年の原子核実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの決定が可能となりつつある。核セキュリティーや保障措置の分野でも新たな核データのニーズが高まっており、核蛍光共鳴や原子炉ニュートリノスペクトル等、従来とは異なる物理量が核データとして必要となっている。本委員会では、世界のグローバルな動向を注視しつつ我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や分野横断の学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に貢献することを趣旨とした活動を行った。また、核データ研究会や国際会議の共催を通して核データ活動の発展を期した。

2-3. 委員会活動

毎年度末、委員会を開催し、トピックスを決めた意見交換を行った。また、核データに対するニーズの定量化、及び教科書作成の検討を進めた。

---

*Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告
Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

（2）産業界から見た核データ活動のあるべき姿

(2) Desirable Situation of Nuclear Data Activities Viewed from Industrial Domain

*池原　正 [1,2]

[1]GNF-J, [2]ImPACT/JST

1. はじめに

今や核データは，世界的に広く認知された書式の下に評価済み核データファイルという電子データライブラリとして，国境を越えた利用が可能になっている。その適用領域は，原子力技術の基盤技術から核融合や加速器技術開発，そして医学・ライフサイエンス，宇宙核物理，有用同位体製造，などの分野に拡大しつつある。本来，核データとは原子核の反応や崩壊といった物理現象を数値テーブル化したものと考えれば，それはユニークに決定されるべきものである。しかしながら，測定値の欠如や不確かさ，それを補完または補正する核反応理論の強化が待たれる現状において，核データの決定には作業者の専門家としてのノウハウ・経験・知識に依る評価プロセスを避けて通ることが難しい。つまり評価プロセスには合理的な自由度が介在する。そのため評価済み核データファイルに複数のライブラリが存在するのも理解できる。米国の ENDF，NEA データバンク加盟国による JEFF，我が国の JENDL などがその代表例として挙げられる。歴史的には，その背景に各国の原子力施策や，核兵器利用（我が国を除く）のための力が働いていたこともあった。そして核データの重要性は，今日における広い分野での平和利用において，その重要性を増しつつある。報告者の目には，しかしながら最近の核データ活動状況を見ていると，その信頼性や完備性には驚くほどの躍進が認められる反面，核データ開発者*[1]と利用者の乖離，つまり開発者は開発者として，利用者はより利用者側の活動に徹するという状況が鮮明になってきたように映っている。確かにこれは効率化社会の目指す自然な成行きではあるが，果たして“核データ活動のあるべき姿“なのかを考えてみた。そこで本稿では，この乖離に対し両者の歩み寄りに資する話題提供を試みると同時に，新たな核データ活動の方向性を示唆するプラクティスの紹介を，主に軽水炉燃料炉心解析手法開発に従事してきた報告者の視座から試みたい。

2. 核データ活動

核データ活動の構造を我が国の場合を例に模式的に描いてみた（図１）。中心に評価済み核データライブラリを配置すると，これを挟み二つ活動領域が描ける。核データ開発領域と核データ利用領域である。この二つの領域の差し渡し機能を担うのがシグマ委員会や JENDL 委員会である。なお，ここでは OECD/NEA など海外との国際協力関係は除外した。‘90 年代以前の状況でこれを描くと，当時は大口利用者である事業者・メーカ内にも核データ評価に直接係る研究者・技術者が活動していたので，図中の二領域間に実質的な重なり領域が今より大きかった筈である。

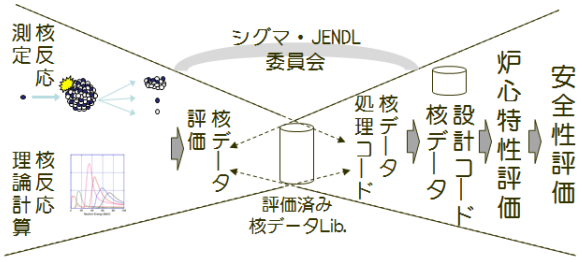


図１．核データ活動模式図

このように時代と共に核データ活動の構造は徐々に変化を遂げてきたが，社会との係わりという根幹の部分において変わりはないと思われる。即ち，核データは，

*[1] 評価者，生産者とも表現できるが本稿では開発者と記す

1) 原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility）
2) 原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）

を担っている。これらに昨今のキーワードを当てはめると，1)には説明責任，2)には科学技術立国の基盤，が当てはめられよう。以下では，この 2 つをキーワードに据える。

2-1. あるべき姿－説明責任を果たす

図 1 で示すように評価済み核データライブラリを挟む二領域間の乖離により，核データ活動に参加する両領域の人々が本来協調してその責任を果たしてゆく，という極当たり前のことが機能し辛くなっているように思える。または元々国内活動は高速炉分野に偏在していたとも言える。それ故 JENDL の場合，その開発者にとっては成果物である評価済み核データライブラリの利用促進を訴えては来ているものの，商用軽水炉の安全規制の場での適用が遅々として進まない状況が生じていると思われる。文献[1] *2によれば，格子計算 12 コードのライブラリの内訳は JENDL3.2 と 3.2 がそれぞれ 1 コード，それ以外は ENDF-B/IV/V/VI である（なお，JENDL3.3 と ENDF-B/VI or VII beta の共用コードが 1）。利用者側に立つ者として言い訳をするならば，運用中の米国起源の設計コードやその後継コードにおいて使用している核データは，基本 ENDF/B を採用している。したがって，それ以外のライブラリに切り替えるには相当なコスト発生を覚悟しなければならないし，その際のメリットが明確でなければならない。実際，切り替えによる影響は下流コードにも波及するため，設計コードシステム全体の特性変化を把握しなければならない。加えて，ENDF/B から JENDL への切替を試みようとした場合，NJOY を核とする専用ライブラリ処理システムを JENDL に適用し，果たして設計コード用核データライブラリ一式を作成できるかというリスクも負わねばならない。

こうした事情はあるにせよ，民主・自主・公開の三原則に立ち返れば，オープンな核データ活動を放棄する選択肢はあり得ない。こう考えると今更ながらではあるが，説明責任を果たすための核データ活動とは，1)核データ評価，2)炉物理手法，3)原子炉・燃料設計の各活動を有機的に結び付けることから始めるしかない。その際，説明責任を果たすための処方として，近年求められるシミュレーションの信頼性確保のための不確かさ評価（以下，「V&V 標準」と呼ぶ）[2]を考察の基盤に据えてみたい。

2-1-1. 核データと炉物理手法に内在する不確かさの大小関係

核データまたは炉物理手法に内在する不確かさは，シミュレーションプロセス中を伝播してゆき，評価対象とする原子炉特性の不確かさに総括される（ここで炉物理手法とは，炉心設計コード中の手法を指し，設計計算には不向きな詳細参照コードは対象とはしない）。仮に核データ不確かさが炉物理手法の不確かさがに対し過大ということが分かれば，総括不確かさ低減のために優先すべき活動は，核データの改良ということになる。その逆も真であるが，こうした意味で，核データと炉物理手法間の不確かさ量のバランスを軽水炉条件に限らず幅広く調査・確認するような活動があって然るべきかと思う。先ずは，両者の実力を天秤にかけるということで，あるべき活動の方向性を見極めるということである。

参考として，BWR9×9 ウラン燃料集合体ベンチマーク[3]を対象に，参加コードの結果のバラツキと，同問題に対し報告者が行った共分散データから生成した多数個のライブラリセットを用いた単一コードによる計算結果のバラツキを比較した[4] （図 2）。

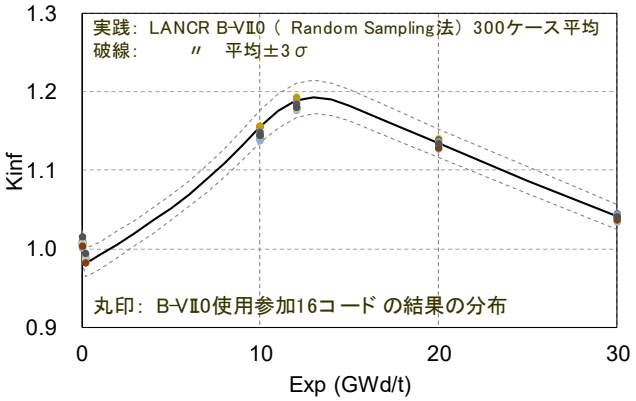


図2． 核データと炉物理手法に起因する不確かさの大小関係評価例

*2 文献[1]の発行が ENDF/B-VII.0 や JENDL4.0 のリリース以前であるが，ENDF vs JENDL という観点では現状を反映している。

ベンチマーク参加コードの結果は，同一核データライブラリ(B7.0)を使用している 16 コードだけを選別した。報告者の使用したコード LANCR（旧称 LANCER）も核データライブライは B7.0 であるが，B7.0 の共分散データは完備性に問題があり,アクチノイドは J4.0, FP は B7.1 の共分散データで代用している[5]。前者は手法の違いに起因するバラツキ，後者は核データの不確かさを起源とするバラツキをもっている。本例の BWR 燃料集合体に対する無限増倍率の総括不確かさを要因分解すると，核データ共分散の寄与が炉物理手法の違いによる不確かさの寄与を上回っていることになる。この種の見極めを核データ活動と炉物理活動の協調の下に進め，共に説明責任を果たしてゆくことを提案したい。

最後に補足すると，こうした不確かさ評価を通して，例えば S(α,β)の共分散データを取り込むべきことの他，JENDL4 において FP 共分散データの早期の拡充が必要，といった要望が具体化する[6]。

2-1-2. シミュレーションの信頼性向上に役立てる処方

先に述べたように一旦開発を完了した設計コードでは，核データライブラリを切り替えること自体容易ではない。それでは最新知見を反映した核データを安全審査の場に登場させる道はないのであろうか。ここで V&V 標準の要求事項について振り返る。その中の重要なものにシミュレーションの予測性能の妥当性確認がある。これは妥当性確認を，実測データの存在する領域からシミュレーションが対象とする適用範囲全体にわたり実施することを求めるものであり，今後 NRA により運用が予想される設計コードのトピカルレポート審査においても要求される可能性が高い。

この要求に応えるには，新たに実測値を取得し補強する自明な策がある。その他としては，実測値を代替する仮想数値実験値をもって妥当性確認を行う，という新たな方法も考えられる。後者の場合，測定を数値計算で代替するため，用いるべき数学的モデルの実現象に対する近似が無視できる程度に小さいことが必須である。核現象のシミュレーションでは，そうした手法として連続エネルギーモンテカルロ（以下，「MC」と呼ぶ）コードが挙げられる。つまり MC 法による計算結果を参照解として設計コードを確認する方法であるが，従来この方法は検証（Verification）の範囲に留まると考えられてきた。つまり妥当性確認（Validation）のグレードには到達できないという判断である。その要因を挙げると，1)適用範囲の対象になる実炉心サイズの大規模計算が MC 法ソフトウェア上の制限などから容易には実行できないこと，2) MC 法コードの数学的モデルに欠陥がないことの証明が難しいこと，3)核データ起因の不確かさの定量化が難しいこと，などが挙げられる。一方で 1)や 2)の克服を目指した研究[7]や，3)に関してはバイアス因子法を適用することで核データ起因の不確かさを除去する研究[8]に成果が得られつつある。このような研究を精力的に進展されるには，当然核データには最新の知見が反映されていなければならない。そのための周辺環境整備として，1)共分散データや TENDL のランダムファイル的データの整備・拡充，2)バイアス因子の分母となる臨界試験データの精査・拡充（例えば[9]），3)感度係数や代表性因子などの分析ツール整備（例えば，VACANCE[10]），4)MC 法コード強化，5)数値実験参照解作成，といった活動に相互関連性をもたせること，そのために核データと炉物理の二陣営が協調体制をもって取り組むことが必要である。こうした活動に口火が切られることに期待したい。こうした事が実現すれば，最新知見を反映した核データは，それが直接設計コードライブラリに採用されなくとも，安全審査の場で活用されることになる。

2-1-3. 評価済み核データをバウンダリーとする思考停止

再度図 1 を眺めると評価済み核データライブラリというバウンダリーを超えた左右領域間での情報伝達は JENDL 委員会またはシグマ委員会が担い，実質の領域間相互乗り入れ的活動が乏しいことに気付く。実際，利用者である報告者が例えば核計算上の問題を核データに帰着させようと検討を思い立ったとしても，実質このバウンダリー突破は難しく，ここで思考は停止してしまう。精々手の及ぶことは，当該データを他のライブラリやバージョンに切り替えるといった程度に留まる。ところで，国内の核データ評価の現場では，CCONE コードシステム[11]の整備が進むと共に，JENDL Actinide File 2008 や JENDL4.0 からは CCONE による評価が本格化し，その適用範囲も低エネルギー中性子(<20MeV)から，高エネルギー中性子，陽子，光子反応に加え，遅発中性子放出などと幅広い。核データ利用者にとっても，CCONE や

TALYS などのシステムを通じ核データ評価プロセスについて理解することは，それ以前の核データ評価プロセスと比べ論理性や一貫性が向上したこと等から俄然容易になるのではないかと想像される。そうであれば利用者は思考停止のバウンダリーを超え，核データの信頼性や不確かさについて，開発者（評価者）側と協調して核データ活動に取り組めるようになるのではないかと想像する。例えば，JENDL4 ユーザ会などを企画し，CCONE とセットで核データの現状やその評価プロセスを解説することで利用者の理解の底上げを狙うと同時に，利用者側からは核データ利用に関する事例紹介を行うなど，JENDL 委員会やシグマ委員などの委員会活動とは違った位置づけの活動があってもよいように思える。

2-2. あるべき姿－科学技術立国の基盤として

核データ開発者と核データ利用者が一体となることで，社会変革を起こすための新技術概念提案に挑戦している事例を紹介する。2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラムにて採択された「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」研究プログラムである[12]。HLW より分離回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器ビームにて短半減期核種や安定核種に変換し，有用なものはクリアランスレベルを評価しその下に再利用するプロセス概念提案を目的としている。本稿で着眼したいのは，LLFP 核変換のコアとなる研究を 1)核反応データ取得のための測定実験，2)測定データ補完のため核構造及び核反応理論研究，3)LLFP 核変換に関するシミュレーションの信頼性向上，4)その成果を用いた核変換プロセスシミュレーションの実施，の分野間で緊密な連携体制を構築している点である。ここで図 1 の左を理学領域，右を工学領域と見なせば，理学と工学の融合により，オーダーメード核データを J-PARC や理研 RIBF といった世界的にも最先端の装置を使用し取得し，それに基づき工学的見地から LLFP 核変換技術の社会実装というコンセプト提案作業が進行しているのである。こうした社会変革を推進するプラクティスに習い，リスクを恐れることなく第二，第三の理学・工学一体型の先進的活動が芽生えることを期待したい。

3.まとめ

“核データ活動“というタイトルを冠した講演は，これまでの原子力学会の企画セッションにおいても幾度か行われてきた。今回，シグマ委員会主査である東工大千葉先生よりお話があり，頂戴したタイトルに正直困惑したが，日頃より核データのお世話になっている人間として核データを中心とした活動のあるべき姿について，1)原子力エネルギーの持続的利用と安全確保に係る責任（responsibility），2）原子力を基盤とする未来に向けた社会変革を進める役割（role/contribution）という切り口で考えてみたことを私見として述べさせていただいた。核データ利用者の一人として，今後の核データ活動の持続的発展に期待したい。

参照文献

[1] G. Hirano and S. Kosaka, “Nuclear Data Library in Design Calculation”, Proceedings of the 2005 Symposium on Nuclear Data, February 2-3, 2006, JAEA, Tokai, Japan
[2] 日本原子力学会,“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン”, AESJ-SC-A008:2015(2015)
[3] NEA, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C”, Nuclear Science EA/NSC/R/(2015)6 March 2016,www.oecd-nea.org
[4] 池原, “BWR 集合体燃焼計算における共分散データ起源の核種生成及び崩壊熱不確かさに関する検討”, 炉物理計算における核データに起因する不確かさに関する研究会, Nagoya Univ. April (2017)
[5] 池原, 他,日本原子力学会年秋の大会,2H01(2016)
[6]JENDL 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 (2015)
[7] S. Takano, et. al., “Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems,” Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017)

[8] 池原, 他, 日本原子力学会 2015 年春の年会,J39(2015)
[9] JENDL 委員会 リアクタ積分テスト WG “JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備; 公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用”, JAEA-Data/Code 2017-006 (2017)
[10] 多田, 他, “(4)核データ検証自動実行システム VACANCE の開発”, 核データニュース,No.117 (2017)
[11] O. Iwamoto, el. al., “The CCONE Code System and its Application to Nuclear Data Evaluation for Fission and Other Reactions”, Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016)
[12] R. Fujita, “Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation - Program overview”, Asian Nuclear Prospects 2016 (ANUP2016) (2016)

*Tadashi Ikehara[1,2]
[1]GNF-J, [2]ImPACT / Japan Science and Technology Agency

2017年秋の大会

総合講演・報告 3 「シグマ」特別専門委員会［核データ部会共催］

「シグマ」特別専門委員会の平成 27, 28 年度活動報告

Activity report of Special Committee for Nuclear Data in the period of 2015 and 2016

(3) 核セキュリティの立場からのデータニーズ

(3) Data needs from the field of nuclear security

*相楽 洋 [1]

[1] 東京工業大学

1. 背景

近年、核不拡散や核セキュリティ体制の強化に向けた世界的な流れが加速している。背景として、従来からの国家による核兵器保有の懸念に加え勢力拡大が著しい非国家主体（テロ組織等）の存在があり、核兵器及び核物質盗取や原子力施設破壊といった不法行為を予防し対応すること(核セキュリティ)は世界規模での対応が求められる喫緊の課題となっている。国際的枠組み等の制度面に加え、「核物質や放射性物質を適正に管理する技術」や、「有事への対応の技術」の導入が重要である。例を挙げると、違法取引される核物質の検知や原子炉照射燃料の不法転用を防止する非破壊測定（NDA）技術や、違法取引や不法にまき散らされた核物質の情報から製造・流通ルートを特定し犯罪の重要証拠を供する核鑑識、また内部犯行者の早期検知技術など多岐に渡る。現在文部科学省は「今後の核不拡散・核セキュリティ研究開発の進め方について」を取りまとめており、従来は一部の公的研究機関や核物質取扱事業者に留まっていた本分野の技術開発を、大学を始めとする研究機関との連携を重視する動きに変わりつつある。本発表では、特に核不拡散・核セキュリティに重要な核データのニーズについて報告する。

2. 核不拡散・核セキュリティに重要な核データニーズ

核物質の検知や検認、計量に用いられる NDA には大きく、(1)パッシブ法と(2)アクティブ法がある。ガンマスペクトロメトリ法や全中性子計数法、同時計数法等のパッシブ法は広く核物質管理に用いられているが、強い放射線を発する照射済燃料の精度良い測定には多くの課題を残している。図 1 に BWR 照射済燃料における主要な放射線放出核種の破壊試験結果(E)と計算結果(C)の比[1]を示すが、強中性子放出核種で燃焼度測定を通じ間接的に核物質量の検認や測定に用いられる ^{244}Cm の計算予測精度は 10~20%(1σ)を超える。またこちらも燃焼度測定に用いられるガンマ線放出核種 ^{137}Cs の計算予測精度は 3%(1σ)以下と優れているが、燃料との共存性が良好で損傷を受けた燃料でも高い信頼性が期待されるランタノイド核種(^{154}Eu, ^{144}Ce)は 7～9% (1σ)であり、これらを間接的に利用して核物質量を推定する手法で、NDA による使用済燃料中核物質重量の測定目標（<5% (米国次世代保障措置イニシアチブ目標)）を達成するには、核データ精度の大幅な向上が必要である。

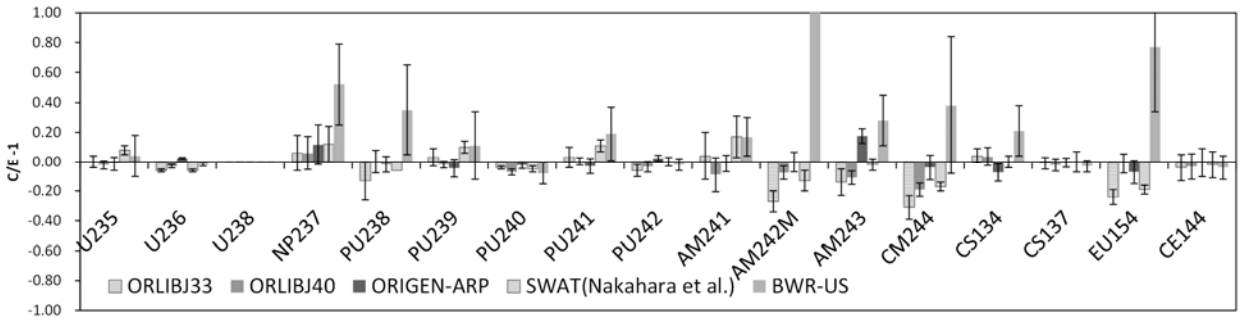


図 1 福島第 2 原子力発電所 2 号炉の照射済燃料照射後解析の精度評価例[1](C:解析結果、E:実験結果)

また、非破壊測定技術のアクティブ法としては外部中性子線や光子線を標的に入射し、その応答反応に

より内部物質情報を得る手法の研究開発が世界各国で進められている。高エネルギーガンマ線はコンテナに対しても高い透過性を有するため、光核反応を利用した核物質検知のための測定方法の研究が進められているが[2]、主要な核分裂性核種（^{235}U、^{239}Pu、^{241}Pu）ですら実験データは不足しており精度のよい核データは全く整備されていない(図 2)。また、外部中性子線を用いた中性子問いかけ法については、主要な核分裂性核種の情報は得られるが核物質総量決定に必要な ^{238}U、^{240}Pu、^{242}Pu 量の同定にはガンマ線のパッシブ測定を使った燃焼度推定や同位体測定を組み合わせることが必須となる。

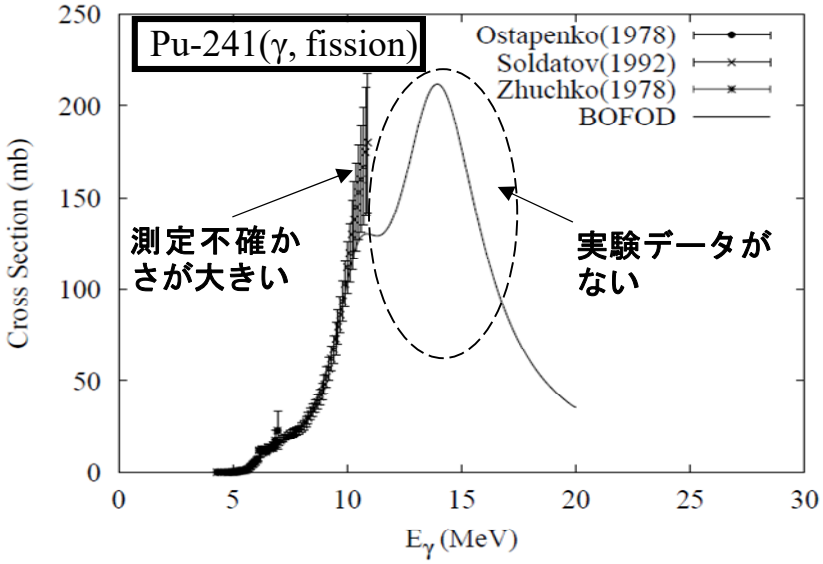


図 2　^{241}Pu のガンマ-核分裂断面積と実験値[3]

上記は NDA のごく一部に過ぎず、米国、欧州、日本を含む世界各国で様々な研究開発が進められているが、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。核鑑識についても同様のニーズがある。核不拡散・核セキュリティの迅速な強化に重要な各非破壊測定技術について、核データ拡充と測定優先度の体系的及び戦略的な明示が喫緊の課題である。

3. 結言

今後の核不拡散・核セキュリティ技術開発には、これまでの原子力技術や放射線利用からのニーズとは全く異なる核反応や精度ニーズが存在する。今回、その一部のみを紹介したが、NDA 開発や核鑑識技術は多岐に渡っており、核不拡散コミュニティーと連携したニーズ出しとその優先順位付けが重要である。まずは測定技術毎の数値解析を通じた感度解析により、核不拡散・核セキュリティ技術からの核データ測定要求を網羅的にまとめ、将来的には、核不拡散・核セキュリティ重要で高付加価値の国産核データファイル(「JENDL 核不拡散・核セキュリティ特殊目的ファイル(仮称)」)の基盤構築により、人類の課題に対する迅速な解決に大いに寄与することが期待される。

参考文献

[1] H. Sagara et al., J. Nucl. Sci Technol, vol. 51, no. 1, p. 1-23 (2014).
[2] R. Kimura, H. Sagara and S. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 53, Issue 12, p. 1978-1987 (2016).
[3] IAEA-TECDOC-1178, Handbook of photonuclear data for application (2000).

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

*Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

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

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N N307 - N Block

[2N_PL] Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

[2N_PL01] Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*Hitoshi Yamamoto[1] (1. Tohoku Univ.)

[2N_PL02] R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*Takayuki Saeki[1] (1. KEK)

[2N_PL03] Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*Koichi Okubo[1] (1. MHIMS)

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 計画とその科学的意義

Scientific Significance of the International Linear Collider (ILC) Project

*山本　均[1]
[1]東北大学大学院理学研究科

1. 歴史的背景

２０１２年、ジュネーブ郊外にある現在世界最大の素粒子物理学研究所 CERN において、素粒子の質量の起源として理論的に予言され、「神の粒子」とも呼ばれるヒッグス粒子が発見された。この発見により、素粒子の理論として現在もっとも完成した理論である「標準理論」のすべての粒子が出揃ったことになる。ただし、標準理論はいくつかの根本的な理論的矛盾をはらんでいるだけでなく、観測によってその存在がわかっている「暗黒物質」の候補となりうる粒子を含んでいない。また、ヒッグス粒子は宇宙全体をびっしりと満たすことによってすべての素粒子に質量を与えるが、どうして宇宙がそのような状態になったのかもわかっていない。これらの問題はヒッグス粒子の発見によってより喫緊の課題となった。したがって、ヒッグス粒子の発見は素粒子物理を完結したのではなく、素粒子物理学の新時代の幕を開いたといってよい。

2. ILC の科学的意義

2-1. ヒッグス・ファクトリーとして

国際リニアコライダー（International Linear Collider、ILC）は、ヒッグス粒子の発見が開いた素粒子物理学の新時代をリードすべく、国際的に推進されてきた次世代の電子陽電子衝突器である。上の問題を解決するために多くの新理論が提案されてきたが、それぞれの理論に現れるヒッグス粒子の性質が少しずつ違っていることが知られている。ILC のもっとも重要な目的は、その課題に応えるべく、ヒッグス・ファクトリーとしてヒッグス粒子の性質を高い精度で測定し、正しい新理論を洗い出し、新しい道を開拓することにある。必要な衝突エネルギーは約２５０GeV である。

CERN 研究所でのヒッグス粒子の発見は LHC と呼ばれる陽子陽子衝突器によってなされたが、LHC も今後ルミノシティの高度化が計画されている。ILC の電子陽電子衝突に比べて LHC の陽子陽子衝突は事象がはるかに複雑であり、結果として ILC の感度が相対的に高くなる。ヒッグス粒子の性質の精密測定に関して、ILC はその高度化された究極の LHC が数十基同時に走っているのと同程度の精度が得られると期待されている。

2-1. 衝突エネルギーの高度化

電子または陽電子を円形の軌道に沿って高エネルギーに加速した場合、電子はシンクロトロン放射によって大量の光子を放出してエネルギーを失う。そのため、あるエネルギー以上の電子陽電子加速器は円形では困難になる。一方、直線軌道に沿って加速するとそのようなエネルギー損失はなく、より高エネルギーへの加速が現実的となる。

線形衝突器である ILC の衝突エネルギーは、単に線形加速器をより長くするか、加速勾配を増やすことで高度化が可能である。衝突エネルギー３５０GeV まで高度化すれば、トップ・クォーク対を大量に生成することができる。トップ・クォークは標準理論の中でもっとも重い粒子であり、標準理論の欠陥を補うべく提案された多くの新理論でも、トップ・クォークの性質が標準理論からずれている。したがって、トップ・クォークの精密測定はヒッグス粒子の精密測定に次いで重要であると言って良い。

さらに衝突エネルギーを５００GeV まで高度化すれば、トップ・クォークとヒッグス粒子の反応係数

だけでなく、ヒッグス粒子の自己結合係数を直接測定することが可能になる。後者は、なぜヒッグス粒子が宇宙全体をびっしりと満たしたか、という重要課題に密接に関連している。

2-1. 新粒子の探索

CERN 研究所の LHC は現在衝突エネルギー１３TeV（１TeV=１０００GeV）で運転しており、近い将来１４TeV に高度化する予定であり、LHC は ILC より高いエネルギーまで新粒子の探索ができる。しかし、LHC では事象が複雑であるため新粒子を見逃す可能性も比較的に高い。一方、ILC は、その高い感度ゆえに、もし新粒子が生成されているなら粒子のタイプにかかわらずほぼ確実に発見されるだろうと考えられている。例えば、すでに発見されたヒッグス粒子の場合、LHC では約百万個のヒッグス粒子が生成された段階で発見されたが、ILC では数十個のヒッグス粒子が生成されれば発見できる。

2-2. ILC を取り巻く状況

国際設計チーム（Global Design Effort, GDE）は、２０１２年に ILC の技術設計書（Technical Design Report）を発表した。その後 ILC の国際推進組織は LCC (Linear Collider Collaboration)に引き継がれ、研究者サイドとして候補地を日本の北上山地に絞ることとなった。

現在日本政府は文科省の有識者会議において、ILC の科学的意義、技術と設計の成熟度、人材確保の可能性などを審議しており、１年以内には報告書が予定されている。もし日本政府が ILC に向けて本格的に動き出せば、国際交渉、ILC 研究所の建設、そして約１０年の建設期間を経て稼働することとなる。

---

*Hitoshi Yamamoto[1]

[1]Tohoku University, Graduate School of Science

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

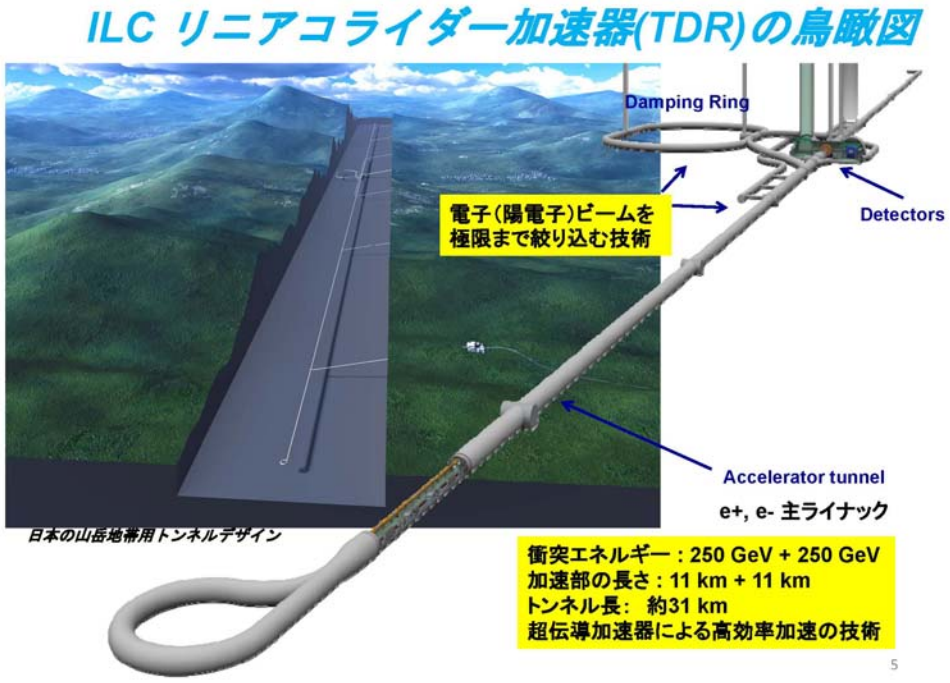
国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器技術
Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

ILC 超伝導加速器の開発

R&D on the Superconducting Accelerator of ILC

*佐伯　学行[1]
[1]高エネルギー加速器研究機構（KEK）

国際リニアコライダー(ILC)は次世代のエネルギーフロンティアを担う電子陽電子加速器として、世界中の研究者の国際協力のもと研究開発・設計が行われています。ILC では最も基本的な素粒子である電子とその反粒子である陽電子を、それぞれ高いエネルギーまで加速してから正面衝突させます。ILC の衝突エネルギーは、250 GeV ~ 500 GeV (将来は 1 TeV) の領域をカバーし、その主ライナッは全長約 31 km(将来は ~50 km）にも及ぶ直線の地下トンネル内に設置されます。従来の電子陽電子円形加速器では、円軌道を周回する電子は放射光を放出してエネルギーを失う効果が強く（エネルギーの４乗でエネルギー損失が増える)、到達エネルギーの限界に達していました。この限界を超え、更なる高エネルギー加速器を実現するためには直線加速器が不可欠となります。しかし、円形加速器にはない直線加速器だけの難しさもあります。直線加速器では、電子（陽電子）ビームは主ライナックの加速部を一度しか通過しないため、加速効率を極限まで高める必要があります。また、電子ビームと陽電子ビームは加速後に 1 回しか衝突しませんから、ビームを極限まで絞り込んで衝突頻度を高める必要があります。このために、高いエネルギー効率で粒子を加速する「超伝導加速器技術」と、極限までビームを絞りこんで衝突頻度を高める「ナノビーム技術」が鍵を握ります。この二つの技術は、日本で長く培われ、世界をリードする分野です。本講演では、この ILC 加速器の概要について詳しく解説いたします。



*Takayuki Saeki[1]
[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK).

2017年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

国際リニアコライダ（ILC）と超伝導加速器

Symposium of International Linear Collider and Superconducting Accelerator Technology

超伝導加速器の応用と企業の関わり

Application of superconducting cavity technology and contribution as an industry

*大久保光一[1]、仙入克也[1]、柳澤　剛[1]、沖平和則[1]、原　博史[1]、池田直昭[1]、松岡雅則[2]

[1]三菱重工メカトロシステムズ株式会社、[2]三菱重工株式会社

超伝導加速器は、1990 年前後に高エネルギー加速器研究機構 TRISTAN 計画における高エネルギー物理実験用加速器として初の営業運転が開始され、その後 KEKB 計画でも蓄積リングの加速空洞やクラブ空洞として活用されてきた。近年、海外では European XFEL や台湾放射光施設 TPS など、超伝導加速器の適用は増加してきている。三菱重工、三菱重工メカトロシステムズ（以下、「三菱重工グループ」と略す）は、高エネルギー加速器研究機構殿のご指導を仰ぎながら、超伝導加速器の主要部である超伝導加速空洞の製造技術開発を長年にわたり取り組んできており、またここ 10 年は超伝導加速器による国際リニアコライダー計画（以下、「ILC 計画」と略す）の開発に参画すると共に、その計画実現に向けた産・官・学連携での活動にも協力をしてきている。

今回の報告では、まず三菱重工グループがこれまでに取り組んできた超伝導加速空洞の開発事例として、TRISTAN 計画加速空洞、KEKB 計画でのクラブ空洞や ILC 計画と技術、仕様が比較的近いコンパクト ERL 用の入射・加速空洞を紹介する。これら過去に開発されてきた超伝導加速空洞は、多いものでも TRISTAN 計画の５連空洞が 40 台そこそこ（含む、予備機）の製造台数であったが、一方 ILC 計画で予定されている超伝導加速空洞の製造総数は、約 18,000 台である。超伝導加速空洞は、欧州、北米、アジアの３極で分担して製造することが計画されており、日本では全体の 1/3 の最大約 6.000 台の超伝導加速空洞を、加速電界 31.5MeV/m 以上かつ $Q_0 = 1 \times 10^{10}$ 以上という仕様を満たしながら、安定した品質の下、約５年間で製造を行わなくてはならない。そのために企業として、高い品質を維持した量産技術の開発が求められる。三菱重工グループでは、超伝導加速空洞の製造工程で比較的工数がかかりかつ空洞の性能を左右すると考えられている空洞赤道部の電子ビーム溶接プロセスの合理化検討や高度成形技術による溶接線本数低減などの製造技術開発に取り組んできている。今回は、ILC 計画向けに開発が進められている超伝導加速空洞の製造方案を紹介すると共に、上記に述べた製造技術開発の概要や成果について報告する。

次に超伝導加速器の開発を通じて、その成果を企業がどのように応用しているかについて論じる。超伝導加速器そのものを製品、とりわけ民生産業用に適用するには、まだ少し時間を要すると思われるが、超伝導加速器を構成する要素技術は、設計、製造・組立、検査のそれぞれの分野で多岐にわたり、その要素技術は企業の様々な製品に適用されている。またその多くの要素技術を習得した人材は企業として貴重な戦力となっており、その意義や開発成果を通じた研究機関と企業の関係のありかたについて一考する。

国内では先端加速器に対する国民理解の促進及び加速器技術の産業利用促進を行い、基礎科学分野の開拓、世界規模の課題解決貢献を目的とした、「一般社団法人　先端加速器科学技術推進協議会」が 2008 年に発足、国内企業 112 社、大学・研究機関 42 機関が参画している。その活動のひとつとして、ILC 計画実現の取り組みが行われており、三菱重工グループとしてもその活動に協力をしてきているので、最後にその紹介を行う。

---

*Koichi Okubo[1], Katsuya Sennyu[1], Takeshi Yanagisawa[1], Kazunori Okihira[1], Hiroshi Hara[1], Naoaki Ikeda[1], and Masanori Matsuokai[2]

[1]Mitubishi Heavy Industries Mechatronics Systems, LTD, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 14, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

[2O_PL01] Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*Keii Gi[1] (1. RITE)

[2O_PL02] Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*Satoshi Konishi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2O_PL03] Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

[2O_PL04] Disucussion

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（１）世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析

(1) Assessment of Fusion Development Targets under Global Energy Scenarios

*魏 啓為[1]，佐野 史典[1]，秋元 圭吾[1]，原型炉設計合同特別チーム[2]

[1]地球環境産業技術研究機構，[2]原型炉設計合同特別チーム

1. はじめに

2015 年 12 月に国連気候変動枠組条約（UNFCCC）COP21 で採択され、2016 年 11 月に発効したパリ協定は、各国が提出する約束草案および低炭素発展戦略と、世界全体の長期目標を特徴とする気候変動対策の新たな国際枠組みである[1]。また、2015 年 9 月に国連サミットで採択された持続可能な開発目標（Sustainable Development Goals, SDGs）では、先進国を含む国際社会全体の開発目標として、2030 年を期限とする包括的な 17 の目標を設定している[2]。エネルギーは社会経済活動の源であり、気候変動対策のみならず、持続可能な開発目標においても極めて重要である。日本政府は、エネルギー・環境イノベーション戦略（2016 年 4 月閣議決定）、エネルギー基本計画（2014 年 4 月閣議決定）、科学技術基本計画（2016 年 1 月閣議決定）、科学技術イノベーション総合戦略 2017（2017 年 6 月閣議決定）、地球温暖化対策計画（2016 年 5 月閣議決定）などにより、エネルギー科学技術の研究開発および展開を推進している。

核融合エネルギーは燃料資源が豊富であり、発電過程で温室効果ガスを排出せず、少量の燃料から大規模な発電が可能であると共に、安全性の面でも優れた特性を有することから、超長期の基幹的エネルギー源として研究開発が進められている。日本では 2015 年 6 月に原型炉設計合同特別チームが設置され、2020 年頃の中間チェック&レビューに向けて原型炉設計活動が展開され始めた。また、文部科学省原型炉開発総合戦略タスクフォースによって原型炉開発に向けたアクションプランが取りまとめられており、量子科学技術研究開発機構、核融合科学研究所、産業界、大学等のオールジャパン体制で、原型炉に向けた研究開発が進められようとしている。一方で、原型炉に向けた重要なマイルストーンとなる ITER 計画は、世界 7 極による物納方式という複雑なマネジメントのため、建物や真空容器等の建設を中心に遅れが生じ、運転開始が 2025 年、核融合運転開始が 2035 年とスケジュールが延期され、プロジェクトのコストが大幅に増加する見積もりである（増額のうち日本負担分は約 560 億円）[3]。日本の核融合研究開発の歴史は 60 年近くにのぼり、その開発の性質上、大型プロジェクトにならざるをえず、莫大な投資が必要となる。アクションプランにおいて「核融合エネルギー開発ロードマップ/原型炉設計活動に関する社会連携活動の実施」が挙げられているように、ITER 計画に次ぐ原型炉プロジェクトを進めるためには、核融合エネルギーが社会経済にもたらす効果や原型炉設計活動を実施する意義を、社会に対して具体的に示していく必要がある。

弊所では、原型炉設計の延長線上にある具体的な技術・システムを考慮した上で実現可能な核融合発電炉のモデルプラントを想定し、社会経済における不確実性や多様な開発目標と共に、2℃目標や 2100 年正味温室効果ガス排出ゼロ（ゼロエミッション）の目標に相当する脱炭素シナリオにおける核融合エネルギーのポテンシャル評価を進めている。本講演では、核融合開発シナリオに対する核融合エネルギー導入ポテンシャル評価として、パリ協定 2℃目標に相当する低炭素開発シナリオの下で、複数の社会経済シナリオに基づき、核融合エネルギー開発シナリオを条件としたエネルギーシステム分析を紹介する。

2. 世界エネルギーシナリオ分析の概要

2-1. 世界エネルギーシステムモデル DNE21+とシナリオ設定

世界エネルギー・温暖化対策評価モデル DNE21+（Dynamic New Earth 21+）は、世界を 54 地域に分割し、エネルギー生産・転換・消費のプロセスとエネルギー技術（設備、コスト、効率など）および CO_2 対策技

術を明示的にモデル化した動学的線形計画モデルである[4]。温暖化対策を想定しないベースラインにおける化石燃料価格、ボトムアップ的にモデル化している主要部門の経済活動量やサービス需要、そして各種技術の設備費や効率等は外生的な入力となっており、世界全体の割引後（割引率 5%）累積総エネルギーシステムコストが最小となるように、エネルギーフローおよび設備ストックが決定される。本分析では、将来の社会経済における不確実性、2℃目標の CO_2 排出経路における不確実性、核融合エネルギー開発における不確実性の組み合わせにおいて、世界全体で限界削減費用均等化の下で、世界および日本のエネルギーシステムの分析を行った。

2-2. 社会経済シナリオ

近年、気候変動研究コミュニティでは、社会経済シナリオの不確実性を考慮しつつ、気候変動緩和・影響・適応について整合的な分析・評価を行い、科学的な知見を集約するため、国際的分析において共有社会経済シナリオ（Shared Socio-economic Pathways, SSPs）が開発された[5]。SSP は、叙述的ストーリーライン、定性的シナリオ、そして統合評価モデルによる定量的シナリオから構成される。本分析では、SSP1: Sustainability（持続可能性）、SSP2: Middle of the Road（中位）、SSP5: Fossil-fueled Development（化石燃料発展）の 3 つの社会経済シナリオを、将来の社会経済における不確実性として用いた。SSP における定性的なシナリオおよび DNE21+への定量化は、文献[6]を参照されたい。

2-3. CO_2 排出経路

パリ協定における 2℃目標は、産業革命前からの全球平均気温上昇を 2℃より十分低く保持する、という目的であるが、達成時点や経路については言及していない。また、地球温暖化を巡る科学的不確実性として、平衡気候感度（温室効果ガス濃度が倍増し、その濃度で安定化したとき最終的に到達する気温上昇幅）が挙げられる。IPCC 第 5 次評価報告書ではそれは 1.5～4.5℃の範囲と指摘されたが、最良推定値は専門家により合意されなかった[7]。ゆえに、気候感度に不確実性の幅が大きいため、気温上昇抑制目標をある一定レベルに定めても、許容される温室効果ガス濃度レベルや排出量レベルには大きな幅が生じる。本分析では、気候感度の想定および温度経路が異なる 4 つの CO_2 排出経路を、2℃目標相当の CO_2 排出経路における不確実性として設定した[6]。

2-4. 核融合開発シナリオ

本研究では、現状 R&D と強化 R&D の 2 つのケースを設定した。核融合発電炉の導入可能時期は、ITER 計画の参画地域では 2050 年、その他地域のうち DNE21+において核分裂炉が利用可能な設定である地域（核不拡散などを考慮）では 2070 年とし、耐用年数は 40 年、設備利用率は 90%と設定した。設備費は、現状 R&D ケースでは 8.5$/W、強化 R&D ケースでは 6.6$/W とし、燃料・バックエンド費は 2.0$/MWh と想定した。また核融合発電炉の拡大制約（DNE21+の 77 地域区分において各地域最大 2GW/yr）を設定した。

3. 分析結果

2℃目標の達成には抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要であり、その対策コストは、理想的な場合においても世界全体で GDP 比数%～10 数%が必要となる。日本の CO_2 排出経路は、早い場合で 2070 年からネットゼロエミッションとなる。現状 R&D ケースでは、主に日本において核融合発電が導入され、21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合にその導入量が多い。強化 R&D ケースでは、日本や韓国のみならず、EU28、インド、中国などにおいても導入されうるが、米国やロシアでは導入されない。SSP1 を除き、2100 年における日本での核融合発電炉の導入量は CO_2 排出経路によらず、新設拡大制約の限界に当たる 90GW のポテンシャルをもつ。

電源構成に占める核融合発電は、世界全体でみるとわずか（最大で 4%程度）であるが、日本では 2100 年に最大で半分近くとなる。2℃シナリオでは、2100 年にはゼロエミッションとなるため、発電部門でのゼロエミ電源への転換に加えて、最終エネルギー利用においても化石燃料から電気もしくは水素への燃料転換が大きく行われ、日本では特に 21 世紀後半に水素利用が著しく拡大する。開発シナリオで想定した核融合発電炉は他の電源に比べて相対的に高価であるため、核融合の導入はコスト競争力が低いゼロエミ電源（水素、利用ポテンシャルの低い太陽光・風力・水力・地熱、軽水炉）と CCS（Carbon Capture and Storage,

二酸化炭素回収・貯留）付き火力の一部を代替し、CCS の量を低減し、21 世紀後半における天然ガスと水素の輸入量の削減（水電気分解による国内製造にシフト）に大きく貢献する。

本分析では、世界全体での最適な 2℃目標達成を想定しており、特に現状 R&D ケースでは相対的に高価な設備費を見込んでいるため、必ずしも日本で温暖化対策コストが低下するわけではない。現状 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-30 (-103～+18)億$/yr、日本で+14 (-88～+143)億$/yr となる。強化 R&D ケースでは、温暖化対策コストが 21 世紀後半において世界全体で-161 (-355～-23)億$/yr、日本で-56 (-197～+86)億$/yr となる。日本において対策コストが増加する CO_2 排出経路の場合では、核融合の導入により最大 20%程度の CO_2 排出量が追加的に削減される。

2℃シナリオでは化石燃料の使用が大幅に減少するため、核融合オプションがない場合でも 21 世紀後半に日本のエネルギー自給率が最大で 40%近くに上昇する一方、21 世紀中庸から後半にかけてのエネルギーシステムコスト、とりわけエネルギー輸入コストが急増する。核融合発電が導入可能となれば、21 世紀末に日本のエネルギー自給率を最大で 70%近くまで改善できる可能性があり、核融合オプションがない場合と比べて、21 世紀後半のエネルギー輸入コストを-176 (-330～-11)億$/yr 削減できる。21 世紀後半には、2015 年の 2～3 倍の電力価格となるが、核融合発電の導入により-10 (-22～-0.3) %のコスト低下が見込まれる。

4. おわりに

本研究では、世界エネルギーシステムモデル DNE21+を用いて、将来の社会経済の不確実性、パリ協定 2℃目標に相当する CO_2 排出経路の不確実性、核融合エネルギー開発の不確実性の下で、2100 年までの世界全体および日本のエネルギーシステムを分析した。2℃目標を達成するためには、2100 年には世界全体でネガティブエミッションが必要となり、抜本的な脱炭素化とエネルギーシステムの転換が必要不可欠である。今回想定した核融合発電炉の設備費は他の電源と比べると相対的に高価であるが、日本においてはゼロエミッションを達成する方策が限られているため、核融合発電炉は 21 世紀後半に最大限に導入されうる。世界全体では、日本および韓国に加えて、強化 R&D ケースで EU28、インド、中国においても大きく導入されるが、米国やロシアでは導入されない。21 世紀後半に CO_2 排出量を急減する排出経路の場合に、その導入量は大きくなる。日本では、核融合の導入によってコスト効率的な水素供給システムが輸入水素および天然ガス改質から水電気分解に一部シフトし、エネルギー自給率の向上とエネルギー輸入コストの低減をもたらし、温暖化対策によって高騰する電力価格の低下に貢献することが分かった。核融合炉では高エネルギーをブランケットで得ることができるため、高温水蒸気電解による水素製造を原型炉設計・開発のオプションとすることも、核融合発電炉の経済性向上に資すると考えられる。今後の課題として、核融合発電炉および他の電源の想定における感度解析、それを考慮した上での核融合エネルギーの導入条件の評価、エネルギー安全保障やマクロ経済影響といった多様な開発目標の観点からの分析、が挙げられる。

参考文献

[1] UNFCCC, “Adoption of the Paris Agreement” (2015). http://unfccc.int/resource/docs/2015/cop21/eng/l09.pdf

[2] UN, Sustainable Development Goals (2015), http://www.un.org/sustainabledevelopment/sustainable-development-goals/

[3] 文部科学省, “ITER 計画の新たなスケジュール及びコストについて”, 第 8 回核融合科学技術委員会 (2016)

[4] RITE, RITE GHG Mitigation Assessment Model DNE21+ (2015). http://www.rite.or.jp/Japanese/labo/sysken/about-global-warming/download-data/RITE_GHGMitigationAssessmentModel_20150130.pdf

[5] D.P. van Vuuren et al., “The Shared Socio-economic Pathways: Trajectories for human development and global environmental change”, Global Environmental Change 42 (2017) 148-152

[6] RITE, 地球温暖化対策技術の分析・評価に関する国際連携事業 平成 28 年度成果報告書 (2017)

[7] IPCC WG1, Climate Change 2013: The Physical Science Basis, Cambridge University Press (2013)

*Keii Gi[1], Fuminori Sano[1], Keigo Akimoto[1] and Joint Special Design Team for Fusion DEMO[2]

[1]Research Institute of Innovative Technology for the Earth (RITE), [2]Joint Special Design Team for Fusion DEMO

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討

Innovative Fusion Reactor Concepts Aiming at Further Expansion of Social Acceptance

（２）燃料製造のためのバイオマスハイブリッド核融合炉概念の検討

(2) Investigation of the Biomass-Fusion Hybrid Concept for Fuel Production

*小西哲之[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合エネルギーを用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素等の燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念の意義を紹介する。核融合の実用化が期待される将来のエネルギー市場は現在と大きく異なる。本概念は核融合の市場性社会受容性の可能性を広げる一方、核融合炉のエネルギー収支要件を緩和する。本講演ではこの概念を軸に、エネルギーとしての核融合研究開発の意義そのものにも踏み込んだ議論を提起する。

キーワード：バイオマス、燃料製造、核融合エネルギー、社会受容性、エネルギー市場、地球環境問題

1. 緒言

本セッションは「社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討」と題しており、「核融合研究者が作りたい」というより、「社会が必要とするエネルギー」の観点で研究開発の目標を再検討している。２０世紀半ば高度成長期のエネルギー観ではもはや核融合の意義は説明できない。化石燃料は枯渇するかなり以前に人類はカーボンバジェットを使い切る。今世紀半ばに大規模グリッドはすでに低炭素電源で飽和する一方、成長市場は低炭素燃料と中小グリッドに移る。核融合はその未来型エネルギーシステムにおいてその意義を示さなければならない。

演者らは約１２年前に核融合熱を用いて廃棄物バイオマスの吸熱反応により水素や石油代替燃料を製造するバイオマスハイブリッド概念を提唱した[1]。今般政府で検討された「核融合分野における研究開発計画」（案）の「大目標」にも実は「バイオマスからの燃料や化学品等の製造・利用技術の研究開発等にも取り組む」ことが第５期科学技術基本計画に対応して検討されている[2]。それに該当する具体的研究は国内外ともに本報告以外にはおそらく行われていない。最近提示された「原型炉研究開発の推進に向けて」でも、エネルギー市場環境の激変が指摘されている。本講演では、このバイオマスハイブリッド概念の持つ意義の考察をアップデートする。

2. バイオマスハイブリッドの基本概念

本概念で利用するのは（$C_6H_{10}O_5$）n/6+ n/6$H_2$0 → nH_2 + nC0 - 136n［kJ］の吸熱反応であり、熱力学的平衡により高温ほど効果的である。図１に示すように、実験的には 700℃以上で進行し、900℃で約 95％のセルロースのガス化が実証されている。この反応を核融合等の外部熱源で行った場合のエネルギー収支を図 2 に示す。廃棄物バイオマスを代表するセルロースから水素と一酸化炭素の混合ガスが得られ、さらにシフト反応により水素燃料に変換するが、核融合エネルギーをすべて吸熱で利用し、排熱しないうえにバイオマスが本来持つ化学エネルギーも利用す

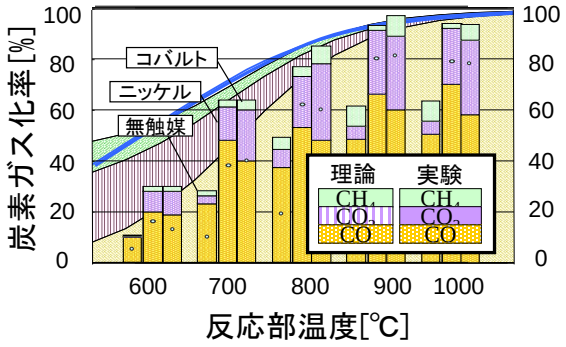


図１　セルロースの吸熱分解反応。

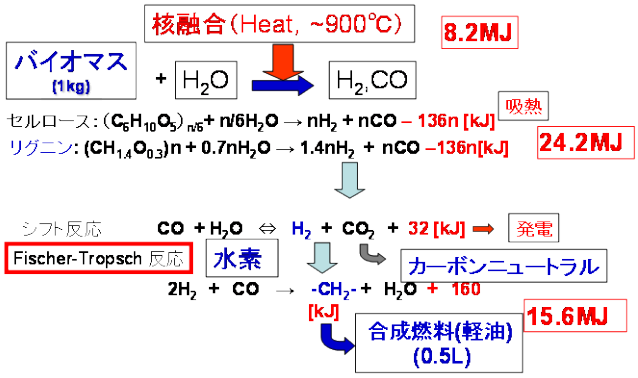


図２　核融合によるバイオ燃料のエネルギー収支。

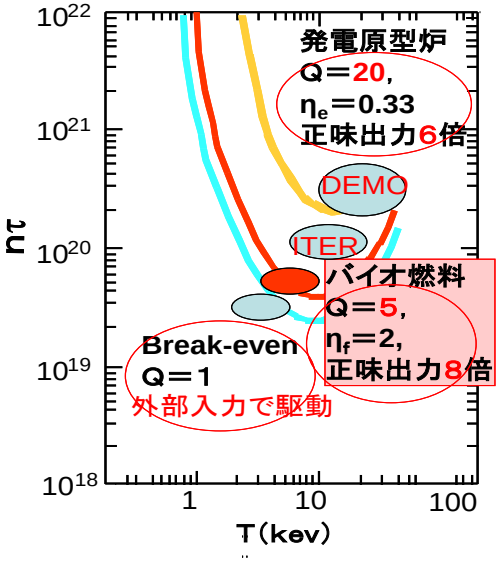


図３　バイオ燃料製造を考慮した核融合炉のエネルギー増倍。

るため、核融合による熱供給に対して 2.7 倍のエネルギー増倍となる。フィッシャートロプッシュ合成で軽油代替燃料を 1kg の原料から 0.5 リットル得ることもできるが、発熱反応を伴うので排熱を伴い、エネルギー増倍率は 2 倍である。いずれの場合も二酸化炭素を排出するがバイオマス起源であるためカーボンニュートラルとみなされ、石油代替の低炭素燃料として大きな市場可能性を持つ。

図 3 はローソン図上で本概念の特徴的な意義を示す。エネルギー利用効率が最大 270%に達するので、効率約 1/3 の熱機関を用いる発電炉で$Q>20$が正味エネルギー供給のために必要なのに対し、核融合装置本体でのエネルギー増倍率Qへの要求は約 5 で同等の正味出力が取り出し可能となる。ITER レベルのプラズマより低性能でもそのままエネルギープラントとなりうることになる。

3. バイオマスハイブリッドプラントの社会・市場適合性

本来このバイオマス燃料化概念は、従来の核融合炉設計で行われていた、現在の研究開発で可能な装置を構想する方向とは逆の、「社会が必要とするエネルギーに核融合が対応するとどうなるか？」という視点に立って検討されている。前節に示したように本概念は、結果的に従来考えられていた発電専用の原型炉よりプラズマへの要求は低く、ITER が建設可能であればエネルギー利用ができる。しかし本検討の中心的な課題は社会適合性にあり、社会に必要なエネルギー像を求めたとき核融合の早期実用化に有利な点があったにすぎない。一方、ベースロード発電が必ずしも核融合の市場化に適する保証はない。

将来社会において、二酸化炭素排出ゼロは必要条件であり核融合のメリットではない。エネルギー需要の約 3/4 は燃料にあり、電力ではない。一方他の先行する電源―再エネ、原子力、CCS 付石炭火力は負荷追従性がない一方、燃料供給能力は乏しい。要するに「クリーンエネルギー」後発の核融合は、負荷追従電力と低炭素燃料の供給は市場導入の可能性に大きく影響する。

先進国の電力需要は今後大きく伸びることはなく、電力グリッドは再エネ等の比率拡大に伴い調整力が悪化する。電力市場の自由化に伴い、分散化・双方向化も進む。図４に将来の電力システムの概念を示す。大規模グリッドの下で、様々なローカル電源が存在し、電力の流れは一方向ではない。核融合は大規模グリッドに接続しても、ローカル電源への燃料供給により負荷追従能力を持つ。

バイオマスハイブリッド概念は、廃棄物回収ロジスティックスと不可分であり特徴的なコスト構造を持つ。我が国には本概念に対応できる廃棄物（ゴミ）回収チェーンがすでに構築されているが、その回収範囲を考えると、１GW以下の核融合出力のプラントが妥当であり、それより大きいとサプライチェーンが構築困難になる。図５に、関西を想定したフローの分析を示す。可燃ごみは有償で回収されるので原料コストは負であり、輸送や貯蔵、最終廃棄物処分を考えても製品コストは負になりうる。農業や林業の廃棄物も利用可能であるが、廃棄物バイオマスの種類や輸送経路、発生パターンによりコストや供給量

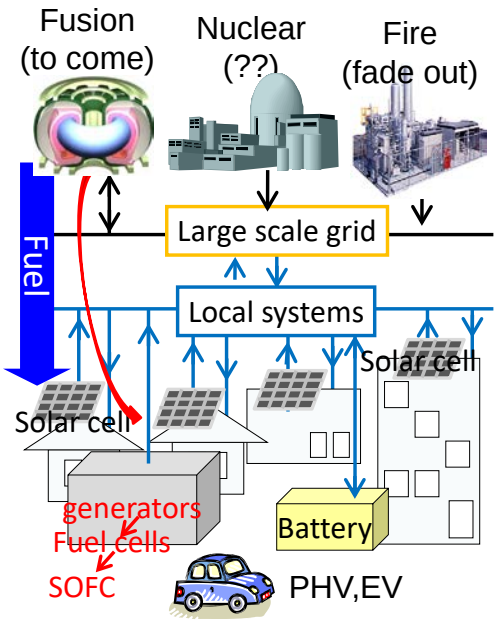


図４将来の電力システムと核融合。

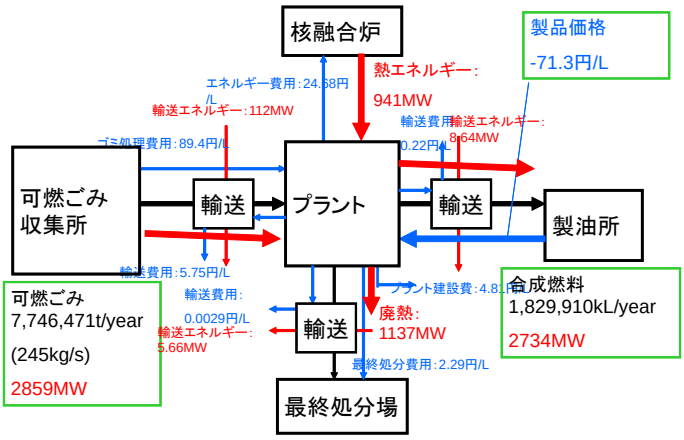


図５　廃棄物バイオマス燃料化のフロー分析

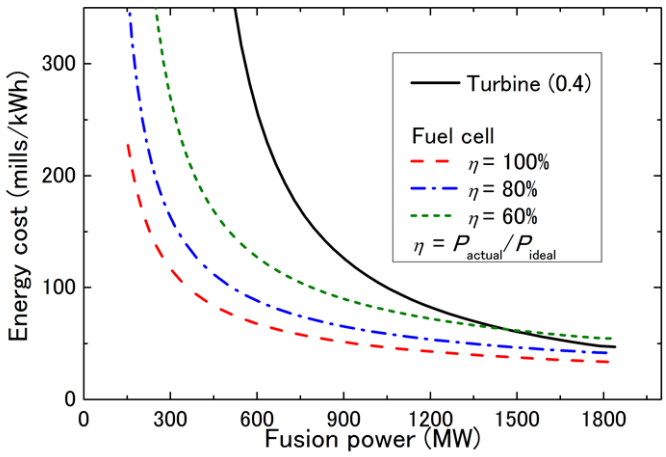


図６　タービン発電と燃料電池発電のコスト比較

制限が大きく異なることは注意を要する。

バイオマスハイブリッドでは生成する燃料ガスを分散電源（燃料電池およびコジェネ）に供給することで、電力供給の枢要を担うことになる。自由化した電力市場では需要対応性で価格が決まる。発電プラントにおける核融合出力への発電方法のコスト感受性を図 6 に示す。タービンによる発電はスケールメリットが大きいが、小出力では成立しがたい。燃料電池発電は発電効率が本来高い一方、スケールメリットは働きにくい。[3]

これに加えて、図 4 に示したようにローカル電源としてすでに燃料電池が普及していれば、プラント側で発電装置として設備する必要はなく、かつ消費者サイドではコジェネレーションによりエネルギー効率はさらに高くなる。このような形式での発電は、今後の自由化電力市場においてベースロードでの価格競争が厳しい一方、負荷追従電源は高単価でグリッドパリティを得られる。燃料製造は、電力市場に限っても大規模発電よりもメリットが大きい。

廃棄物バイオマス処理では核融合炉は発電より小出力に向くほか、パルス運転でもよく、また電力需要に合わせて起動できる。大規模なうえ起動電力の大きな核融合は、今後の調整力現象を考えればグリッド適合性に難点があるがこの問題が緩和できる。ことに新規電力需要の増加が期待される途上国ではグリッドは小規模、未成熟であり、この概念は市場性を大きく拡大することになる。

「社会が必要とするエネルギー」を検討した結果がバイオマス燃料化であり、これは熱源の種類を問わない。高温ガス炉でも可能であり、むしろ核融合と同等以上に技術的には対応することができる。炉の規模でも適応性は高く、排除する理由はない。ただ将来市場、とくに途上国を想定したとき、核融合と高温ガス炉等の核分裂炉を比較すれば、核燃料サイクル（供給および廃棄物）と核拡散の制約差はありうる。

もう一つの核融合の利点の可能性は「離隔距離」である。核融合も核分裂も、設置される限りは公衆へ与えうる被曝は同等に規制される。想定外事象を含め、最大の公衆被曝（シーベルト・人）あるいは仮想健康被害は同じであり、違うとすれば放出核種がトリチウムとなる核融合はより需要地に近接できるかもしれない。バイオマスサプライチェーンからは、廃棄物発生源との近接性は先進国途上国共に利点になりえるし、特に交通機関が未成熟な場合では重要である。

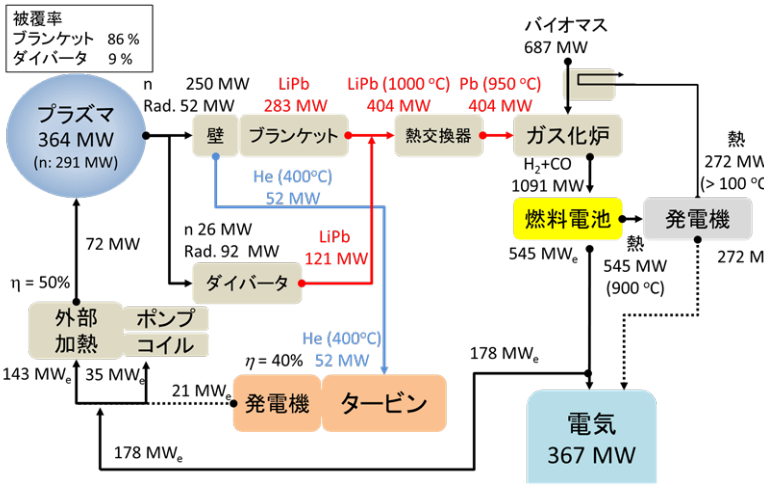


図 7 バイオマスハイブリッド核融合プラントのエネルギー収支

５． 核融合のテクノロジーに対して

前述のようにバイオマスハイブリッドは、核融合原型炉に対してエネルギー増倍率要求を大幅に軽減する。しかも、安定性や定常運転、需要への応答性、未着手のプラズマ燃焼制御の要件も改善される。この結果、バイオマスハイブリッド概念は（先行する核分裂ハイブリッドと同様に）核融合の実現可能性を時期的に早める効果を持つ。プラズマへの要求性能は、ITER が建設できた現時点でのプラズマ技術と大きく変わらず、要求熱出力が数百MW領域にあることから、ＩＴＥＲ類似装置はそのまま本概念で核融合エネルギーが実用を展望できることを意味する。少なくとも「ITER 実現後に原型炉」という路線上にはない。

他方、工学課題は必ずしも容易とは限らず、少なくとも確立からは程遠い。最低 700℃、理想的に 900℃、という取り出し熱は原子力や火力プラントでは可能でも核融合では実証されていない。ブランケットは先進ブランケットの領域であり大きな課題となる。詳細は別途報告してあるが、演者らはブランケット熱媒体には LiPb を想定してＲ＆Ｄを行い、900℃での熱交換を含むプロセス技術も小規模で実証した。ブランケットは DCLL 類似構造であるが、SiC 断熱材に冷却パネル構造を用いれば DCLL レベルの技術で 900℃の熱取り出しは可能である。図 7 に 900℃を取り出せる LiPb ブランケットを用いたプラント概念とエネルギーフローを示す。主要なエネルギー利用は吸熱ガス化反応であるが、ダイバータや反応器の排熱は発電に利用する。このプラントはトカマクを想定しているが、プラズマに関しては閉じ込め方式を特定する必要はなく、ヘリカル、レーザー、他多くのプラズマに対しても、ブランケットが核反応の起こるプラズマと空間的に離れて設置でき、熱媒体を自由に選択できるという核融合炉に固有の特徴を有する限り、どの方式でも適用可能である。

化学プロセスでは高圧を要しないため、安全性の確保において高圧の圧縮性媒体を用いないという特徴的な利点をもつ。また排熱のための熱媒体を用いないため環境放出（特にトリチウム）は、大きく軽減される可能性がある。しかし一方製品燃料は消費材であり、そのトリチウム濃度管理が課題となる。もっとも核融合では軽水炉条件での熱交換や蒸気発生さえもがトリチウムを考えれば未着手に近い。

核融合の社会的受容性においては、バイオマスハイブリッドはエネルギー利用者すべてが潜在的トリチ

ウム発生源となる。核融合はいずれにしても定常時トリチウム放出の問題を避けられないが、この点は立地点に放出源が存在する核融合発電や従来の原子力施設立地問題とは大きく異なる問題構造を持つ。

５．将来展望―人類の持続可能性に向けて

電力市場は先進国においては自由化の大きな流れの中にあるが、そこではスポット取引で大きな価格変動がある一方、消費者サイドから見ればマージナルコストの低下が進んでいる。自由市場でなく国家政策が電力システムを構築する途上国でも発電コストの動向自体は実は同様であり、電力エネルギーそれ自体の価格は下落し、インフラや設備投資の比重が逓増している。さらに世界全体のＧＤＰは成長を続けてもエネルギー原単位は逓減している。電力の限界費用が極小となる世界において、エネルギー技術の価値は、地球大気からの二酸化炭素除去能力で決まる。核癒合の真の重要性はここにある。

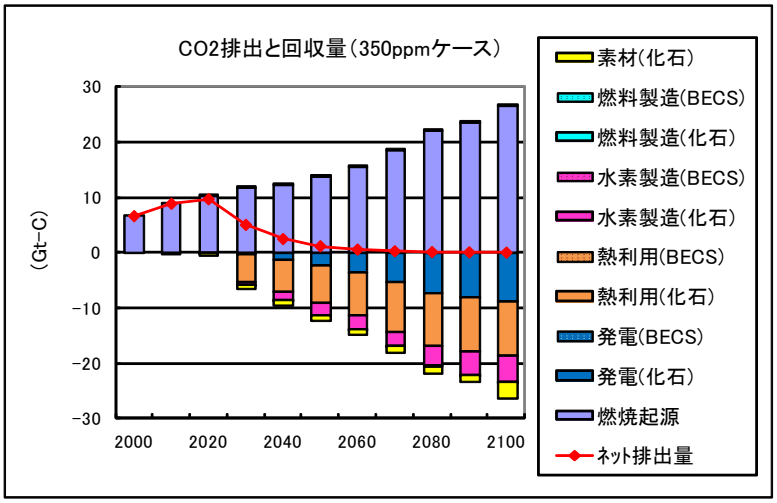


図８バイオマスハイブリッドシステムを用いた人類活動のゼロエミッション化

バイオマスハイブリッド核融合のコンセプトは、植物の光合成により生成した有機物の燃料媒体への転換にその根幹があり、廃棄物バイオマスから可燃性物質（燃料）を取り出す一方、炭素を二酸化炭素だけではなくグラファイトの形で遊離、貯蔵することができる。この場合、投入エネルギーはバイオマスの炭化に主に用いられ、水素燃料は核融合出力から製造されるが、主要な製品は結局のところ大気中から植物により回収された二酸化炭素の固定隔離である。パリ協定で合意された気候変動対策では、発電における二酸化炭素炭素放出は今世紀後半以降ほとんどないことになっている。しかし二酸化炭素濃度の安定化にはバイオマスによる大気中からの回収とＣＣＳを組み合わせた“ＢＥＣＳ”によって他の放出源と合計でのゼロエミッションとしなければならない。

電力需要が 21 世紀後半に安定化したのちは、人類のエネルギー利用は限界費用ゼロに達し、その役割の大きな部分は二酸化炭素回収にその重点を移す。図８に、このシナリオ例を示す[4]。すべてのエネルギーセクターで二酸化炭素を回収し、発電のみならず熱利用、水素製造も加えて、植物からの回収分は他の回収できない燃焼等の放出分と相殺し、ネット排出量をゼロとすることが可能である。核融合に限らず、エネルギー利用のすべての技術は、バイオマス利用と二酸化炭素隔離に寄与することが求められる。再エネ、原子力がすでに飽和した人類の電力需要の太宗を担っても、核融合はバイオマスＣＣＳの経路でさらにその役割の重要性を増すことになる。「遅れてきたクリーンエネルギー：核融合」の存在意義は、ここに存在する可能性がある。ことにＣＣＳは、その適地や埋設容量に制約が予想されている。これに対し、ＣＯ２還元に必要なエネルギーを核融合熱で供給し、木炭とすることで、常温常圧で大量の炭素を大気から隔離することができる。

人類が今世紀以降、持続可能な形で地球上で活動を続けるためには、二酸化炭素バランスを含めて循環型の物質エネルギーシステムを構築する必要がある。核融合は、単に発電技術の一つとしてではなく、バイオマス燃料化を通じた循環システムに人類が移行する方法となりうる技術なのである。

以上のような考察は、単なるプラント概念の提示ではなく、いくつかの点で「なぜ核融合を研究するのか？」という根源的設問に立ち戻る良い機会を与えている。このセッションでは、核融合の、そしてエネルギー研究開発の、原点を振り返るような議論を惹起するための素材の提示を意図している。

参考文献

[1] S.Konishi, “Potential Fusion Market for Hydrogen Production Under Environmental Constraints”,*Fus.Sci.Technol* **47(5)**, 1205(2005).

[2] http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/attach/1381826.htm 核融合科学技術委員会（第９回）資料 2-1 核融合分野における研究開発計画（案）第２章　環境・エネルギーに関する課題への対応 2017.

[3] K.Ibano et al.,” Neutronics and pumping power analyses on the Tokamak reactor for the fusion-biomass hybrid concept”, *Fus.Sci.Technol* **88(11)**, 2881(2013).

[4] K.Tokimatsy et al., “Role of innovative technologies under the global zero emissions scenarios”,*Appl.Energy.*,**162(15)**1483, 2016.

*Satoshi Konishi[1], [1]Kyoto University, Institute of Advanced Energy

2017年秋の大会

核融合工学部会セッション

社会受容性の更なる拡大を志向する核融合炉概念の検討
Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

（3）MA 処理のための核融合炉中性子場の検討
(3) Investigation of the volumetric fusion neutron field for transmuation of MA

*橋爪　秀利[1]，遊佐　訓孝[1]
[1]東北大学

1. はじめに

現在、国際協力に基づいてフランスにてトカマク型磁場閉じ込め核融合実験炉 ITER の建設が進められており、制御された核融合の実現が現実的な段階へと着実に進歩してきている。すなわち、核融合炉への期待が高まっているが、同時に日本−EU で進められているトカマク型核融合炉の原型炉の設計においては、ダイバータに対する熱負荷・中性子負荷に対する非常に高い要求に答えることが工学的に非常に難しいことから、核融合出力を当初の 300 万 kW 程度から 200 万 kW 程度に下げることで炉心プラズマとダイバータの設計に裕度をもたせる、あるいは、出力を維持するために、核融合炉のサイズを大きくし設計することを目指している。しかしながら、現状の核融合炉設計においては、莫大な建設コストの問題が工学的・経済的重要課題となっており、低コスト化を目指した研究開発が進められてはいるものの、将来のエネルギー源としての核融合炉の見通しは決して明るく無く、発電コストから見た核融合炉は、競争力が非常に弱い状況にある。

一方、安価で持続的に電力を供給できる原子力発電においては、核燃料の再処理によって発生する**高レベル廃棄物（FP）**や**マイナーアクチノイド（MA）**の処分方法として地層処分が考えらえているが、依然として処分地の見通しはついていない。

そこで、核融合反応で発生する、超高エネルギーの 14MeV 中性子と、**FP** や **MA** を組み合わせることによって、核燃料サイクルにおける高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を示すことにより、現在の原子力エネルギー問題を解決すると同時に、核融合炉に対する大規模発電によるコスト低減の要求を緩和することによって、核融合炉の近い将来における意義を明確にすることを最終的な目標とし、本報告では、従来の核融合炉の設計条件を用いて、**MA** の核変換評価の結果を示し、将来のシナリオの例を提案する。

2. 評価モデルと解析結果

2-1. 想定している核燃料サイクル

図 1 に想定している核燃料サイクルを示す。従来の U-Pu サイクルについてはそのまま維持することを大前提とし、ガラス固化体として廃棄されていた FP・MA を核融合炉で利用するシステムを考えている。従って、核分裂炉で発生する高速中性子（＜2MeV）で核分裂に至るウランやプルトニウムは、核融合炉には極力装荷せず、初期段階に不純物と

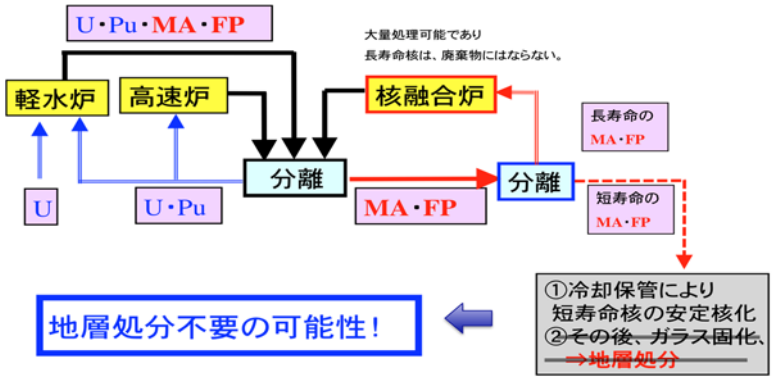


図 1　核燃料サイクルの 2 ループ化の概念図

*Hidetoshi Hashizume[1] and Noritaka Yusa[1]
[1]Tohoku Univ.

して含まれるものと核変換によって成されたものが核融合炉中に存在することとなる。なお、核融合炉で生成された Pu は、分離後、従来の U-Pu サイクルで使用される。このように、本提案では従来の高速炉の計画と共存しており、平成 28 年 1 月 22 日に閣議決定された「**第５期科学技術基本計画**・第３章（１）① i」エネルギーの安定的な確保とエネルギー利用の効率化」「１」に記載されている、

「将来に向けた重要な技術である核融合炉等の革新的技術、核燃料サイクル技術の確立」

という両課題を同時に解決する内容でもある。

なお、Cs, Sr といった主たる核分裂生成物については、図２に示すように、核の結合力（8MeV 程度）を超えたところから (n,2n)反応断面積が増えるという特性を活かし、14MeV の中性子に対する中性子増倍材としての利用方法が提案されている「２」。

2-2. 解析で用いたモデルと結果

現状の核融合炉の研究において、ITER 計画でのプラズマ核融合出力は 50 万 kW となっており、この条件は、今後達成されるものと思われる。本評価では、極端に大きな核融合出力を仮定せずに、ITER の２倍となる 100 万 kW と仮定し、対象とする炉設計としてヘリカル型核融合炉 FFHR を選んだ「３」。 MA の装荷位置としては、図３に示すように、プラズマに対向しており中性子負荷が非常に大きいが、熱負荷は小さいダイバータ領域のヌル点の鉛直部近傍の領域を想定している。なお、ヘリカル炉では、ダイバータ領域が螺旋状に存在しているので、図４に示すようにモデル化を行い、計算体系を簡略化している。評価には、モンテカルロ法に基づく中性子輸送コード MVP-2.0（核断面積ライブラリーは、JENDL4.0）を用いた。

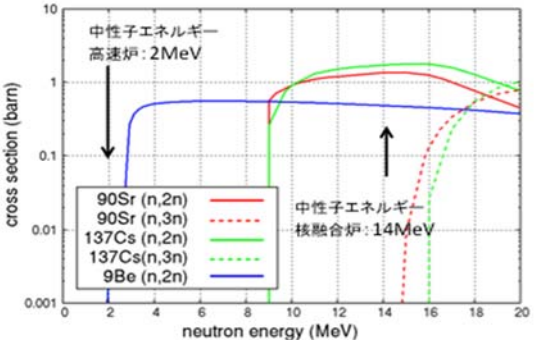
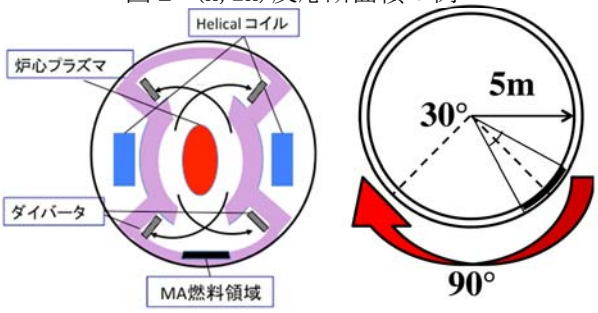


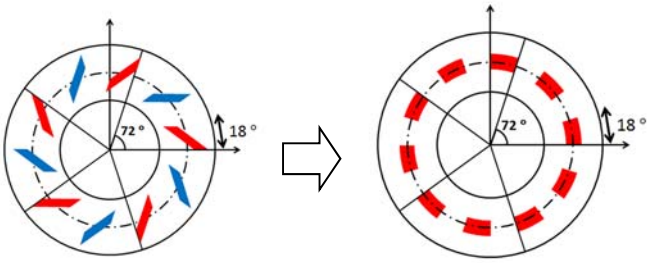
図２ (n, 2n)反応断面積の例



a）装荷位置の例　　b）装荷範囲

図３ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（垂直断面図）

表１に代表的なパラメータと結果をまとめて示してあり、核融合出力 100 万 kW の核融合炉に、**80 ton の MA** を 25.7m^3 の領域に装荷した場合のサポートファクタ（100 万 kW の原子力発電所から１年間に発生した MA の何倍を核融合炉１年間で消滅できるかという値）は、**22.6** となっている。また、12.8m^3 の領域に 80ton を密に装荷してもサポートファクタは 28.3 となり、それほど増加しない。炉心発熱密度は、CANDU 炉(重水減速の原子炉で天然ウランを利用した原子炉)の密度とほぼ等しくなる。すなわち、現在の ITER の核融合反応出力 50 万 kW の数倍程度の核融合出力のプラズマで、電気出力 100 万 kW 級の原子力発電所 40 基程度の使用済み核燃料から新たに発生する高レベル廃棄物を消滅させることが可能となることを示している。



a）実際の装荷位置　　b）モデルでの装荷位置

図４ ヘリカル炉における MA 燃料装荷領域の例（水平断面図）

また、TBR については、Flibe を増殖材として使用している場合には、より簡易的なモデルを用いた解析の結果、MA 導入により TBR が増加していることが得られている。例えば、球対称のモデルにおいて、10%の体積を MA に置き換えると約 1.4 倍の TBR、20%の場合には約 1.6 倍という結果が得られており、核融合炉の一部に MA を導入しても、TBR の減少は問題にならないと考えられる。

表１　　評価結果

核融合出力 [MW]	1,000		Calder Hall /AGR	CANDU	BWR /PWR
燃料(MA)装荷量 [ton]	80				
厚さ [cm]	10	20			
炉心体積 [m³]	12.8	25.7	449/540	280	75/40
MA体積比 [vol.%]	46.8	23.4			
核分裂出力 [MW]	590	280	225/1500	3425	3800
発熱密度 [W/cm³]	55.7	13.6	0.5/2.8	12.2	51/95
サポートファクタ [-]	28.3	22.6			

Calder Hall,AGR :
ガス冷却原子炉(イギリスで開発)
CANDU 炉 :
重水素を利用した原子炉（カナダで開発）

3. 導入のシナリオ

図５には、核融合炉を導入した場合の、MA のインベントリーの変化が示されている。この例では

2050 年：１基目（核融合出力 100 万 kW）80 トンの MA を装荷
2075 年：２基目（核融合出力 150 万 kW）20 トンの MA を装荷
2100 年：３基目（核融合出力 200 万 kW）80 トンの MA を装荷
（１基目：廃炉とし、その中に残っている MA は３基目へ）

というスケジュールを考えている。
なお、核融合炉の定期点検による停止期間や、再処理プラント等にある MA のインベントリーは考えていないので、あくまでも近似的な評価となっている。

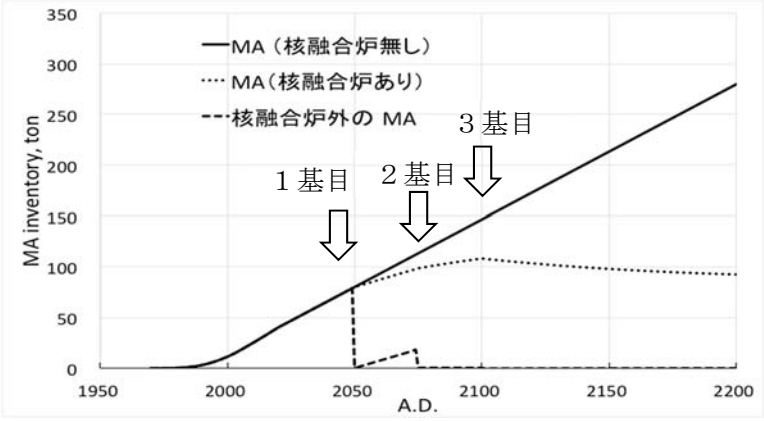


図５　核融合炉の導入によるマイナーアクチノイドの総量変化

核融合炉の導入がない場合には、MA 廃棄物の量が単調に増加して行くが、2050 年に核融合炉を導入することにより、80ton の MA が核融合炉で燃料として装荷される。2100 年の段階で、２基の核融合炉（１基目は廃炉）を稼働させることによって、MA の量は緩やかに核融合炉内で燃焼され減少して行く。

このように、ITER の２～３倍の規模の核融合炉を２基導入することで、高レベル廃棄物の問題が解決される可能性があり、核分裂発電との共存により、核融合炉の導入に対する社会的受容性が格段に向上する。結果として、核融合炉の導入段階においては、発電は主たる目的ではなく、発電効率を高めるためのブランケットの設計が不要となり、ブランケットの役割をトリチウムの増殖に特化させることにより、設計の自由が格段に高まり、実現の見通しの高い核融合炉の設計が可能となる。また、本来の目的である核融合発電については、１基目の核融合炉の運転を進めながら、検討を行うことができる。

4. まとめ

核分裂炉にはない、大量の単色高速中性子を発生するという核融合炉の特徴を活かした、核融合炉の導入シナリオの検討を行った。14 MeV の中性子の利用は核破砕という視点からは有効であり、核融合炉は現在の核燃料サイクルとの共存をはかりながら、高レベル廃棄物の地層処分以外の選択肢を提供する手段として非常に魅力的である。このことは、将来の核融合炉の導入の際に強く要求されている、安価な電力を直接供給するという現在の設計の制約条件を緩めることが可能となり、核融合炉での消滅処理を行いながら発電コストを下げる方策を検討することができ、核融合炉を稼働させながら将来の発電炉としての発展につなげることができるというシナリオが考えられる。

今後の課題として

１）MA 燃料の形態、２）効率的な分離技術の開発、３）MA 燃料部の詳細な核熱設計と安全性の評価、４）TBR の詳細な評価、５）既存の核融合炉設計との整合

などの課題があり、今後、研究を進める予定である。

参考文献

「１」内閣府ホームページ　http://www8.cao.go.jp/cstp/kihonkeikaku/5honbun.pdf
「２」例えば、Cs については、H. Hashizume et al., Fusion Science and Technology 60-2 (2011) 523-527
「３」A. Sagara, et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120

謝辞

本研究を進めるにあたり、「日本保全学会・核融合中性子の高度利用による消滅処理検討委員会」のメンバーの方々、及び、「超高速中性子と高レベル廃棄物の有効利用による革新的核変換核融合炉の提案（科学研究費補助金・挑戦的研究（開拓）課題番号 17H06231)」の研究者の方々のサポートに深く感謝いたします。

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[2O_PL] Innovative fusion reactor concepts aiming at further expansion of social acceptance

Chair: Ryuta Kasada (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 14, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[2O_PL04]Disucussion

現在、文部科学省核融合科学技術委員会原型炉開発総合戦略タスクフォースでは、核融合原型炉の建設に向けたアクションプランが検討されている。本アクションプランでは、核融合炉による電力供給に必要な技術開発を着実に進展していくことに加えて、社会に必要とされる核融合炉の在り方を社会と協創していくことの重要性が指摘されている。そこで、世界のエネルギーシナリオにおける核融合エネルギー開発目標の分析結果の紹介を踏まえて、新たな応用としてバイオマスハイブリッド核融合炉やMA処理のための核融合炉中性子場の活用に関する検討状況を示し、学会員との議論を深める。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Fukushima Special Project

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 - B1 Block

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

[3A_PL01] The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[3A_PL02] Activities of Fukushima Support Project getting close to comminities

*Reiko Nunome[1] (1. NUMO)

[3A_PL03] Open Discussion

2017年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

新たな局面を迎えている福島の復興
The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

(1)福島の現状および帰還、復興を進めるための課題と今後

(1)The present states and the issues toward future in order to accelerate a return of evacuee and reconstruction in Fukushima

*藤田　玲子
日本原子力学会福島特別プロジェクト

東京電力福島第一原子力発電所の事故による原子力災害の収束に、福島の地元の視点に立ち、学会の総力を結集して臨むものとして、日本原子力学会は、2012 年 6 月に福島の住民の方々に寄り沿う活動をするために、理事会に直結する組織として“福島特別プロジェクト”を設立した。福島特別プロジェクトは福島の住民の方々が少しでも早く現状復帰できるように住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割をすることを目的としてこれまで活動してきた。

福島は今年 3 月末で帰還困難区域を除いて避難指示が解除され、住民の帰還も始まった。しかしながら、放射線の影響に対する懸念や汚染物の中間貯蔵施設への移送、農産物の風評被害など多くの課題が残されている。そこで、福島の現状および帰還状況について紹介すると共に課題についてもまとめる。

① 除染について
平成 24 年 1 月 1 日に全面施行した“放射性物質汚染対処特措法”および同法に基づく基本方針により“除染特別地域（直轄地域）”と“市町村が除染を行う地域（非直轄地域）”に分けて除染が進められてきた。今年 3 月には直轄地域のうち、避難指示解除準備区域（1～20mSv/y）と住居制限区域（20～50mSv/y）の避難指示が解除された。帰還困難区域については 5 年を目処に復興拠点を設け避難指示を解除する方針である。しかしながら、帰還困難区域を一部を除いて全面的に解除するには汚染マップの再作成や森林の除染、また、今後の予算など多くの課題がある。

② 中間貯蔵施設および当施設への汚染土壌の移送について
中間貯蔵施設の建設予定地の住民の同意も以前に比べて進みつつあるが、未だに 38.5%（H29.5）である。また、福島県では現在、汚染土壌を中心に汚染物が各市町村の仮置き場に約 2000 万 m^3 保管されていると推定される。各市町村から土壌の中間貯蔵施設への移送が一昨年度から開始されており順次輸送量を増やしているが、今後まだかなりの年限がかかると推定される。

③ 帰還について
以前解除された川内村（H26.10.1 および H28.6.14）、南相馬市（H28.7.12）、葛尾村（H28.6.12）、楢葉町（H27.9.5）、田村市（H26.4.1）に加え、今年 3 月に国直轄地域のうち浪江町、富岡町、飯館村、川俣町の避難指示が解除された。しかしながら、帰還する住民の割合は川内村で約 60%に対し、他の市町村では 10%未満である。帰還しない理由は放射線の健康影響からインフラの未整備や各家庭の個人的な理由に変化してきており、国を含めた行政のリーダーシップが期待されるところである。

④ 農産物および海産物の風評被害について
福島県は農産物を生産する県であることから果樹の除染は事故の起きた2011年から積極的に取り組み、現在、果樹や野菜、および全袋検査している米までセシウムは検出限界以下であり検出されていない。一方、海産物の漁業については福島第一原子力発電所に近い漁協では試験操業が続けられており、正式には出荷されていない。また、最近は農産物の風評被害が少しずつ少なくなってきて

いるが卸値が低く抑えられていることや消費地での風評被害などの課題はなかなか払拭されていない。

これらの課題に福島特別プロジェクトとして今後どう取り組むかについて討議したい。

---

*Reiko Fujita, The Support Project for Fukushima of AESJ

2017年秋の大会

福島特別プロジェクトセッション

新たな局面を迎えている福島の復興
The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

（2）地元と寄り添う福島特別プロジェクトの活動

(2) Activities of Fukushima Support Project getting close to communities

*布目　礼子
日本原子力学会福島特別プロジェクト

1. はじめに

「福島特別プロジェクト」は、前報で記したように、地元にとって切実かつ喫緊の課題である周辺環境の除染作業や放射線影響への不安などに対してサポートや助言を行うなどの地元に役立つ活動を目指してきた。

福島特別プロジェクトの幅広い活動のうち、地元と寄り添うコミュニケーション活動を紹介するとともに、今後の活動の方向性を考えるための課題についてまとめる。

2. これまでの活動

①対話フォーラム

福島特別プロジェクト設立当初、除染の推進に向けた活動として、専門家から除染事例や放射線の健康影響などについて説明し、参加者との対話により疑問に答えていくフォーラムを行った。福島市やいわき市など５ヶ所で開催したが、各市町村で除染計画を作成するなど状況が変化したことから、シンポジウムに統合した。

②シンポジウム

福島の住民の方々にとって関心の高いテーマで、分かりやすく情報を提供することを目的に、国や関係自治体、関係機関と協力し、福島市、いわき市、郡山市においてシンポジウムを開催してきた。開催時の福島の状況に合致したテーマを選び、これまで東京電力福島第一原子力発電所のオンサイトの状況と取り組み、環境修復（除染）、低線量被ばくと健康影響などについて専門家からの説明を基に参加者と意見交換を行った。2017 年 3 月には、福島県産の農産物の現状をテーマに東京都内にて開催した。

③除染情報プラザへの協力

環境省と福島県が協同で運営している「除染情報プラザ」へ、毎土曜日・日曜日に、専門家（学会員）を派遣し、プラザへ訪れる住民の方々への質問対応などを行ってきた。

④JA ふくしま未来とのコラボレーション

福島県産の農産物の販売促進の一助とするために、学会の年会・大会における物産の販売や紹介、学会ホームページから関連サイトへのリンクなどの取り組みを行ってきた。東京都内で開催したシンポジウムでも、農産物を販売した。

⑤自治体への協力

地元市町村が実施している放射線健康相談員制度について、制度構築に関する相談や相談員研修などへの支援を行ってきた。

⑥稲作試験の実施

水田における除染技術実証や稲（玄米）への放射性物質の移行の経年的な推移を確認することを目的に、南相馬市において、地元の農地所有者の協力を得て、2012 年から稲作試験を実施してきた。昨年度の結果は、移行率は最大で 1%程度と非常に小さな値を示している。

3. 今後の取り組み

これまで福島特別プロジェクトが取り組んできた地元の方々に寄り添った活動については、事故後 6 年が経過し、また、昨年度末をもって帰還困難区域を除いて避難指示が解除され、住民の帰還が開始されたことから、福島県や各市町村での取り組み、地元の方々の関心やニーズが変化してきている。これらの状況に合わせ、特にシンポジウムや除染情報プラザの活用については、テーマや集客、実施場所などに関して、また、各市町村への支援については、支援方法や内容について検討する必要がある。これらの課題を中心に、原子力学会（福島特別プロジェクト）としての取り組みについて意見交換を行いたい。

---

*Reiko Nunome, The Support Project for Fukushima of AESJ

Planning Lecture | Board and Committee | Fukushima Special Project

[3A_PL] The Reconstruction in Fukushima Facing a New Phase

Chair: Tadashi Inoue (CRIEPI)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room A (B11 - B1 Block)

[3A_PL03]Open Discussion

福島特別プロジェクトでは、福島の復興、環境回復に向け、地元に寄り添った活動を行ってきた。これまでの主な活動は、除染に関する取り組みとして、除染技術や仮置場に関する情報提供、水田における修復技術実証のための現地試験、環境省と福島県の共同運営による「除染情報プラザ」への協力などを実施してきた。また、放射線影響に関する取り組みとして、福島県主催のファーラム等への参画、協力を行うとともに、専門家としての情報発信を実施してきた。さらに、コミュニケーション活動として、福島県内において地域対話ファーラムやシンポジウムを開催し、住民の方々の関心の高いテーマについて情報提供や意見交換の場を設けてきた。

震災後6年が経過し、帰還困難区域以外の避難指示が解除され、住民の帰還も始まっている中で、まだ放射線に対する懸念や今後の除染、汚染物質の貯蔵など課題も残されている。本セッションでは、帰還困難区域を除いて避難が解除された福島県の現状や福島特別プロジェクトのこれまでの取り組みを紹介し、現状における課題、地元の住民の方々とのコミュニケーションのあり方や今後の活動について、広く会員とを意見交換を行いたいと考えている。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B B12 - B1 Block

[3B_PL] Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

Chair: Yoshio Kani (Tokai Univ.)

[3B_PL01] Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*Shinichi Kawamura[1] (1. TEPCO HD)

[3B_PL02] The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*Yasuhiko Minami[1] (1. KEPCO)

[3B_PL03] Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*Kazutoshi Eto[1] (1. KYUDEN)

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について

Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

(1) 福島事故の教訓と新規制基準を踏まえた柏崎刈羽原子力発電所の安全性向上について

(1) Safety enhancements at Kashiwazaki Kariwa NPP based on the lessons learned from the Fukushima accident and new regulatory requirements

*川村　慎一[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社　原子力設備管理部

1. 緒言

福島事故の教訓を踏まえ、東京電力ホールディングスでは原子力発電所の安全性向上の取り組みを進めている。本稿では事故の教訓のうち主要なものとして、①外的事象に対して、発電所の防護手段が不十分だったこと、②共通要因で、安全機能が広範囲に喪失したこと、③設計を超える事態において、事故進展を防止する備えが不十分だったこと、④放射性物質の地表沈着により、長期の住民避難や経済活動の停止など、甚大な社会的影響をもたらしたこと、⑤複数プラントの事故が同時進行することに、緊急時組織が十分に対応できなかったことをとりあげ、これらを踏まえた柏崎刈羽原子力発電所（以下、柏崎刈羽）の改善状況を述べる。なお、これらの検討結果を含む同発電所 6、7 号機の安全性向上については、新規制基準への適合性審査が進められているところである。

2. 外的事象からの防護

福島事故の直接的な原因は、地震による外部電源の喪失と、津波による重要な安全設備の機能喪失である。このことから、外的事象の影響を再評価して、発電所の防護を強化した。この検討にあたっては、外的事象を網羅的に評価する観点から、IAEA SSG-3[1]、NUREG/CR-2300[2]等から事象を収集し、自然現象として 40 事象、人為事象として 20 事象を取り上げて再評価した。

また、従来から考慮していた地震と津波に対しても、最新の知見を反映して再評価を行い、断層連動の可能性等をより保守的に考慮するなどして、設計基準とする条件を見直した。

3. 安全機能の共通要因故障防止

福島事故では、津波という共通要因で重要な安全機能が広範囲に失われた。津波対策は上述のようにとられているが、津波以外にも火災や内部溢水のように、共通要因故障を引き起こす可能性のある事象が考えられる。

共通要因故障の可能性を低減するためには、多重化された設備間の物理的および電気的な分離を徹底することや、対策を多様化することが有効である。図 1 に内部溢水への対策例を示す。安全上重要な設備が設置されている部屋への浸水を防止するために、水密扉や浸水防止ダンパ等の設置や、壁貫通部の水密処理等が行われている。

火災についても、事故以前の防護策から対策を強化している。難燃ケーブル等の使用によって火災の発生を防止するとともに、複数の異なる原理の感知器を設けて速やかに火災を感知し、消火できるようにしている。また、異なる区分の安全設備の間には延焼を防止する壁等を設け、柏崎刈羽ではこれに 3 時間の耐火性能を持たせることとした。さらに、壁を貫通する配管等を通じて熱が伝わることで悪影響が生じないように、必要な措置を講じている。

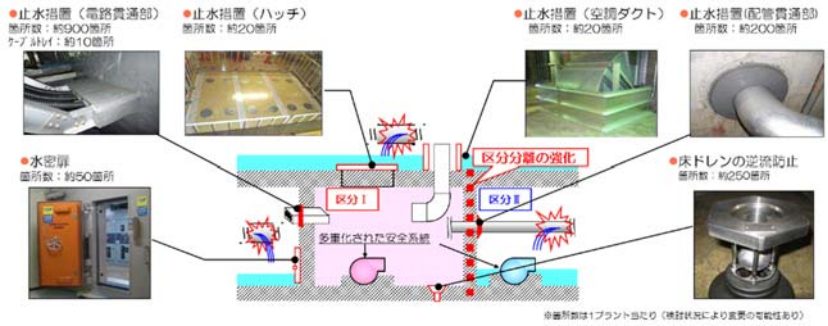


図 1　内部溢水対策の例

4. 設計を超える事態における事故進展防止

決定論的アプローチで保守的に設定する設計基準事故時の条件を超える事態を検討するために、確率論的リスク評価の手法を用いて、様々な事故進展の可能性と、その安全上の重要度を検討し、代表的な事故シーケンスを選定した。その検討概念を図 2 に示す。

そのうえで、設計基準事故に対処する安全設備とは独立で、可能な限り多様な対策を検討し、事故収束における人的活動の成立性（人数、時間、環境条件等）を確認した。図 3 に重大事故における対応の検討例を示す。事故発生から、時間経過に沿ってどんな認知と判断が可能であるか考え、とるべき対応措置を順次検討する。このようにして、どのような対応が有効か評価される。

こうして検討された事故進展防止の設備の例を、図 4 に示す。この例では、原子炉が高圧の状態から安定冷却を継続できるまで、設計基準事故に対処する安全設備とは独立の多種、多様な手段を用いて連続的に注水と除熱ができるようになっている。

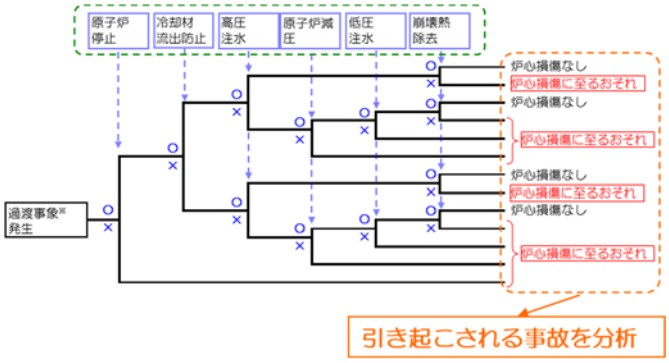


図 2 事故シーケンスの検討概念

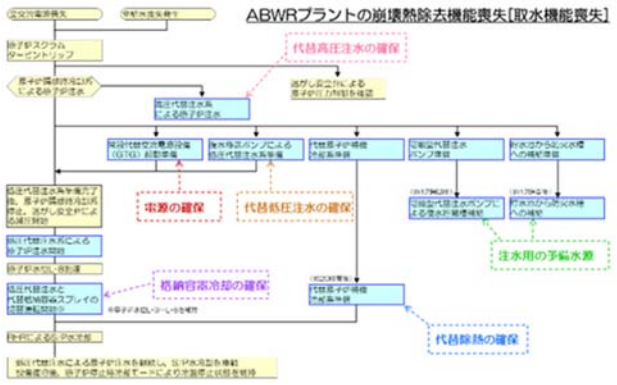


図 3　重大事故における対応の検討例

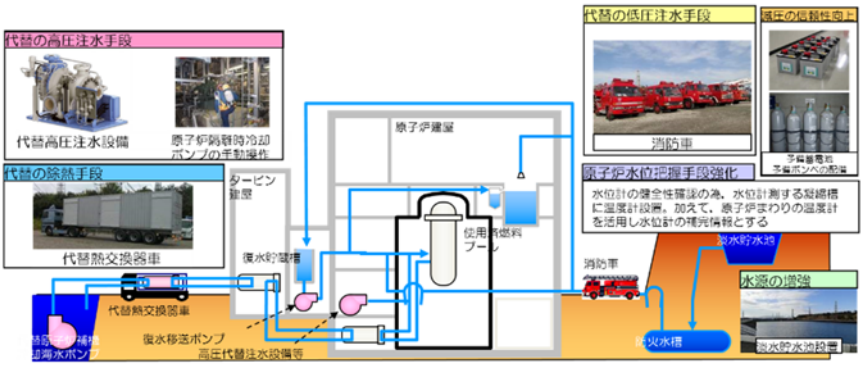


図 4　重大事故における多種、多様な注水、除熱手段の例

なお、消火系を用いた原子炉への代替注水は、平成 6 年 3 月に設置方針を決定して整備が進められ、新潟県中越沖地震後には消防車を接続できる送水口も各発電所に設けられていた。しかしながら、福島事故ではこの代替注水系の水の一部が、原子炉ではなくタービン設備側にもバイパスしていたことが事故後に判り、中央制御室から容易にバイパスルートを隔離できるように改善を加えた。

5. 放射性物質による周辺環境への影響緩和

上述の対策によっても重大な炉心損傷が防げない場合には、原子炉格納容器（以下、格納容器）によって周辺環境への影響を緩和しつつ、復旧による安全機能の回復（レジリエンス）につなぐ。

福島事故では 2 号機から放出された放射性物質が、周辺環境へ最も大きな影響を与えたとされているが[3]、その原因は格納容器ベントができず、高温蒸気環境下で格納容器上蓋フランジのシール材の復元力特性が劣化することで、格納容器内圧の上昇によるフランジ面の変形にシールが追従できなかったと推定されている[4]。これを受けて格納容器に用いられているシール材の耐熱、耐蒸気、耐放射線性等を再評価し、改良型 EPDM 等の材料が従来のシリコン系材料に代わって導入された。

また、重大事故時に代替手段で格納容器を冷却する代替循環冷却系を開発し、柏崎刈羽に導入した。図 5 にその概要を示すが、海水と熱交換できるシステムを搭載したトレーラをプラントに接続することで、代替注水ポンプ（復水移送ポンプ）でサプレッションプール水を冷却してから、格納容器内にスプレイすることができる。これにより、重大事故時に格納容器の温度、圧力の上昇を抑制することが可能になる。

さらに、代替循環冷却に失敗する場合には、格納容器のフィルタベントを行う。このシステムは川村ら[5][6]によって開発され、図 6 に示す構成で柏崎刈羽に導入されている。フィルタの除染係数の要求仕様は、粒子状物質と無機ヨウ素に対してそれぞれ 1000 以上、有機ヨウ素に対して 50 以上であるが、性能試験結果から、実力として粒子状物質に対しては 10000 以上、有機ヨウ素に対しては起動時の過渡的状況で 50 を切ることなく、起動直後を除く定常的な条件では 1000 以上であることが確認されている。

また、重大事故時にアルカリ薬液を格納容器に注入し、内部の水をアルカリ性に保つことで気体状ヨウ素の生成を抑制することができる[7][8]。この原理を応用し、格納容器 pH 制御システムを開発して、新規制基準対応以上の自主対策設備として柏崎刈羽に導入している。

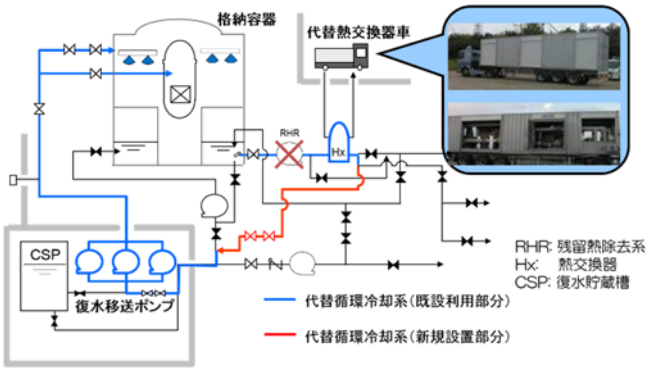


図 5　代替循環冷却系の系統構成

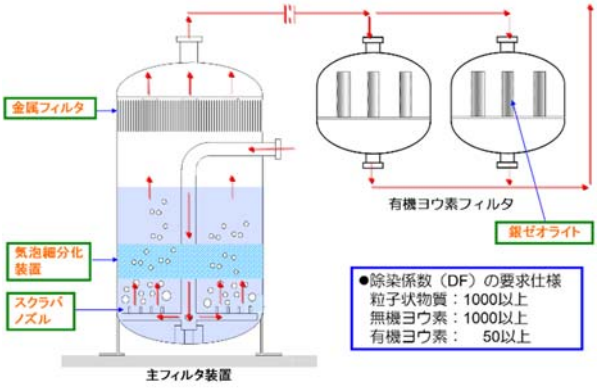


図 6　フィルタベント設備の構成

6. 複数プラント事故にも対応する組織能力

福島事故では複数プラントの緊急事態が同時に進行したこと、ならびに事前の想定を超えた事態が発生したことから、緊急時対応が困難になった。

東京電力における事故以前の緊急時組織では、発電所の緊急時対策本部長以下に、12 の機能班がフラットに配置されていた。事故を想定して定めた手順に従って対応できる場合には、各班が同時進行で迅速に活動を展開することができる体制だが、想定を超える事態においては、本部長が有効に管理できるスパンを超えてしまい、各班の活動の統制が取れなくなる弱点があった。そこで、Incident Command System（以下、ICS）[9]を原子力に初めて応用し、緊急時の主要機能を集約して階層化するとともに、管理スパンの適正化と指揮命

令系統の明確化を図る改善を行った。ICS は米国で自然災害対応の分野で発達してきた緊急時対応システムであり、想定を超えて事態の拡大が予測できない場合にも、柔軟に対応するための仕組みが備えられている。

ICS を応用した発電所の緊急時組織体制を図 7 に示す。この体制では、情報の収集・分析を行って、対応戦略を立案する機能が明確になっている。事前の想定を超える事態においては、限られた情報をもとに緊急時対応を開始し、対応を継続する中で得られた情報に基づいて随時戦略を改定し続けること、すなわち予め定めた対応戦略ではなく、戦略プランニングを継続する機能そのものが重要である。このことは、東日本大震災における福島第二原子力発電所（以下、福島第二）の緊急事態において、情報収集を継続して状況認知を高めつつ、対応の優先順位を明確にして事態収拾にあたった経験が示している[10]。

また、対応戦略の立案にあたっては、フェーズドアプローチを取っている。これは、福島事故でも福島第二の緊急事態でも、発災直後には対応リソースに制約があることや、安全確保の観点から現場活動に制約を生じたことを教訓とし、対応初期には恒設設備で対応しつつ、時間の経過とともに、可搬設備他の代替手段の導入や、発電所外からの支援を順次加えて対応の厚みを増す戦略である。図 8 にフェーズドアプローチの概念を示す。このように、現実的な制約条件を考慮して、事故対応が成立するように資材、要員、手順を時間とともに展開するのが、このアプローチの特徴である。

さらに、運転と復旧という従来は個別に分かれていた機能も、現場対応のオペレーション機能として統合された。これには、可搬設備の運用における運転と復旧の連携、レジリエンスに向けた復旧活動と当面の緩和オペレーションの連携などを改善する狙いがある。

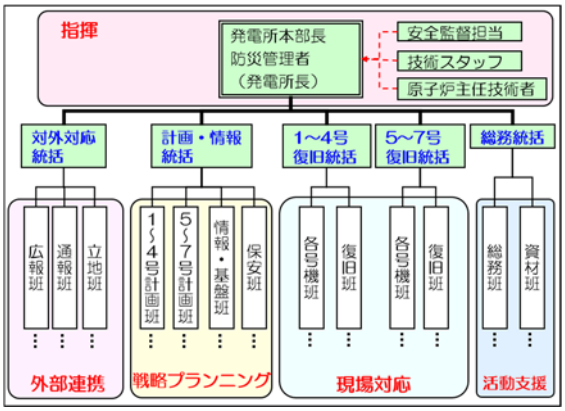


図 7　ICS を導入した緊急時組織の体制

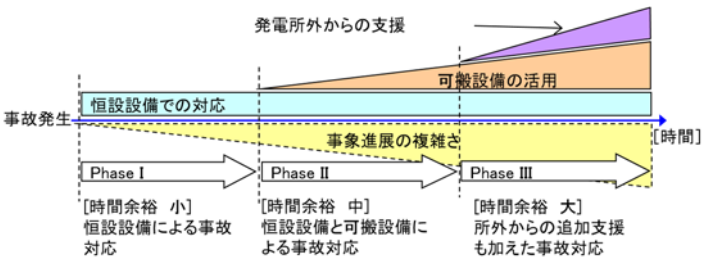


図 8　フェーズドアプローチによる事故対応

7. 新規制基準への適合性審査

福島事故後に強化された規制要件は、図 9 のとおりである[11]。上述の検討を踏まえた安全性強化策は、新規制基準の主要事項に対応する。これ以外の要件に対する諸対策も含め、柏崎刈羽原子力発電所 6、7 号機の安全性強化策は設置変更許可申請書に反映され、新規制基準への適合性が審査されている。審査は現在も継続されており、これまでの審査を反映した補正申請書が平成 29 年 6 月 16 日に提出されている。

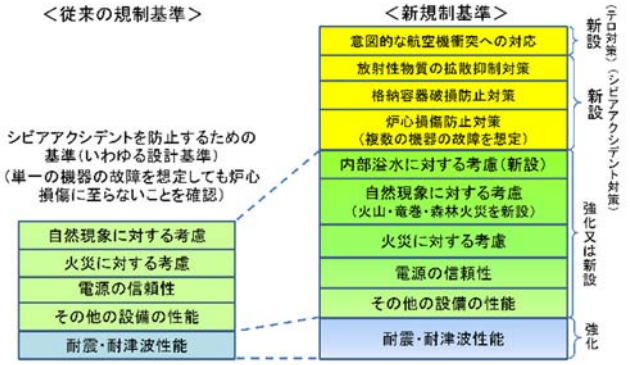


図 9　従来の規制基準と新規制基準との比較[11]

8. 結言

東京電力ホールディングスでは、福島事故を踏まえて安全性向上策を検討し、柏崎刈羽原子力発電所への適用を進めている。その内容の新規制基準への適合性審査は、現在進められているところである。引き続き、訓練および各種の評価を通じて安全性向上への有効性を高め、継続的な改善に取り組む方針である。

参考文献

[1] IAEA, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide SSG-3, 2010.
[2] Nuclear Regulatory Commission, “A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-2300, 2016
[3] 東京電力株式会社、“福島原子力事故調査報告書”、 2012.
[4] 川村慎一、大木俊、奈良林直、“福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.2、2016、pp.53-65.
[5] 川村慎一、木村剛生、大森修一、奈良林直、“原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.1、2016、pp.12-20.
[6] 川村慎一、木村剛生、渡邉史紀、平尾和紀、奈良林直、“原子炉格納容器フィルタベント用の有機ヨウ素フィルタの開発”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.4、2016、pp.192-209.
[7] L. Soffer, S. Burson, C. Ferrell, R. Lee, J. Ridgely, “Accident source terms for light-water nuclear power plants”, NUREG-1465, 1995.
[8] E. Beahm, C. Weber, T. Kress, G. Parker, “Iodine chemical forms in LWR severe accidents”, NUREG/CR-5732, 1992.
[9] Federal Emergency Management Agency, “Introduction to the incident command system”, ICS 100, 2010.
[10] 川村慎一、奈良林直、“東日本大震災における福島第二原子力発電所の緊急時対応の教訓を反映した原子力緊急時マネジメントシステムの改善”、日本原子力学会和文論文誌、Vol.15, No.2、2016、pp.84.-96.
[11] 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－”、原子力規制委員会 Web Site、https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf、2013.

*Shinichi Kawamura[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Nuclear Asset Management Department.

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について

Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

（2）原子力発電所の長期運転（運転期間延長）への対応について

(2) The Activities for Long Term Operation (Extension of Operating Period) for Nuclear Power Plants

*南 安彦[1]

[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

原子力発電所では、プラントの安全性・信頼性の維持向上のために、保全計画に基づく設備の点検や評価、必要な補修などの保守管理活動を継続的に実施しており、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえた機器の取替などを含む予防保全対策にも計画的に取り組んできている。その上で、高経年化対策制度に基づき、設備に想定される劣化事象に対する高経年化技術評価を実施し、60 年の運転期間を想定した設備の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく長期保守管理方針を策定するなどして、長期の運転への対応を図ってきた。

本稿では、ＰＷＲプラントの高浜１，２号機及び美浜３号機を具体例として、これまでの長期運転のために実施してきた取り組み、運転期間延長のための特別点検や設備の劣化評価の概要、新規制基準への適合に係る安全性向上対策、さらには今後の長期運転へ向けた取り組み等について紹介する。

2. これまでの高経年化への対応

原子力発電所では、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して故障等に至ることがないよう巡視点検や状態監視技術などの診断、ポンプなどの起動試験等の日々の点検活動による異常の早期発見に努めるとともに、定期事業者検査での詳細な非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検、必要な補修等を行う保守管理活動を品質保証体制の下で継続的に実施してきている。この中では、国内外の原子力発電所で発生したトラブルの知見や、長期運転を想定した劣化評価等に基づいて、故障に至る前に補修・取替等の予防保全対策活動も実施してきている。具体例として、高浜１，２号機では、これまで蒸気発生器や原子炉容器上蓋、燃料取替用水タンク、タービン、発電機や熱交換器等の大型機器や多くの配管等の取替を実施してきており、さらには、600 系ニッケル基合金に対する応力腐食割れへの対策として、原子炉容器等の管台溶接部への 690 系ニッケル基合金溶接やウォータージェットピーニングを行うなど劣化事象に対する予防保全対策を実施してきている。

原子力発電所の機器等設備の高経年化に対しては、設計時の余裕に加え、上記のような供用期間中の適切な保守管理活動の継続により 40 年を超える運転が十分に可能との認識の下、1996 年に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁が「高経年化に関する基本的な考え方」をまとめ、基本方針を示して以降、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づく高経年化対策制度が整備されてきた。具体的には、運転年数が 30 年を迎える時点から 10 年ごとに、安全機能を有する設備に対して 60 年の運転を想定した劣化事象に対する高経年化技術評価を実施し、評価結果に基づいて現状の保全項目に追加すべき新たな保全策を長期保守管理方針として策定（保安規定に明記）し、実施管理するようにしてきた。

高経年化技術評価は、日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準」と機器部品ごとに想定される経年劣化事象を整理した同基準の附属書“経年劣化メカニズムまとめ表”に基づいて実施している。

3. 運転期間延長への対応

運転期間延長認可制度は、原子力発電プラントの運転期間を運転開始から 40 年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1 回に限り最大 20 年まで延長できるとするものである。運転期間延長認可申請のためには、原子炉容器などに対する特別点検を実施し、それらの結果も踏まえた設備に対する 60 年を想定した劣化状況評価、長期の保守管理方針の策定が必要となり、運転期間延長の認可のためには、劣化状況評価の結果等が審査基準に適合するもの（60 年の劣化を考慮しても技術基準に適合するもの）である必要があり、規制基準への適合のための安全性向上対策などに係る工事計画の認可を得ている必要がある。以下では、高浜１，２号機、美浜３号機の運転期間延長への具体的な対応内容を述べる。

3-1. 特別点検

特別点検は、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリート構造物を対象に実施している。

原子炉容器に対しては、日本機械学会発電用原子力設備規格「維持規格」に基づいて定期的に各部の供用期間中検査を実施してきているが、運転期間延長のための特別点検として、運転開始以降初めて胴部炉心領域の母材部を含む全域に対して超音波探傷試験を実施するとともに、冷却材出入口ノズルの内面コーナ部（クラッド部）に対する渦流探傷試験、炉内計装用管台部の渦流探傷試験及び目視試験を実施し、欠陥などの異常がないことを確認した。

原子炉格納容器に対しては、直接または遠隔の目視点検により、格納容器鋼板の内外面に施している塗装の状況に異常のないことを確認した。

コンクリート構造物については、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋、取水構造物などからコンクリートコアサンプルを採取し、各種試験を行って、熱、放射線照射、中性化や塩分浸透などによるコンクリートの強度低下が生じていないことなどを確認した。

3-2. 劣化状況評価及び長期保守管理方針

劣化状況評価では、安全機能を有する設備を対象に、各設備を部品レベルまで展開、使用材料や環境条件などから想定される経年劣化事象を抽出整理して、60 年運転を想定した劣化に対する評価を実施、現状の保全方法の妥当性についても評価を行って、設備の健全性が維持確保されることを確認している。運転期間延長認可申請の審査においては、クラス１機器配管等の低サイクル疲労、原子炉容器の中性子照射脆化、炉内構造物に対する照射誘起型応力腐食割れ、２相ステンレス鋳鋼の熱時効、電気計装設備の絶縁低下及びコンクリート構造物の強度低下などの劣化事象に対する 60 年までの運転を想定した劣化状況評価の結果について、原子力規制委員会の定める基準へ適合するものであることが確認されている。劣化状況評価では、重大事故等時の環境や荷重等の条件を考慮するとともに、経年劣化を考慮した耐震／耐津波安全性評価についても実施している。

劣化状況評価の結果から、今後の運転期間において実施する必要のある長期保守管理方針を策定し、保安規定に明記している。具体例として、高浜１号機では、原子炉容器の監視試験の 50 年までの実施、運転過渡回数の継続的確認、原子炉格納容器内の一部ケーブルの取替、２次系配管のサポート強化を計画している。

3-3. 新規制基準への適合のための安全性向上対策及び自主的な最新技術導入対策

40 年を超える運転期間延長プラントについても、最新プラントと同様の規制基準への適合のための安全性向上対策が必要であり、地震、津波、竜巻、外部／内部火災などへの対策、重大事故等対処への対策を実施することとしている。特に、建設当時の設備設計対応の違いから、高浜１，２号機、美浜３号機特有の追加対策（非難燃ケーブルへの火災防護対策、高浜１，２号機原子炉格納容器上部への遮蔽設置など）を実施する。また、高浜１、２号機、美浜３号機においては、最新技術を適用した自主的な対策として、信頼性・保守性向上、運転員の操作・視認性向上などの観点から、中央制御盤を最新のデジタル方式のものへ取替る。

4. 今後の長期運転への取り組み

原子力発電所の長期運転のためには、保全活動の PDCA を確実に実施していくことが何より重要であり、今後は人材の育成を含み技術の維持継承も重要な課題と考えられるが、海外各国や IAEA（国際原子力機関）では、今後の 40 年を超える、さらには 60 年を超える長期運転を考慮して、信頼性の維持向上を図った長期運転への対応整備が精力的に進められており、我が国としても海外の取り組みに学び、各機関と協調して今後の高経年化へのさらなる対応を図っていくことが有効であり重要と考える。

設備の劣化評価や検査などの技術面では、国内外のトラブル事例や、IAEA が各国の経年劣化に関する知見・経験をまとめている I-GALL の活動などの最新知見を反映し、あるいは、各研究機関の実施する国際的な経年劣化に関する研究プロジェクト活動とも協調して、劣化評価手法のさらなる高度化、技術基盤の整備等に取り組んでいく必要がある。また、今後の材料の劣化研究については、廃止措置プラントからの実機材料を活用した有効な調査研究についても検討していく必要がある。

長期運転を支える運用管理の面からは、IAEA が積極的に活動を展開している各国の長期運転をサポートするためのマネジメントシステム等を含むピアレビュー（SALTO）の知見や、国内外事業者との情報交換を通じた良好事例に学び、運用管理の改善を図っていくことも必要と考えられる。

さらに、40 年を超える運転に際しては、地元や関係自治体の皆様をはじめ広くご理解を得ながら進めていくことが重要であり、継続的なコミュニケーション活動などを通じて、事業者の取り組みをわかりやすく丁寧に説明していくことに努めていく必要がある。

---

*Yasuhiko Minami[1]

[1]The Kansai Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Division.

2017年秋の大会

原子力発電部会セッション

国内原子力発電所における新規制基準、運転期間延長等への対応状況について
Status of response to new regulatory requirements and extension of operational period in the domestic nuclear power plants

(3) 川内原子力発電所 1 号機の安全性向上評価について

(3) Safety Improvement Assessment for Sendai Nuclear Power Station Unit 1

*江藤 和敏[1]
[1]九州電力株式会社　原子力発電本部

1. はじめに

川内原子力発電所 1 号機は、所謂「新規制基準への適合性審査」に国内で初めて合格、平成 27 年 9 月 10 日に通常運転に復帰、その後、約 13 ヶ月間、安全・安定運転を続けた。平成 28 年 10 月 6 日から施設定期検査を開始し、平成 29 年 1 月 6 日に終了、通常運転に復帰した。

再稼働した原子炉施設は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三の二十九に基づき、施設定期検査終了毎に、施設定期検査終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後 6 ヶ月以内に安全性向上評価を実施し、その後、原子力規制委員会に遅滞なく届け出ることとされており、国内で初めて平成 29 年 7 月 6 日に川内 1 号機の初回届出を行った。

本稿は、川内 1 号機安全性向上評価の初回届出内容を概説するものである。

2. 安全性向上評価の概要

簡素化した安全性向上評価のフローを第 1 図に示す。

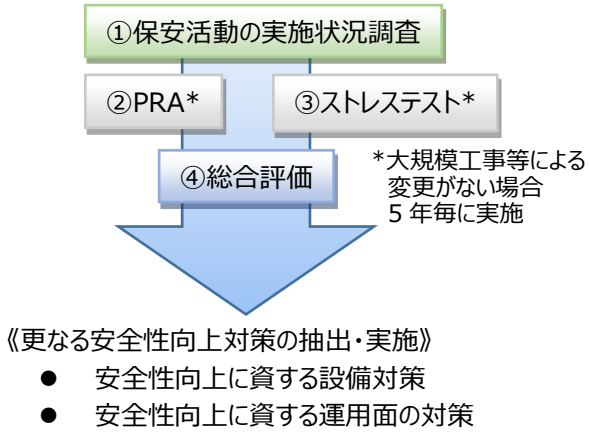
まず、①保安活動の実施状況調査を実施し、施設定期検査終了時点の発電所の状態（設備、運用）を調査する。

この調査結果に基づき、②確率論的リスク評価（PRA）、③安全裕度評価（所謂、ストレステスト）等により保安活動の効果を評価するとともに、安全性向上対策を抽出する。

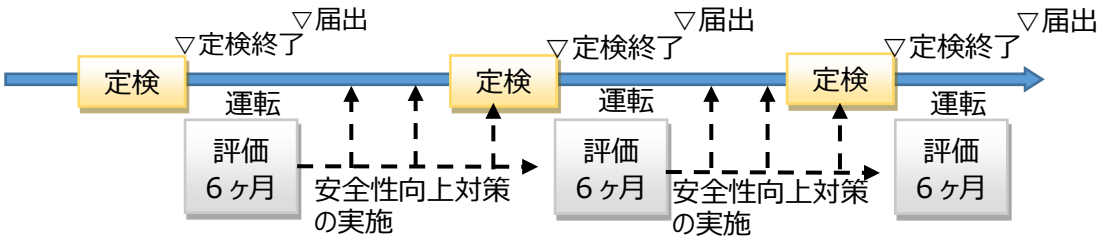
これらを踏まえ、④総合評価を実施し、安全性向上計画を策定する。

なお、PRA、ストレステストは、大規模工事等による変更がない場合、5 年毎に実施する。

第 2 図に安全性向上評価による継続的な安全性向上の仕組みを示す。安全性向上評価を施設定期検査毎に実施し、継続的に原子炉施設の安全性を向上させる。



第 1 図　安全性向上評価フロー



第 2 図　安全性向上評価による継続的な安全性向上

3. 安全性向上評価届出書の内容

安全性向上評価届出書記載事項は、原子力規制委員会が決定した「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（平成 29 年 3 月 29 日付け原規規発第 17032914 号）」に定められており、4 章構成となっている。この構成に沿って、以下に届出書の主な内容について述べる。

3-1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲

建設から施設定期検査終了時点までの設置許可、工事計画、保安規定の変更履歴を調査し、最新の許認可の状態を以下の構成でとりまとめた。

(1) 発電用原子炉施設概要
(2) 敷地特性
(3) 構築物、系統及び機器
(4) 保安のための管理体制及び管理事項
(5) 法令への適合性確認のための安全性評価結果

3-2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

前回の定期安全レビュー（Periodic Safety Review; PSR）の評価対象期間が平成 23 年 3 月迄だったことを考慮し、平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故以降の保安活動の実績、最新の科学的・技術的知見の反映状況を調査し、保安活動が適切かつ有効であることを確認した。

また、保安活動の結果として、安全性向上対策を抽出した。主なものを第 1 表に示す。

第 1 表　保安活動から抽出した主な安全性向上対策

	主な安全性向上対策	概要
保守管理	メタクラ*保護継電器のデジタル化	長期保守信頼性
	原子炉容器出口管台保全工事	国内運転経験の予防処置
緊急時措置	特別高圧開閉所の更新	回線数増強、高台移設による信頼性向上
	運転シミュレータへの重大事故解析コード導入	運転員の知識・技能向上
外部要請	敷地周辺地震観測装置の追加	地震動評価に関する信頼性向上

* メタルクラッドスイッチギアの略で、高圧電源スイッチのこと。

3-3. 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

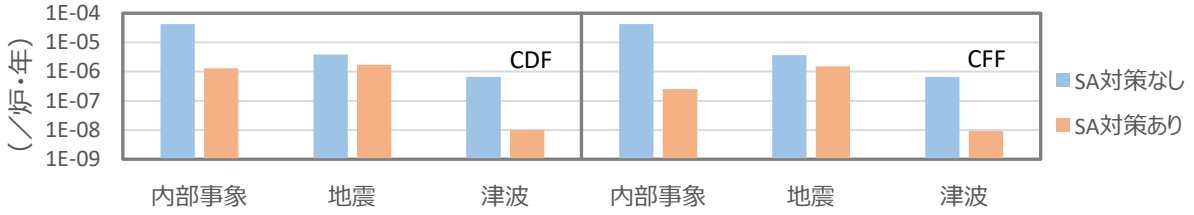
前 2 項で調査した発電所の最新の状態に基づき、確率論的リスク評価、安全裕度評価等を実施し、これらの評価結果から、安全性向上対策を抽出した。

(1) 確率論的リスク評価

炉心損傷頻度（Core Damage Frequency; CDF）、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency; CFF）等を評価した。また、Fussell-Vesely 重要度を活用し、安全性向上対策を抽出した。

a. 炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度の評価

施設定期検査終了時点での発電所の構築物、系統及び機器の状態に基づき炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度を評価した結果、第 3 図に示すとおり、従来から自主的に取り組んできた重大事故（SA）対策及び新規制基準への適合のための重大事故対策によるリスク低減効果が確認できた。



第 3 図　炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度の比較

b. Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度

格納容器が機能喪失する場合には、Cs-137 の放出量は 100TBq を超えると定性的に判断し、Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、格納容器機能喪失頻度と同じとした。

c. 敷地境界における実効線量

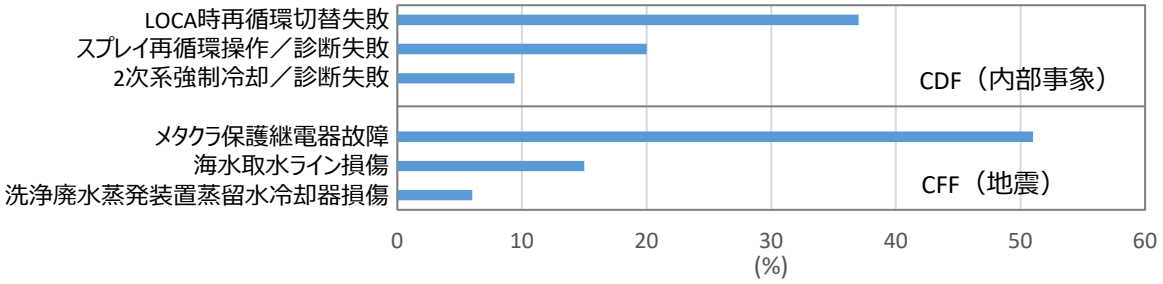
炉心損傷後に格納容器の機能が維持されている場合の 7 日間の敷地境界における実効線量を評価した。

この条件下で大気中に放出される最大の放射能量は約 3.2TBq となり、これを基に敷地内で観測した 1 年間の気象データを使用した年間の種々の気象条件を網羅するような気象シーケンスで敷地境界における 7 日間の実効線量を評価した。これらの結果から、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 43mSv となった。

d. 安全性向上対策の抽出

Fussell-Vesely（FV）重要度分析の例を第 4 図に示す。内部事象では操作失敗による非常用炉心冷却系再循環機能喪失、地震時ではメタクラ保護継電器故障の FV 重要度が高いことが分かった。

これらをもとに抽出した安全性向上対策を第 2 表に示す。



第 4 図　FV 重要度分析

第 2 表　PRA から抽出した安全性向上策

主な安全性向上対策	期待される効果
重要シナリオ（再循環切替）に対する教育・訓練の強化	事故時の再循環切替に対する運転員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。
メタクラ保護継電器のデジタル化	耐震信頼性向上により、地震時の CDF を 1.7×10^{-6}から 8.5×10^{-7}へ、CFF を 1.5×10^{-6}から 6.3×10^{-7}へ低減できる。

(2)　安全裕度評価

設計基準を超える地震、津波に対して、発電所がどこまで頑健性を確保できるかを確認するとともに、クリフエッジに到達した際の対応を検討した。また、これらの結果を踏まえ、安全性向上対策を抽出した。

a. 評価結果

地震、津波に対する出力時炉心の安全裕度評価結果を第 3 表に示す。

第 3 表　安全裕度評価結果

事象	クリフエッジ事象	クリフエッジ	クリフエッジに到達した際の対応
地震	タービン動補助給水ポンプから蒸気発生器への給水不能*	1029 Gal	駆動蒸気入口弁を手動で開弁し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を再開
津波	タービン動補助給水ポンプ故障による蒸気発生器への給水不能	15 m	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器又は炉心への注水

* 804Gal の地震でメタクラ保護継電器が故障し、非常用所内電源が喪失、冷却手段がなくなり炉心損傷に至るが、故障した保護継電器の除外処置により非常用所内電源を復旧させることができることから、このクリフエッジは回避できるとした。

b. 安全性向上対策の抽出

安全裕度評価から抽出した主な安全性向上対策を第 4 表に示す。

第 4 表 安全裕度評価から抽出した安全性向上対策

主な安全性向上対策	期待される効果
クリフエッジ到達後の措置を含む安全裕度評価結果の発電所員への教育・訓練	設計を超える自然現象に対する緊急時対策要員の対応能力を向上できる。
メタクラ保護継電器のデジタル化	地震によって故障する保護継電器の除外処置が不要となる。

3-4. 総合的な評定

保安活動の実施状況調査、確率論的リスク評価、安全裕度評価等の結果を踏まえ、総合評定を実施し、安全性向上計画を策定した。

(1) 総合評定

- 川内 1 号機は、高い運転実績を残しており、これは運転開始以降、当社が保安活動を確実に実施していることによると考えられる。
- 今後実施すべき安全性向上対策が抽出されたが、いずれも保安活動の欠陥によるものではなく、プラントの安全性をさらに向上させるためのものである。
- 今後も、保安活動の確実な実施を基本に、リスク情報を活用しつつ、原子力発電所のリスクを合理的に実行できる限り低減させていく。

(2) 安全性向上計画

抽出した主な安全性向上対策の実施計画を第 5 表に示す。

第 5 表 主な安全性向上対策と実施計画

主な安全性向上対策	実施時期
メタクラ保護継電器のデジタル化	第 23(次回)~26 回定検
原子炉容器出口管台保全工事	第 23 回定検
特別高圧開閉所の更新	2023 年 7 月
運転シミュレータへの重大事故解析コード導入	2018 年 7 月
敷地周辺地震観測装置の追加	今年度中
重要シナリオ(再循環切替)に対する教育・訓練の強化	届出後遅滞なく
クリフエッジ到達後の措置を含む安全裕度評価結果の発電所員への教育・訓練	届出後遅滞なく

4. 結言

今後、原子力規制委員会において、運用ガイドに基づく確認が行われるとともに、他プラントへの反映も念頭においた今後の安全性向上評価の継続的な改善に向けた議論等を行うことを目的として、「実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合」を開催するとされており、これらに真摯に対応し、安全性向上評価についても継続的に改善する。

* Kazutoshi Eto[1]

[1] Kyushu Electric Power Co., Inc., Nuclear Power Generation Division.

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

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Open Hall - B1 Block

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

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

[3C_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[3C_PL03] Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Shinji Saito[1] (1. TEPCO HD)

[3C_PL04] Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Naoaki Okuzumi[1] (1. IRID)

[3C_PL05] The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*Katsuki Takiguchi[1] (1. Professor Emeritus at Tokyo Tech)

[3C_PL06] The report from a waste examination subcommittee

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

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の活動について

Activity for Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

*宮野　廣

廃炉検討委員会委員長、法政大学

2011 年の福島第一原子力発電所の事故から６年が経過しました。この事故炉の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期に亘り継続されるもので、国を挙げて取り組む事業、重要な国家プロジェクトであります。内閣、経済産業大臣を頂点とする組織体系が整えられ、予想される技術的な困難さから、世界がその進展に関心と懸念を示す中、世界の英知を集め、事業を進める体制を作っております。原子力学会は、原子力分野に携わるものとして、また原子力分野の専門家として、積極的な貢献を行わなければならないと考えるものです。このような事故炉の廃炉は世界でも初めてのことであり、極めて難しい課題であります。広い分野の「学」の総力を挙げた取り組みが必須と言えます。

原子力学会では、事故直後から事故調査委員会を立ち上げ、事故の原因分析と反省をとりまとめ事故報告書を発刊しました。それに基づき体制を整え、長期に取り組む観点から、2014 年に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」（以下「廃炉委」という。）を理事会直結の組織として設置いたしました。

廃炉委の主な目的は、このような福島第一の廃炉に向けての政府及び事業者等の活動が安全、かつ円滑に進められ、地元の復興に結びつくよう、課題の抽出と対応策の検討など、広く学の知恵を集め、それぞれの専門性を生かした活動を行い、有用な提言、提案を提示することであります。

現在、５つの分科会を設置し、活動を加速させています。

〇プロジェクトの方針とロードマップ

このプロジェクトの主な方針は、－①リスクを低減する施策を取る。②汚染水の処理は速やかに実施する。③格納容器内に貯まった溶融燃料（デブリ）の取り出しは用意周到に準備し、安全・確実・慎重に対処する。④多くの廃棄物は長期的視野に立って対処する。－であります。このような方針の下、当面のロードマップでのマイルストーンを、まず使用済燃料の設備からの搬出を 2021 年までに終える。2017 年夏ごろをめざしデブリ取り出しの工法の方針を検討して 2018 年上期には工法を選定する。2021 年頃から燃料デブリの取り出しを始めることとしています。

〇技術開発のポイント

開発のポイントは、①リスクを分析し、評価法を確立、②建屋、格納容器などの構造物の長期にわたる健全性の確認、③燃料デブリの調査とその取り出し工法の確立、④大量に溜まった処理水の処置や大量の放射性廃棄物の処理・処分、などであります。

〇分科会の活動ほか

原子力学会では、広く「学」の力を集め、これに貢献しなければなりません。廃炉委員会では、他の学協会の協力を得て、協働し課題の解決に向き合っていきたいと考えています。そのために、①リスク評価分科会－リスク要因の分析や評価法の確立、②建屋の構造性能分科会－健全性の確認、評価基準の検討、③ロボット分科会－工法に適用するロボット技術の検討、④事故提言・課題フォロー分科会－燃料の破損

過程などの未解決の技術課題の解明、⑤廃棄物検討分科会－廃炉で排出される多量の放射性廃棄物の処分法の検討、を設置し、英知を集めた活動を進めています。

*Hiroshi MIYANO
Hosei Univ.

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉 今後の計画

Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP, the Future Plan

*福田　俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、中長期的な廃炉戦略として「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（戦略プラン）を取りまとめており、これまでに戦略プラン 2015・戦略プラン 2016 を公表した。以下で、戦略プラン 2017（公表予定）の全体像を紹介する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉　今後の計画（戦略プラン 2017 の全体像）

(1)はじめに

NDF は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」及び「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を実施している。2017 年 5 月には原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律が成立し、NDF は東京電力ホールディングス（株）による廃炉の実施の管理・監督を行う主体として、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③廃炉等積立金制度に基づく着実な作業管理等に当たることとなり、プロジェクトマネジメント等の面において、これまで以上に役割や責任が増大すると見込まれる。

(2)戦略プランについて

①戦略プランの目的及び位置付け

戦略プランは、政府が策定する「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資するための技術的根拠を与えることを目的としている。戦略プラン 2017 においては、特に中長期ロードマップ（2015 年 6 月 12 日改訂）に示されたマイルストーンのうち「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」及び固体廃棄物の「処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ」に対して戦略的な提案を行う。

②戦略プランの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉における基本方針は「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」であり、5 つの基本的考え方（安全・確実・合理的・迅速・現場志向）を考慮して取組を進めることが重要である。

(3)放射性物質に起因するリスクの低減戦略

リスク低減の原則は、リスク源に起因する人の健康や環境に対する影響度及び起こりやすさを低減する活動・手段を組み合わせて、リスクレベルを速やかに低減し、リスクレベルが十分に低い状態を確保し維持することである。

戦略プラン 2017 では、福島第一原子力発電所に存在する主要なリスク源を特定した上で、英国原子力廃止措置機関が開発した SED（Safety and Environmental Detriment）スコアを参考に、リスクレベルの推定・評価を行う。その結果、リスク低減措置を検討することが適切とされるリスク源に対しては、

現状の取組を整理した上でリスク低減戦略について述べる。一時的にリスクレベルが増加する可能性のあるリスク低減措置を実施する場合、一時的なリスクレベル増加の抑制は現存するリスクの速やかな低減及び作業員の被ばく低減を総合的に判断して慎重に行うべきである。

(4)燃料デブリ取り出し分野

現在、燃料デブリは一定の安定状態を維持しているが、「不確かさ」「不安定さ」「不十分な管理」というリスク管理上の困難を抱えている。燃料デブリ取り出しは、このような状況を抜本的に改善して、より安定で安全な状態に持ち込むための方策である。

戦略プラン 2017 では、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言及び方針決定以降の取組を提示する。燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言を行うために、燃料デブリ取り出しにおける安全確保の基本的考え方・燃料デブリ分布の推定を含む号機ごとのプラント状況・燃料デブリの有するリスクを整理する。また、燃料デブリ取り出し工法実現のための技術要件を示した上で、戦略プラン 2016 で示した 3 つの重点工法（①冠水－上アクセス工法、②気中－上アクセス工法、③気中－横アクセス工法）に対する実現性検討と 5 つの基本的考え方による総合評価を行う。

また、方針決定以降の取組では、中長期ロードマップ上のマイルストーンである「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」や実際の工事計画立案の加速化に向けて重点的に取り組むべき事項を提示する。

(5)廃棄物対策分野

福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物は、通常の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なると考えられる。このため、性状把握が行われ、処理・処分に向けた検討が行われており、リスク低減の考え方に則って保管対策が実施されている。

戦略プラン 2017 では、このような取組によって性状に関する情報が蓄積されつつある現状を踏まえ、放射性廃棄物における安全確保の国際的な考え方を整理した上で、固体廃棄物対策への対応方針を示す。

(6)研究開発への取組

福島第一原子力発電所の廃炉は技術難度が極めて高く、これまでにないチャレンジングな課題を多く伴うものであり、中長期ロードマップに基づく各種対策を着実に実施するためには、これらを解決する新たな技術開発や現場への適用を目指した信頼性が高い技術が必要である。

戦略プラン 2017 では、研究開発の基本的な方針・全体像を示した上で、廃炉作業への適用に向けた研究開発の推進について述べる。また、研究開発の連携強化として、NDF に設置した研究連携タスクフォースでの議論によって抽出した「重要研究開発課題」を示し、その戦略的推進について述べる他、中長期を見通した研究開発基盤の構築や人材の育成・確保の必要性について触れる。

(7)国際連携の強化

海外の廃止措置等に関する叡智の結集と活用、コミュニケーションの活性化を図るための国際社会への積極的な情報発信、効果的に国際連携を進めるための国内関係機関との密接な連携について述べる。

(8)今後の廃炉プロジェクトの進め方

今後、福島第一原子力発電所の廃炉は更に一歩進んだフェーズへと移行し、技術難度の高い取組が本格化していく中で、プロジェクトマネジメントの重要性は増大していくこととなる。

戦略プラン 2017 では、廃炉の取組を着実に進めていくため重要となるプロジェクトマネジメント機能の強化、社会との関係、プロジェクト継続性への配慮について述べる。

---

*Toshihiko Fukuda

NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉の現状

Status of progress of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*齊藤　慎二

東京電力ホールディング株式会社

1. はじめに

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

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

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに 3 回改訂がなされ、最新の第 3 回改訂版は、2015 年 6 月 12 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚会議にて決定された。本改訂の主要なポイントは以下のとおりである。

① リスク低減の重視

② 目標工程（マイルストーン）の明確化

③ 地元との信頼関係の強化　など

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している（対策実施前で約 400m3／日）。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の 3 つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の 62 核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等 7 種類の設備により、汚染水（RO 濃縮塩水）の浄化を進め、2015 年 5 月 27 日には、RO 濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、2015 年度末において、敷地境界での追加的な実効線量を 1mSv/年未満に低減することを達成した。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で 2014 年 5 月 21 日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを 2015 年 9 月 3 日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月 14 日より排水を開

始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるよう、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の 2 系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化対策を行っている。

また、１～４号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約 1,500m）については、2016 年 3 月 31 日から海側の全面閉合を開始、同年 10 月に凍結を完了。山側については、2016 年 6 月から 95%の閉合を開始し、段階的に閉合を進めている。2017 年 6 月 26 日に全面閉合に向け凍結操作を実施していなかった最後の 1 か所の閉合の開始に向け実施計画の申請を行った。

これら、地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している（2017 年 3 月~6 月の実績で 120~130m3／日程度）。今後も引き続き、水質、地下水位／建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレンの運用を継続すると共に、陸側遮水壁の早期の凍結・閉合を目指す。

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

海側遮水壁については、地下水ドレン、サブドレンによる地下水の汲み上げ、浄化・移送が安定的に実施できることを確認した後、2015 年 10 月 26 日に閉合した。

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

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

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

1 号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015 年 7 月から 10 月に屋根カバーの撤去、2016 年 9 月から 11 月に壁パネル撤去、2017 年 3 月から 5 月に柱・梁の取り外しを完了した。現在、ガレキ撤去を進める作業計画立案のため、オペレーティングフロアガレキ状況調査を実施している。

2 号機は、2015 年 9 月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年 11 月、早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減、作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。引き続き、プール内の燃料と燃料デブリの取り出し用コンテナを共用するプランと個別に設置するプランの検討等を並行して検討している。

3 号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015 年 11 月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016 年 12 月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017 年 1 月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018 年中頃の燃料の取り出し開始を目指す。

5. 燃料デブリ取り出し

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

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

（1）　原子炉格納容器内等の状況把握

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

1 号機格納容器内の調査は、2012 年 10 月、2015 年 4 月、2017 年 3 月に実施した。2015 年 4 月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内 1 階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017 年 3 月の調査では、地下 1 階面のペデスタル外の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。

2 号機については、2012 年 1 月、2012 年 3 月、2013 年 8 月、2017 年 1～2 月に調査を実施した。2017 年 1～2 月の調査では、ペデスタル内のグレーチングの脱落、変形、堆積物を確認した。また、ペデスタル入り口付近の CRD ハウジングサポートには大きな損傷は見られないことを確認した。

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

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

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

（2）　燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

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

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するための設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

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

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

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

*Shinji, Saito

Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告
Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP

福島第一原子力発電所廃炉に向けたIRIDによる技術開発の現状

Current Status of IRID R&D Project for Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*奥住　直明
技術研究組合　国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所廃炉に際して、最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取出しである。本報告では燃料デブリ取出しに関わる技術開発状況について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所事故、廃炉、燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉は、廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定を行う「原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」、事業者の「東京電力ホールディングス福島第一廃炉推進カンパニー」、研究開発を実施する「IRID」の３者が緊密に連携し、国を含む４者が一体となって取り組む体制となっている。IRIDは福島第一原子力発電所の廃炉に必要となる研究開発に中心的にかかわる１８法人が集まった組織体である。IRIDが進める主な研究開発は「燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発」、「放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発」、「使用済み燃料プールからの燃料取り出しに係る研究開発」の３つがある。安全かつ着実な作業を可能とするシステムを構築するためには、①燃料デブリの所在やプラントの損傷状態等の綿密な調査、②原子力安全リスクの想定と対処及び検証、③高放射線環境、きょうあい部、水中、暗所等の環境での信頼性の高い遠隔作業の技術等が必要とされ、開発を続けている。本稿では、燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発についての進捗状況等を述べる。

2. 研究の進捗と展望

燃料デブリ取出し準備に係る研究開発としては、主に調査と取出しの観点から研究に取り組んでいる。格納容器内の燃料デブリを直接的に検知するための技術開発を進めており、1号機においては2014/4月及び2017/3月に格納容器内部へロボットを侵入させることに成功し、２号機においては2017/1月に圧力容器直下（ペデスタル内側）の調査を実施した。また、３号機においても本年７月に水中遊泳ロボットによるペデスタル内側燃料デブリ調査を実施した。これらのロボットによる調査と、先に実施のミュオンによる調査結果も踏まえて、次のステップでは燃料デブリへ直接アクセスし、分布状態や組成の調査を進めていく計画である。このためには、ロボット技術をさらに高度化するともに、圧力容器内へのアクセス方法や高放射線下での各種計測技術等の開発を引き続き進めていく必要がある。燃料デブリ取出し技術の開発については、原子炉内や格納容器内での燃料デブリへのアクセス、切削、収集、格納、搬出そして保管といったすべてのプロセスを遠隔で行う要素技術の開発を進めている。一方で、燃料デブリの取出しは単に要素技術を組み合せるのでなく、原子力安全リスクを想定しかつリスクマネージメントが可能なように設計されることや、さらに保管、廃棄物、所要期間、コストなどを見据える必要がある。メンテナンスや長期的な作業を着実に行ってゆけるような構成も重要である。IRIDでは遠隔除染、健全性評価、止水、臨界

管理、燃料デブリ性状把握、移送・収納管等の各プロジェクトが燃料デブリ取り出しを支援し、安全で着実な廃炉作業を可能とする技術開発を進めている。

3. 今後の進め方

極めて困難な廃炉事業を進めてゆくために IRID は国内外の叡智を結集し、研究開発を進めていく所存である。とりわけ、破損燃料の取り出し・保管作業等を実施している海外機関には、ハードウェアのみならず、安全管理やプロセス等の実績についても大いに期待し、今後も緊密な連携を構築、維持して安全かつ着実な廃炉のための技術開発を行っていく。

---

*Naoaki Okuzumi

International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

建屋の構造性能検討分科会からの報告

The report from a building structure soundness evaluation subcommittee

*瀧口克己

東京工業大学・名誉教授

１．活動の輪郭

約 2 年間にわたる本分科会の活動を概観し、近い将来を含めた当面の活動計画を述べる。目的、方針、委員構成、学会における組織的位置付け、等の基本事項を踏まえて、委員会活動の成果のイメージに言及する。

何をやりたいのか、何ができそうなのか、何ができそうでないのか、どうやって社会に働きかけていくのか、等を論ずることになる。

２．知見の精度・要求される機能・許容する変形

検討すべき構造性能の主たるものは耐震である。対象とする期間中に襲来する地震の強さ、現状の構造物の特性、構造物特性の経時変化、等に関して、我々が現在有している知見の水準は十分に高いとは言い難い。

断層に関する調査、構造・材料実験、解析手法の開発、いずれも高度化の余地大である。ただし、これはものづくりの宿命であり、どのようにバランスをとって行くのかが論点となる。

具体的な問題点を示し、想定すべき地震動の強さ・要求される機能・許容する変形の関連性、および、各項目をどのように考えるかを論ずる。

３．中間報告・2017 年版

本分科会では、約 2 年間の議論を踏まえて、「中間報告・2017 年版」を纏めようとしている。その概要を報告する。

課題の羅列になることをも恐れず、その時点、時点で可能な部分を纏め、広範囲の方々に分科会としての意見を開示していくことが重要であると考えている。

2017 年版では、3 号機建屋を代表建屋とし、その耐震安全性をどう評価するかを論考する。対象期間は燃料プールの燃料取り出し開始までとする。

この中間報告では、これからの課題と分科会の方向についても記述される。多くの課題があり、本分科会で取り扱うのが適切であろうと思われる部位の一つがペデスタルである。ペデスタルは「建屋」ではなく格納容器内の構造物であるが、鉄筋コンクリート製であるのが理由である。

---

*Katsuki Takiguchi

Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

2017年秋の大会

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」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

廃棄物検討分科会からの報告

The report from a subcommittee for radioactive waste management

*柳原　敏

福井大学，附属国際原子力工学研究所

1. はじめに

廃棄物検討分科会は平成 28 年 5 月から福島第一原子力発電所（1F）廃炉等で発生する放射性廃棄物の対策のあり方（放射性廃棄物管理シナリオの分析）に係る検討を進めている。検討の内容は、廃棄物発生量の予測と特性評価、廃棄物管理シナリオの想定と分析などから構成される。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が必要であり、各種作業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。本報告ではこれまでの検討と今後の計画について紹介する。

2. 検討方法

1F 廃炉で発生する放射性廃棄物の管理では、事故対応からサイト修復までの一連の取組を総合して検討する必要がある。また、廃炉・環境修復の計画検討においては放射性廃棄物管理シナリオの最適化が必須の課題である。そこで、事故炉の廃止措置及び原子力サイトの環境修復に係る報告書をレビューするとともに 1F における廃棄物管理の現状調査を進めた。特に、廃炉・環境修復の幾つかのエンドポイントに対して基本的な廃棄物管理シナリオを出来るだけ定量的に評価することを目的に検討を進めている。

3. 報告書レビュー

幾つかの報告書では、事故後の活動を事故対応、安定化、事故後クリーンアップ、(安全貯蔵)、施設解体（廃止措置)、環境修復などに分類して、廃棄物管理に係る長期戦略を決定することの重要性が指摘された（例えば、[1]、[2])。また、長期戦略の検討にはこのためには施設解体（廃止措置）やサイト環境修復のエンドステートを明らかにすることの重要性についても指摘されている。

4. シナリオの検討

事故後の様々な活動（燃料デブリ取出などを含む）で発生する放射性廃棄物は 1F サイトに保管され、特性調査、安定化処理、減容処理、廃棄体化処理などが実施されることになる。放射性廃棄物対策では 1F サイトの地理的条件や既存施設の状況などから、サイトを幾つかの領域に区分して、除染、廃棄物の貯蔵、廃棄物処理などに係る活動が実施されてきた。そこで、廃棄物管理シナリオの検討では区分した領域ごとに事故対応から環境修復までの活動に対して時間軸をパラメータに廃棄物発生量の予測及び廃棄物管理の安全性、経済性、社会的受容性に関する評価を行う。

参考文献

[1] IAEA, Experience and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of accidents, 2014

[2] OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable　Remediation of Nuclear Installations, 2016

*Satoshi Yanagiharao, University of Fukui

Planning Lecture | Over view Report：Over View Report 4 - Tokyo Institute of Technology

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D B31 - B3 Block

[3D_PL] Global Human Resource Development Program for Nuclear Sefety and Security

Chair: Yoichi Tamagawa (Univ. of Fukui)

[3D_PL01] Overview and Achievement

*Masaki Saito[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL02] Domestic and Oversea Internships

*Kota Kawai[1] (1. Tokyo Tech)

[3D_PL03] Opinions from the External Evaluation Committee

*Kazuhiko Kudo[1] (1. Kyushu Univ.)

[3D_PL04] Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Tech)

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

(1) 全体概要と成果

(1) Overview and Achievement

*齊藤　正樹
東工大

1. はじめに

総合講演･報告として、現在進めている教育プログラム**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」**について、平成 29 年 3 月に第 1 期生 3 名が無事修了した。これを機に本プログラムの概要、活動、成果等について報告し、原子力グローバル・リーダー教育方法を原子力界で広く共有して貰い、今後の原子力高等教育に資することを目的として、以下の発表をシリーズで行う。

(1) 全体概要と成果
(2) 国内外インターンシップ
(3) 外部評価委員等からの意見
(4) 東工大教育改革等への展開

2. 全体概要

本教育プログラムは、平成 23 年 11 月末に、文部科学省リーディング大学院オンリーワン型の教育プログラムとして採択された博士・修士一貫型の教育プログラムである。本教育プログラムの目的は「人類の生存基盤を脅かす核拡散、核テロ、大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機」の分野において、高い国際交渉能力を有し、国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント」を養成**することである。

本学位プログラムでは、深い専門性はもとより、幅広い社会性や国際性を備え、更に豊かな人間性を養い、時代の流れを俯瞰しながら「高い志を持って、人々のために、社会のために、世界のために、貢献するリーダー」を育成することを教育目標としている。

プログラムの特徴

本教育プログラムでは、深い専門性のみならず幅広い社会性や国際性を養うために、通常課程の**①「原子力基礎・専門科目群」**に加えて、リスクコミュニケーション、緊急時対応、危機管理等の課題を広く修得する**②「道場科目群」**のほか、原子炉過酷事象対応実習、放射性物質環境動態実習、核セキュリティ実習、福島地区での放射線測定実習等の**③「原子力安全・セキュリティ科目群」**、ボランティア活動、社会的責任、技術者倫理科目等の**④「社会コミュニケ―ション科目群」**、更に、幅広い社会性と強い国際力を養うために**⑤「高等国際教養科目群」**（国際政治学、国際法、経済、哲学、芸術、歴史、文化、語学（2 カ国語）等）、**⑥「国内インターンシップ（3 カ月～6 ヶ月）」及び「国際インターンシップ（10 ヶ月～1 年間）」**を必修としている。更に、科学と社会とのコミュニケーション能力を修得するために、学生によるサイエンス・カフェの実施を義務付けている。

また、本教育プログラムでは、**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**を「東京国際交流館」の一部を借り上げて開設し、厳選されて入門した道場学生は教員と一緒に住み、切磋琢磨する道場生活（「道場自主ゼミ」原則英語）を体験することにより、ディベート能力や国際交渉力を向上させる新しい教育環境を整備している。また、道場学生は東京国際交流館のレジデント・アシスタントとして、同館に入居し

ている一般の留学生や海外からの研究者及びその家族の生活の支援をすることによって、国際力の強化を図っている。

更に、国際シンポジウム・セミナー等を開催し、道場学生が海外から参加した学生等や国内外の第一級の専門家達と積極的に討議することを通じて、原子力の安全性・核セキュリティ・核不拡散に関する専門的知識の修得のみならず、**「高い国際交渉力を有するグローバル・リーダー」**を目指した国際力の強化を図っている。

専門力以外に修了者が修得する能力

専門力以外に修了者が修得する能力として、以下の能力の養成を行っている。

① **国際性の養成**：**「国際インターンシップ」、「国際シンポジウム・セミナー」**（毎年 1 回開催：国内外の第一級の専門家による講演と討論や国内外の学生や若手研究者・技術者等の受講生と討論）、**「海外研修（欧州、米国、ロシア、アジア）」**（国際機関や研究機関の訪問及び海外の大学等での学生交流（研究発表や討論））、**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**がある「東京国際交流館」の留学生等を対象にした**「サイエンス・カフェ（英語で実施）」**等を通して、**ディベート能力・国際交渉力**を修得している。

② **社会性の養成**：必修科目としている被災地での**ボランティア活動**や**リスクコミュニケーション**等の科目や東京国際交流館での**レジデント・アシスタント活動**（留学生等の生活支援など）を通じて、幅広い社会性を養っている。

③ **俯瞰力の養成**：**「道場自主ゼミ（英語で実施）」**では、**国際的、政治的、社会的な「時事問題」**をテーマとして、学生が自主的に企画・運営・討議し、**時代の流れを俯瞰する力**を養っている。また、**海外研修**において、研修先の**日本大使館等**を訪問し、訪問国の政治、経済、社会情勢などを学び、**グローバルな俯瞰力**を養っている。

④ **豊かな人間性（品格）の養成**：必修としている教養科目（国際政治、国際法、経済、哲学、歴史、文化、芸術、英語、フランス語など）や**全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」**に教員も学生と共に住み、切磋琢磨する道場生活を体験することにより、**学生がリーダーとしての自覚を認識する**とともに、**豊かな人間性（品格）**を養っている。

以上をまとめると、本学位プログラムでは**専門性はもとより「総合的な人間力」**を修得する教育環境を構築し、**原子力グローバル・リーダー**を養成している。

3. これまでの成果

第 1 期生を例にとると、第 1 選抜を経て平成 24 年 10 月に 8 名が本プログラムに所属し、その内 4 名が第 2 次選抜を経て平成 26 年 4 月に博士後期課程に進学し、そして 3 名が平成 29 年 3 月に本プログラムを無事修了し、産業界あるいは研究機関（正規職員）へと巣立っていった。修士課程修了時の単位取得数は、原子核工学専攻の修了要件が 34 単位に対して、8 名の平均は 60 単位を越えている。これは、本プログラム独自の上記授業科目を履修した結果である。博士後期課程でも修了者 3 名ともに 25 単位以上を取得し、通常学生よりも 15 単位程度多く取得している。博士論文審査には、専攻で決める審査委員 5 名に加えて、本プログラムから国内外の 3 名の審査委員に初期・中間・最終の審査をお願いしている。このように、**充実したコースワークと博士論文研究の両方を修了した原子力グローバル・リーダー**を目指す新しいタイプの学生を輩出することができたのは本プログラムの大きな成果である。

なお、**本学位プログラム修了前に、修了予定者は「私のグローバル・リーダー像」について発表し、討議することにより、本学位プログラムで履修した成果を確認している。**

*Masaki Saito
Tokyo Tech

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（2）国内外インターンシップ

(2) Domestic and Oversea Internships

*川合　康太
東工大

1. はじめに

平成 23 年より開始した**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」教育プログラム**では，養成する人材像として「人類の生存基盤を脅かす核拡散，核テロ，大規模な原子力災害や緊急被ばく問題等のグローバルな原子力危機の分野において，高い知見と強い指導力，国際交渉能力を有し，国内外の原子力関連の産官学界で国際的リーダーとして活躍する人材（グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント)」を掲げている．本教育プログラムに所属した学生は，原子力に関連した科目の履修や修士・博士論文研究により深い専門性を養うだけでなく，社会性や国際性を養うための多様で特色のあるカリキュラムで学ぶことにより，上述した人材像となるべく邁進している．その中で，幅広い社会性，強い国際力を養うことを目的として，国内インターンシップ（3 カ月～6 カ月），国際インターンシップ（6 カ月～1 年）が博士後期課程で義務づけられている．インターンシップは，産業界等での就業経験が原則であるが，東工大では海外の研究機関や大学，国内の研究機関でのインターンシップを認めている．本プログラムでの国内外インターンシップは合計で 9 カ月～18 カ月と長期間となるため，インターンシップの成果を博士論文研究へと反映させることが推奨されている．実際に国内インターンシップでは主に産業界や研究機関への派遣，国際インターンシップでは大学や研究機関への派遣が主である．本報告では，実際に国内外インターンシップを行った経験から，派遣準備の手続きや派遣の成果について述べる．

2. インターンシップ派遣準備

本国内外インターンシップでは，上述したようにインターンシップの成果を博士論文研究へと反映させることが推奨されており，通常のインターンシップ派遣先での業務を経験するのと異なり，派遣先の設備等を利用させていただき，博士論文研究を進めることが主となる．そのため，派遣先の選定や，知的財産権や事故等の責任範囲等を明確にした契約書の取り交わしが非常に重要であり，これには当初の予想をはるかに超えた期間を要することが常態化している．国内外インターンシップでは，派遣先の選定や交渉も学生自身が行うことによって，リーダーとして必要な問題設定能力，交渉能力を培うことを教育効果の狙いとしており，学生が自らの博士論文研究を分析した上で博士論文研究の充実化に資する派遣先の選定を行い，指導教員やプログラム担当教員の支援を受けながら派遣先との受入交渉を自身で行う必要がある．国内インターンシップ，国際インターンシップでは準備時期が若干異なってくるが，両者とも 6 カ月～1 年前より派遣先を選定し，契約書や覚書の取り交わしを始めることが推奨されている．主なインターンシップ派遣準備としては以下の４項目となる．

✧ 派遣先の選定
✧ 派遣期間や知的財産権に関する契約書・覚書の締結
✧ 滞在先の決定
✧ 長期滞在ビザ取得（国際インターンシップ対象）

また昨今頻発するテロも国際インターンシップの実施に大きく影響する．外務省の公表する危険レベルが 2 以上になると安全確保の観点から当該国への学生派遣が中止となる．そのため，学生及び教員は渡航まで定期的に外務省の危険情報の収集に努め，可能な限り潜在的リスクの低減に努める必要がある．実際に筆者はベルギー原子力研究所で国際インターンシップを行ったが，当初は 2016 年 4 月 10 日に渡航予定

であったにもかかわらず,2016 年 3 月 22 日に生じたブリュッセル国際空港および地下鉄マルベーク駅連続テロ事件を受け，出発を一時保留した経緯がある．その後，ブリュッセル国際空港の運航再開や地下鉄の全面再開等の現地の情報収集に努め，リスク低減策としてオランダ・スキポール空港から陸路でベルギーへ入国することを提案し，1 カ月遅れで国際インターンシップを無事に開始することができた．筆者はビザ取得において手続きの遅延はなかったが，大半のケースにおいてビザ取得には予想以上の時間がかかることから，十分に時間に余裕を持って取り組む必要がある．実際にビザ取得や知的財産権の契約書締結が期限内に完了せずに渡航が遅れた学生も多々存在している．このように，特に国際インターンシップでは準備の段階から，学生自身のスケジュール管理能力や，大使館や受け入れ先との交渉能力が養われる．

3. インターンシップ実施の成果

前節で述べたように，国際インターンシップでは準備段階が非常に大変であり，派遣開始までに他国の働き方の違いや慣習の違いを肌で感じ，それらを理解した上で交渉にあたる能力が養われる．インターンシップ後の成果としては，国内インターンシップと国際インターンシップでは多少得るものが異なってくる．

国内インターンシップでは，自身の博士論文研究内容に沿った業務を行うために，受入れ担当員との報告・連絡・相談を密にする必要があり，本経験からリーダーに必要な計画・交渉能力を養う．また，主に産業界や研究機関への派遣が多いことから，普段大学で研究活動を進めている上では体感しがたい社会とのつながりをこれまで以上に意識するようになり，卒業後の自身のキャリアプランについて具体的に考えることが可能になる点も特筆すべき成果である．

国際インターンシップにおいても，新たな環境・異なる文化の下で孤軍奮闘していく中で，自らの研究内容をいかに英語で相手に伝えるか，どのように協力を得て研究を進めていくかが重要である．さらには，日本とは全く異なる環境に長期間滞在することで，日本との働き方・暮らし方との差異を感じ，多様な価値観に触れる機会を得る．これらにより，計画・交渉能力に加えて，宗教への理解，各国の政治観，異文化の受容性の向上等，グローバルに活躍するために必要な資質を，実体験を通じて養うことが出来る．更に，筆者はベルギー原子力研究所にてインターンシップを行ったことから，将来自らが海外で働く際に留意するべき点について事前に把握できたとともに，自身の海外で働く適性を判断できたことも成果となった．

4. おわりに

国内外インターンシップは博士後期課程で行われ,**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」教育プログラム**で用意されている多彩なカリキュラムの中でも，集大成と呼ぶべき科目と筆者は感じている．本教育プログラムに所属後は,国際性を養成する機会として,「国際シンポジウム・セミナー」,「海外研修（欧州，米国，ロシア，アジア)」や「サイエンス・カフェ」が用意されており，国際インターンシップ前までに国際性を養う機会が十分に与えられている．また，全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」において，様々な議題について学生同士が英語で議論し，海外に出ても英語で自らの意見をしっかり伝える教育がされている．その他にも，本教育プログラムで用意されている様々な科目による教育効果が，国内外インターンシップ中に遭遇するあらゆる課題に対して，解決する原動力をもたらしたと感じた．国内外インターンシップ中で生じた課題は，自身で解決していく必要があり，限られた派遣期間で博士論文研究に資する研究成果を出すことを求められている環境も，学生を大きく成長させる要因と考えている．

最後に，本教育プログラムにおける特色のある国内外インターンシップは，派遣受入先，大学事務，プログラム支援員，指導教員，プログラム担当教員等の非常に様々な方々の手厚い支援があってこそ実現できるものであり，心より御礼を申し上げる．

*Kota Kawai
Tokyo Tech

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（3）外部評価委員会等からの意見

(3) Opinions from the External Evaluation Committee

*工藤　和彦
九大名誉教授

1. はじめに

東工大の原子核工学専攻は 1957(昭和 32)年に設置されたが、それ以来発展させてきた原子力教育をベースに、平成 23 年に教育プログラム**「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」**を開始した。同プログラムでは、入学した修士および博士後期課程学生は全寮制の「世界原子力安全・セキュリティ道場」に入門し、プログラムコーディネーター及び道場主も学生と共に住み、切磋琢磨するという特色ある教育システムを展開している。

プログラムの継続的改善のための PDCA サイクルの一環として、運営委員会、企画委員会、自己点検評価委員会などが設けられている。外部のチェック機関としてサイクルの中に設置された**「外部評価委員会」**は毎年 1 回プログラムの活動を評価しているが、筆者はこのメンバーを務めてきた。

また、同プログラムでは博士論文については、博士後期課程への進学直前から修了まで、**「初期審査」**、**「中間審査」**及び**「最終審査」**を行なって、学生の研究をきめ細かく指導している。筆者は最初の進学生の初期審査から担当してきた。

本稿では、外部からプログラム実施に関わってきた一員として意見を述べる。

2. 外部評価委員会と学位論文審査外部委員

2-1. 外部評価委員会

外部評価委員会は海外 8 名（国際原子力機関、世界原子力大学、欧州原子力教育ネットワーク、ロシアロスアトム教育トレーニング継続中央研究所、カリフォルニア大学バークレー校、フランス原子力庁、テキサス A&M 大学、マレーシア国立大学)、国内 6 名（日本原子力産業協会、日本原子力研究開発機構、東京工業大学、九州大学、日本原子力文化財団、核物質管理学会)、合計 14 名の委員で構成されている。

2-2. 学位論文審査外部委員

同プログラムでは博士学位論文について、通常課程の審査員 5 名の外に、**学外審査員として国外（2 名）、国内（1 名）の専門家を加えて、「初期審査」、「中間審査」**及び**「最終審査」**を行なっている。博士後期課程への進学当初から修了まで、学生が適切な教育･研究環境のもとに指導を受けて研究を進展させてきたか審査している。

3. 外部評価委員会委員として

3-1. 教育課程について

外部評価委員会において説明された**「東京工業大学グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント教育課程規程」**の下記の教育内容は特色あるものとして高く評価された。

・修士課程入学 3 カ月間は新入生コース室に常駐し、「研究室ローテーション」を経験して多様な世界最先端研究を理解する。3 カ月後に、本学位プログラムに所属するための **1 次選抜試験**を受けさせる。

・修士課程修了時に **2 次選抜試験**を行い、博士後期課程進学者を決定する。

*Kazuhiko Kudo
Kyushu Univ.

・入学した修士および博士後期課程学生は全寮制の**「世界原子力安全・セキュリティ道場」**に入門し、プログラムコーディネーター及び道場主も学生と共に住み、教育に携わる。

・「原子力基礎・専門科目群」、「道場科目群」、「原子力安全・セキュリティ科目群」、「社会・コミュニケーション科目群」、「高度国際教養科目群」の5群に分けた教育カリキュラムを構築･提示し、学生にグローバルに活躍するリーダー像を示した。

・国内インターンシップ（3カ月以上、6カ月以下、必修）及び**国際インターンシップ（6カ月以上、1年以下）**を経験させることとし、その支援を行なっている。

・同様に、**「国際シンポジウム・セミナー」、「海外研修」、「道場講話」**などを通して、分野や立場を超えた多様な人的交流を持ち、専門性のみならず**社会性**や**国際性**を深める企画を積極的に実施している。

3-2. 教育課程の評価と課題

・年次進行に合わせて年1回開催される外部評価委員会において、本学位プログラムに関する基本的事項に対する指摘はなく、プログラム実施における効率化等についての指摘が多かった。

・道場教育の実際を把握するため、「東京国際交流館」の現場を訪問した。学生の道場生活や授業科目履修等についてアドバイスをするメンターに加えて、本学位プログラム修了後のキャリアパスについて指導するための個別キャリアパス指導班が設置され、細かい個人指導も行っていること、学生による**「サイエンス・カフェ」**の定期的開催などを通して、社会コミュニケーション能力を修得する自主的活動が行なわれていることを確認した。

・平成24年10月に8名がはじめて本プログラム修士課程に所属し、平成26年4月にその内4名が博士後期課程に進学し、平成29年3月に3名が本プログラムを修了した。修士課程修了時の単位取得数は、原子核工学専攻の修了要件が34単位に対して、8名の平均は60単位を越えており、これは、本プログラム独自の上記授業科目を履修した成果である。博士後期課程でも修了者は3名ともに25単位以上を取得し、通常学生よりも15単位程度多く取得している。

このように、充実した**コースワークと博士論文研究の両方を修了した原子力グローバル・リーダー**を目指す新しいタイプの学生を輩出したことは、高く評価される。

・外部評価委員会（14名：国内6名、海外8名）**の委員は、本学位プログラムの「総合評価」（文部科学省策定の評価指標）として、「S」または「A」と評価し、「B」または「C」評価はゼロであったと聞いている。**本プログラムでは毎年6名程度の修了者を輩出することとしていた。しかし、実績は半数程度となっていることが、評価のポイントではなかったかと考えている。

4. 学位論文審査外部委員として

4-1. 審査の立場から

国外の審査委員とともに、修士課程修了後の進学時の初期審査、博士後期課程中の中間審査、及び博士後期課程修了前の最終審査を行なってきた。留学生は中国人が主である。学生の発表は資料、口頭とも全て英語で行なわれる。学生の出身学部は原子力関係ではないが、2年間の修士課程で5つの科目群から単位を取得し、原子力に関連した研究テーマへの取り組みによって、原子力に関する幅広い基礎的な素養を備えたいわゆる逆T型の人材が育っていると評価できる。

学生は研究室の指導教員による研究指導を受けて各人のテーマについて研究を進めているが、それぞれに貴重な成果を得ている。しかし一部ではあるが、関連した分野の世界の研究状況や公表されている関連研究の参照・読み込みに基づく自分の研究の位置づけ、研究の独自性についての説明がやや物足りない学生もいた。指導教員からのこのことに関する積極的なコミュニケーションを期待したい。

4-2. 学生の立場から

文字通り教員たちと寝食を共にする数年間は、学生にとって一生でも得がたい貴重な経験になると評価しているが、一口に言ってさぞ忙しかったであろうとも推察している。残念ながら学生諸君と意見を交換する機会がなかったが、留学生たちとの交流は寮生活によって緊密であったと想像している。ほとんどの学生は国外インターンシップを経験しているが、各人が気軽に国外へ行き来している状況を聞いており、本プログラムの教育目的を体現した学生が育っていると高く評価している。

5. おわりに

本プログラムは関係する多くの教職員の献身的な努力によって充実した教育が行なわれてきた。さらなる予算獲得の努力とともに、関係者の熱意が継続されさらに充実することを心から祈っています。

2017年秋の大会

総合講演・報告４

グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成
Global Human Resource Development Program for Nuclear Safety and Security

（4）東工大教育改革等への展開

(4) Development to the Education Reform at Tokyo Tech

*井頭　政之
東工大

1. はじめに

東工大では教育組織と教育体系を抜本的に見直し、平成 28 年度から、「卓越した専門性に加えてリーダーシップを備えた理工系人材を育成し、より良い世界を創る。」という理念に基づき、学生の主体的な学びを後押しする教育を開始している。こうした教育改革の理念は、これまでに東工大で実施されてきた 4 つの博士課程教育リーディングプログラムの実績と経験に基づくものである。

博士課程教育リーディングプログラムの 1 つであるグローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成を担う教育課程では、本セッションの講演(1)で述べるように、充実したコースワークが特長であり、平成 29 年 3 月に教育課程を修了した学生 3 名の平均取得単位数は 70 単位を越えている。一方、東工大の教育改革によって、修士課程及び博士後期課程において文系教養科目やキャリア科目が必修となった。教育課程に所属する学生（以下「所属学生」という。）の修了要件は、原子核工学専攻（平成 28 年度以降の入学者及び進学者は原子核工学コース）の修了要件を満たし、かつ、教育課程独自の修了要件を満たすことである。そのため、教育課程独自の修了要件を教育改革に巧く適合させないと、約 70 単位に加えて更に 10 単位以上を取得する必要が生じ、所属学生に過度な負荷を科することになる。

また、文科省の教育課程に対する経済的支援は平成 29 年度で終了するので、大学独自で教育課程を継続する必要がある。さらに、今後の原子力による社会イノベーションを担う技術者・研究者等は、教育課程のコア部分（原子力 3S：Safety, Security, Safeguards）を修得することが必須であると考えており、広く原子核工学コース学生の教育にも組み込んでいくことが望ましい。

このような状況を踏まえて現在、教育課程の受け皿となる組織の検討や履修科目の見直し等を行っているので以下に簡潔に報告する。

2. 東工大の教育改革

2-1. 教育体制

東工大では学部卒業生の 90%以上が修士課程に進学する。そこで、従来の学部と大学院を廃止し、学部と大学院を統一した「学院」を設置し、また、大学院の 45 専攻を学術的に大括りにして 26 コースに改組した。教員は学院に所属し、教育を「担当」する。学生は類別入試（入試改革には時間が必要なので、数年は従来の入試制度となる。）を経て、系、コースに順次所属する。学院、類、系、コース等の関係を図 1 に示す。20 の各コースは各系に直結しているが、6 つのコースは複数の系と繋がっている。原子核工学コースは、工学院の機械系と電気電子系、物質理工学院の材料系と応用化学系、環境・社会理工学院の融合理工学系の合計 5 つの系と繋がっている。旧原子炉工学研究所の教員は科学技術創成研究院先導原子力研究所に所属して主として研究を担当するが、教育においては工学院、物質理工学院、環境・社会理工学院の何れかに所属し、原子核工学コースのみならず関連する系・類の教育も担当する。

学生定員は学院ごとに管理され、系・コースといった分野ごとの教育課程の学生数は、学生の希望や社会の要請に基づいて柔軟に変更されることとなっている。平成 29 年 4 月に一般入試で原子核工学コース修士課程に入学した学生 32 名の系別の内訳は、機械系 3 名、電気電子系 6 名、材料系 3 名、応用化学系 8 名、融合理工学系 13 名である。なお、他大学から原子核工学コース修士課程に入学した学生も、希望する指導教員の関連する系に所属することになっている。

図１．学院、類、系、コース等の関係（東工大 HP から転載）

2-2. 教育体系

新教育体系では、学生の体系的履修計画を支援するために、100 番台の学士課程 1 年次科目から 600 番台の博士後期課程科目まで、全ての科目には科目コードが付されている。原子核工学コースでは、修士課程及び博士後期課程ともに、科目体系図及び標準的履修例を学生に対して示し、科目履修を支援している。学事暦の観点では、クォーター制を導入することで、集中的な学びを通した学修効果の向上と、留学やインターンシップなどへの柔軟な対応を可能にしている。なお、大学院の授業は英語で実施される。

学士課程入学時から博士後期課程修了に至るまでの期間を通してリベラルアーツ教育を必修とし、学院で学ぶ学術を適切に社会課題の解決に適用するための知性と人間力を身に付けることとしている。具体的には、大学院生も博士後期課程修了までに文系教養科目 5 単位以上（修士課程で 3 単位以上、博士後期課程で 2 単位以上）を取得する必要がある。

また、リーダーシップ養成については、「教養コア学修」が用意されている。教養コア学修では、学士課程初年度に、国内外の第一線で活躍する講師陣が提示する社会課題に対する気づきをもとに、専攻する分野を超えて学生同士が議論を行う「東工大立志プロジェクト」から始まり、学士課程 3 年次に今後の自身のビジョンをまとめる「教養卒論」、修士課程 1 年次の「リーダーシップ道場」を経て、博士後期課程でプロジェクトを遂行する「学生プロデュース科目」に至るまでの一連のカリキュラムが用意されている。

さらに、自らのキャリアプランを明確に描き、その実現に必要な能力を、社会との関係を含めて認識し、その能力を自己修習することを目的とするキャリア科目の履修（修士課程で 2 単位以上、博士後期課程で 4 単位以上）が修了要件に加わった。

3. 教育改革等への展開

3-1. 授業科目の見直し

所属学生は、教育課程が独自に開講した高度国際教養科目 9 科目（9 単位）以上を履修し、単位を取得する必要がある。これに加えて、大学院生に対しても必修となった文系教養科目 5 単位以上を取得することは、所属学生に過度な負荷を科することになる。そこで、文系教養科目と高度国際教養科目の各科目の教授要目を比較し、類似した科目については読み替えることができるようにした。例えば、文系教養科目の

A 科目と高度国際教養科目のα科目の内容が類似している場合、A 科目を単位取得することによってα科目を単位取得したものと見なす。このため、教育課程を運営・実施する教育院で文系教養科目と高度国際教養科目の読み替え表を作成し、所属学生に示している。読み替えの手続きとしては、所属学生が A 科目を履修する際に、α科目と読み替えたいことを教育院に書類で願い出て承認を得、A 科目の単位取得後に再び読み替えの申請書を提出して承認されることになる。

キャリア科目については、キャリア科目を担当する組織と調整を行い、教育課程の国内インターンシップ（3〜6 ヶ月）と海外インターンシップ（6 ヶ月〜1 年）を博士後期課程のキャリア科目として読み替えることができるようにした。

これらの科目読み替えによって、所属学生の負荷の増加を極力抑えて、教育課程の学位の質を維持しながら、教育課程を教育改革に適合させることができたと考えている。

3-2. 教育課程の将来

教育課程の教育内容は、専門分野教育とグローバルリーダー教育に大別できる。この内、専門分野教育については、文科省の教育課程に対する経済的支援終了後は、原子核工学コースの主要部分が所属する社会・環境理工学院が責任を持って行うことが学内で合意されている。

また、グローバルリーダー教育については、特に優秀な大学院学生を俯瞰力と独創力を備え広く産学官にわたりグローバルに活躍するリーダーへと導くため、博士課程教育リーディングプログラムで実施してきた教育体系を受け継ぐ修士課程・博士後期課程学生向けの学位プログラムの実施組織、すなわち、「トップリーダー教育院（仮称）」の設置が既に学内で合意されている。トップリーダー教育院（仮称）は、選抜された大学院学生を対象に、社会課題の認知とリーダーシップ、合意形成力、コミュニケーション力に加えて、幅広い教養を身に付けるためのカリキュラムを提供する。

教育課程では演習・実習等をともなう原子力安全・セキュリティ科目群の 4 科目（各科目 2 単位）を必修としている。これらの科目は電力会社や研究機関等の施設等を借りて実施するため経費が必要となる。したがって、これまで通りにこれらの科目を継続実施するためには外部資金が必要なので、種々の機会を利用して外部資金獲得を目指している。

今後の原子力による社会イノベーションを担う技術者・研究者等は、すなわち原子核工学コース修了者は教育課程のコア部分（原子力 3S）を修得することが必須であると考えており、これらの教育については広く原子核工学コース学生の教育にも組み込んでいくつもりである。

4. おわりに

平成 23 年 11 月末に文科省博士課程教育リーディングプログラム「グローバル原子力安全・セキュリティ・エージェント養成」が採択され、教育課程に最初の学生を平成 24 年 10 月に迎え入れ、最初の修了生を平成 29 年 3 月に 3 名輩出することができた。当初の数値目標は、毎年 6 名程度の修了者を輩出することであったが、実績は半数程度となった。教育課程への応募者増加を目指して種々の対応を行ったが数値目標改善には至らなかった。なお、平成 29 年 7 月時点での所属学生は 17 名である。

原因を分析すると、東京電力福島第一原子力発電所事故後における、(1)我が国の原子力政策基本方針決定の遅れ、(2)基本方針における我が国の電力に対する原子力の依存度の低比率、(3)我が国の原子力発電所の再稼働の遅延、(4)我が国の原子力産業界の将来性の不確定性、が挙げられる。

事故後の我が国の原子力政策がどうなろうとも世界の原子力利用は活発になり、原子力グローバルリーダーが必要となると考えて教育課程を開始した。しかし、多くの学生の原子力に対する捉え方は異なっていたようである。日本人学生は我が国のバブル経済崩壊後の不況の時代に生まれ育ってきており、多くの日本人学生は安定なキャリアパスを望んでいるようである。その中で教育課程を希望する学生は、我が国と世界のエネルギー・環境問題の解決に原子力グローバルリーダーとして貢献しようとする強い意志を持っており、少数の彼らを大きく強く育てることが教育課程の使命であると考えている。

*Masayuki Igashira
Tokyo Tech

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session - Thermal HydraulicsDivision, Computational Science and Engineering Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room E B32 - B3 Block

[3E_PL] External events important for reactor safety evaluation (Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

[3E_PL01] AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

[3E_PL02] Structural measures and assessment technology for volcanic cinders

*Masuhiro Beppu[1] (1. National Defense Academy)

[3E_PL03] Current status of the fire modeling for the compartment fire in nuclear power plant

*Koji Shirai[1] (1. CRIEPI)

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（1）熱水力ロードマップ 2017 について

(1) AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap 2017

*中村 秀夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 熱水力ロードマップの経緯

日本原子力学会では 2007 年に「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を設置し、2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」[1] を策定して、熱流動部会のホームページに公開した。これは、2006 年 8 月の「原子力立国計画（資源エネルギー庁）」[2] に沿った内容として、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や安全評価手法の整備などを掲げたものであった。

熱流動部会は同マップを随時変化する技術への要請に応える効果的なものとし続け、人材育成に資するものとするため、ロードマップのローリング（継続的な改訂）を行う「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ（WG）を部会に設置し、その下に「シビアアクシデント（SA）」「スケーリング」「プラント改良技術」の３つのサブワーキンググループ（SWG）を設けた。

しかしながら、2011 年 3 月に東日本大震災に伴って東京電力福島第一原子力発電所事故（１Ｆ事故）が発生し、甚大な原子力被害を生じた。このため、同様の事故を二度と生じさせないよう安全性を抜本的に強化する姿勢を持ち、３つの SWG を「SA」「安全評価」「基盤技術」に改組して抜本的な見直しに取り組んだ。その結果、H24 年度にはまず SA-SWG が、シビアアクシデントの発生防止や影響緩和に必要な技術開発に関連するテーマを現象毎に細かく分類・分析し、技術や研究の到達点と課題を明示した技術マップ[3] を完成させた。更に、「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015（改訂版）」[4] が 2015 年 3 月に策定された。なお、熱水力 RM 2015 の概要は、2016 年 3 月日本原子力学会誌 解説[5] を参照されたい。

その後、2016 年 9 月に熱流動部会は「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」WG を設置して、ロードマップの継続的改訂をすべくローリングを行った。ここでは、その成果として H28 年度末に完成した「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）」[6] の特徴を概説する。

2. 熱水力ロードマップ 2017 の特徴

今回、熱水力 RM 2017 策定のためのローリングは、RM 2015（改訂版）からのマイナー改定（構成等に大幅な変更を行わない）の位置付けで進められ、主に以下の 4 点が実施された。なお、熱水力 RM は基本構成として、全体を技術課題と時系列で俯瞰する「導入シナリオ」の下に３つの SWG の成果を集合している。ただし、「基盤技術」「安全評価」については関与する技術課題を整理する技術マップ、主要な技術課題の詳細を説明する課題調査表、技術課題の時系列展開を示すロードマップより構成されるが、「SA」については詳細に展開された技術マップのみを示し、その内容を前者２つにて参照・利用する方式を採用している。

(a) 技術課題の整理と追加　　原子力発電所の安全向上を図る主なアクシデントマネジメント策と関連する技術課題を 2015 年版から整理し直し、「基盤技術」では以下の 13 件の課題が挙げられた。

① 過渡状態での二相水位予測
② 2 次冷却系を用いた除熱（PWR）
③ 不純物の冷却への影響
④ 事故耐性燃料材料
⑤ 溶融炉心の冷却性向上及びコアキャッチャ
⑥ クーラーによる格納容器除熱の実証
⑦ 格納容器除熱時システム挙動の検証
⑧ ウェル注水/シール材
⑨ シビアアクシデント時の水素処理
⑩ FP 挙動の最適評価

⑪ 格納容器ベント
⑫ 事故時計装の代替策/追加
⑬ 電源を用いない除熱システム

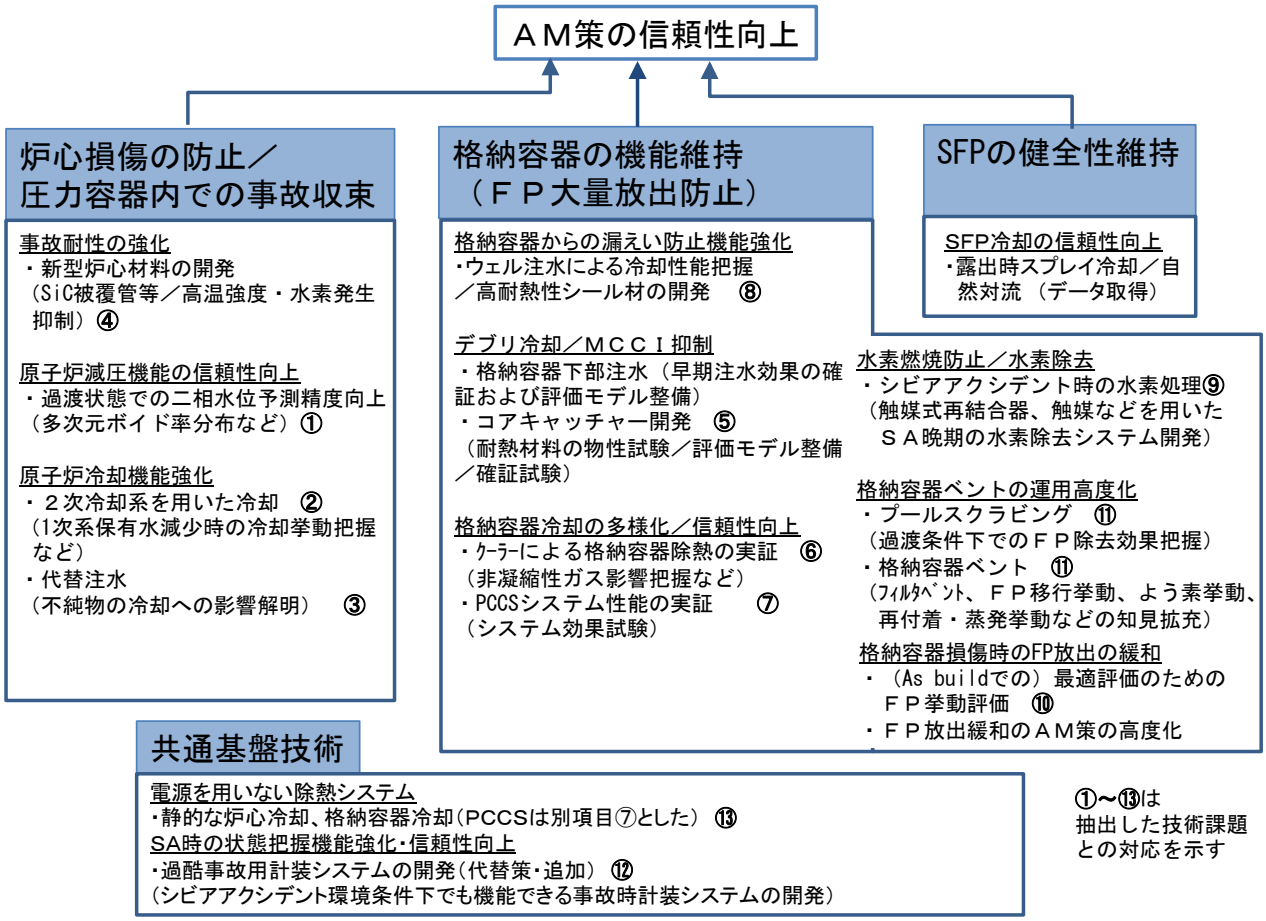


図１　熱水力 RM2017 で整理された主要な技術課題（基盤技術）と SA 時の必要機能との関係

一方、「安全評価」が対象とする技術課題は、① 原子炉内現象（炉心損傷前）、② 原子炉内現象（炉心損傷後）、③ 格納容器内現象、④ 原子炉建屋内現象、の 4 件であり、課題数に変更はない。ただし、今回新たに、対応する「基盤技術」の技術課題を課題調査表に付記し、両者の連関を把握しやすくした。

(b) 個別調査表の記述の充実　　各技術課題の背景、目的、実施内容、技術の到達点、期待される成果、R&D 実施の優先度、実施形態の案などを詳しく記述する課題調査票（個票）において、技術の到達点には最近の R&D に基づく科学論文などの文献を追記・充実した。さらに、文部科学省や経済産業省（主に資源エネルギー庁）の委託事業、JST 研究開発推進事業、原子力規制庁による委託事業などについて、技術の到達点ならびに実施形態の中の実施時期に新たに記載して、実施中、あるいは終了した事業を明示し、個々の技術課題での具体的な進捗が一目でわかるようにした。これは、基盤技術の 13 課題および安全評価の 4 課題の全てを対象に実施された。なお、技術課題の R&D 等について記録を残すため、熱水力 RM ではローリングの方針として、終了した技術課題も削除せず表示し続けることとした。

(c) ２つの RM の対応表　　熱水力 RM 2017 では、経済産業省資源エネルギー庁と日本原子力学会による「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」の課題調査票に対して、熱水力 RM の技術課題の対応表を作成し、相互の対応と整合性が確認できる様にした。「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」は技術課題の整理がマクロ的で、個々の技術課題の技術の到達点などが必ずしも十分に記載されていないところ、専門分野のロードマップである熱水力 RM には詳細内容が記載されている。このため、両者で対応する技術課題の対応表を作成し、相互の整合性が一目で確認できる様にした。その結果、「軽水炉安全技術・

人材ロードマップ」への対応を条件とする資源エネルギー庁の国プロ等に対して、関連する技術課題の説明性が飛躍的に向上した。なお、熱水力 RM では基盤技術が１３件、外的事象の全般、安全評価の４件が対応し、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」では関連する課題調査票が２０件で、うち１３件が高評価(◎)の課題である。

(d) 外的事象に係る技術課題　　熱水力 RM 2015（改訂版）では、１Ｆ事故の主要因である外的事象について、原子力規制委員会が定めた新規制基準に対応する安全評価上の課題として、津波、火山、竜巻、洪水・溢水、火災、の５項目が、参考情報の扱いである「情報収集」課題ではあるが課題調査表にまとめられた。外的事象は、１Ｆ事故の主要因の１つである津波をはじめ、今後の原子力発電所の安全確保と改善に係る重要課題であるが、熱流動部会には課題調査表の改定に十分対処できる会員が不足し、竜巻の改訂に止まった。一方、数値解析を専門とする計算科学技術部会には可能なことから、計算科学技術部会の協力により、火山と火災の改定が行われた。

3. 熱水力ロードマップの今後の展開

日本原子力学会 熱流動部会は計算科学技術部会の協力を得て、2017 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力 RM 2017)」を前述の対応によって策定した。ただし、これは「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」をベースにしたマイナー改定であり、SA-SWG が H24 年度に策定し、シビアアクシデントの発生防止や影響緩和に必要な技術開発に関連する技術や研究の到達点と課題を明示した技術マップなど、１Ｆ事故への反省に対応する重要な情報ベースの改定は充分に行なわれていない。このため、H29 年度以降のローリングでは、外的事象も含めた熱水力の具体的なＲ＆Ｄ課題(シビアアクシデントを含む)の検討と、その結果を踏まえた技術マップの改訂を実施していく。そのとき、ローリングは熱流動部会と計算科学技術部会の協力によって進められ、熱流動部会が主に「基盤技術」を、計算科学技術部会が主に「安全評価(外的事象を含む)」を担当する計画である。

今回の熱流動部会と計算科学技術部会による合同セッションでは、熱水力 RM 2017 について、その経緯と改訂内容の概要を熱流動部会より紹介するとともに、主に安全評価に係る課題である外的事象のうち、火山および内部火災に関して、各々の評価技術や対策等を計算科学技術部会より紹介し、熱水力 RM のこれからのローリングに向けて意見交換する。

参考文献

1) 「熱水力ロードマップ（最終案）H21 年 3 月 18 日版」日本原子力学会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会、熱流動部会 HP： http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM.pdf
「技術マップ」 http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/Tech.pdf
2) 「原子力立国計画」総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会報告書 骨子、
資源エネルギー庁 HP： http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60823a04j.pdf
3) 阿部ら、「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」、日本原子力学会 2013 年秋の大会　熱流動部会セッション TN09
4) 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版) 26年度報告書」、日本原子力学会 熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」ワーキンググループ、平成２７年３月
熱流動部会 HP: http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-WG/TH-WG.pdf
5) 熱水力技術戦略マップ ワーキンググループ「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの改訂 軽水炉の継続的な安全性向上に向けて」日本原子力学会誌、vol.58、No.3、(2016)
6) 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017） ２８年度報告書」、日本原子力学会 熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ（協力）計算科学技術部会、平成２９年３月
熱流動部会 HP: http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（2）火山噴石に関する対策と評価技術

(2) Structural Measures and Assessment Technology for Volcanic Cinders

*別府 万寿博[1]
[1]防衛大学校

1. はじめに

日本は 110 もの活火山を有する世界有数の火山大国であるが、火山噴火による被害想定は富士山を除きほとんど検討されていない。火山噴火が発生すると、直後には噴石、火砕流、溶岩流が周辺地域を襲うとともに、降灰、火山泥流、土石流も広範な範囲に深刻な被害を及ぼす[1)-4)]。火山噴火に対するリスク評価および防災・減災対策の実施は喫緊の課題であるが、ソフト・ハード対策ともに検討はあまり進んでいない。本稿は、上記の災害の中でも火山噴石（噴石）を対象とし、噴石を受ける鋼・コンクリート構造物の破壊や構造安全性評価について紹介する。

2. 火山噴石の衝突を受ける構造部材の損傷・破壊

2-1. 火山噴石の概要

火山噴火による直接的被害の中でも、飛散物による噴石が構造物や人命へ甚大な影響を与えると考えられる。噴火活動によって岩塊が上空へ放出され、火口周辺の地表へ落下する。この落下した岩塊は噴石と呼ばれている。噴石の中で直径 64mm より大きなものは「火山岩塊」、それより小さなものは「火山礫」という[2), 3)]。一般的に、直径数十 cm の噴石は火口から 4km 程度までは弾丸軌道を描いて飛来し、直径 10 ㎝程度の噴石は 10km 程度まで飛散することがある。内閣府による「活火山における退避壕等の充実に向けた手引き」[5)]では、対策の対象とする噴石の大きさは、直径 10cm 以下、10cm～30cm、30cm～50cm、50cm 超と区分されている。噴石の速度は火口から噴出される際の初速度や直径によって大きく変動するが、初速としては約 50～150m/s が想定され、衝突時の速度としては最大 100m/s～130m/s と算定される。

2-2. 衝突実験の概要

実験装置の概要を図-1 に示す。本装置は空気圧縮器、エアチャンバー、発射管および速度計測センサーで構成されている。飛翔体の発射速度は空気圧を調節することにより、質量 4kg～10kg の飛翔体を衝突速度 10m/s～100m/s で発射することが可能である。図-2 に実験の状況を示す。空気圧縮器は、最大空気圧 4MPa まで空気を圧縮することが可能である。衝突後の飛翔体の跳ね返りによる器材等の破損を防ぐため、発射口に長さ 50cm のガイドフレームを取り付けた。噴石は衝突時に破壊する場合もあると考えられるが、設計上の安全性を考慮して、実験飛翔体は鋼製とした。

2-3. 実験結果

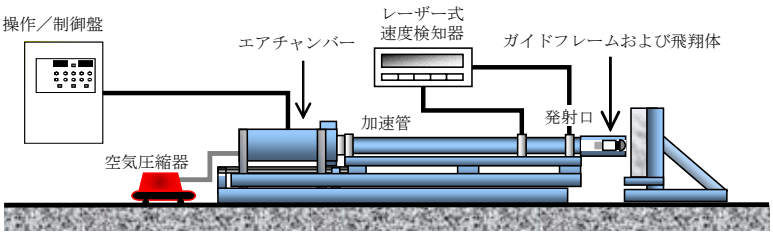


図-1　実験装置の概要

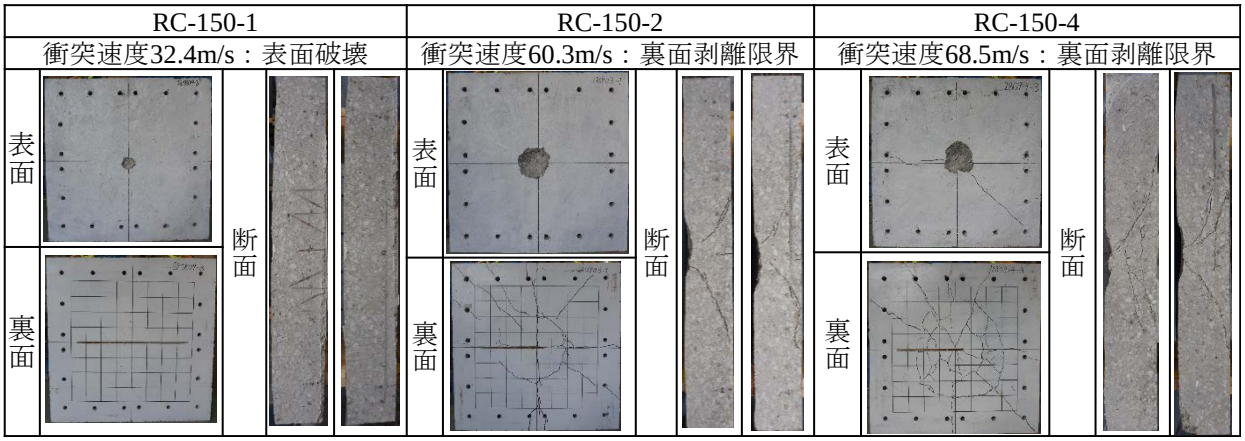
図-2　実験の状況

*Masuhiro Beppu[1]

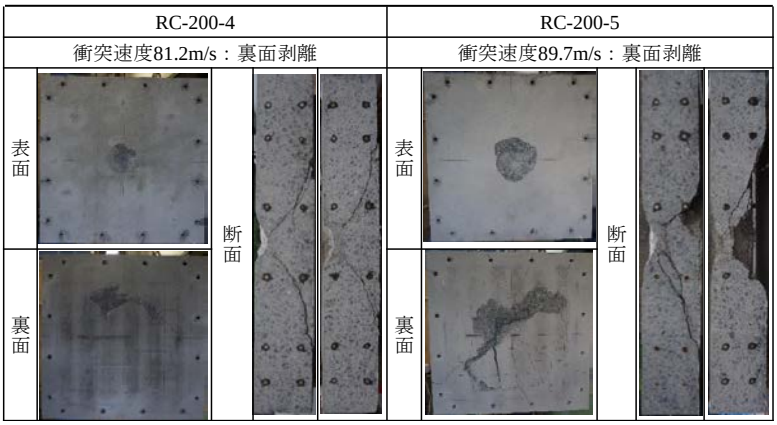
[1]National Defense Academy

(a) 4.5kg　　(b) 8.3kg

図-3　飛翔体の寸法および外観



(a) 質量 4.5kg



(b) 質量 8.3kg

図-4　実験結果の一例

図-5　鋼製飛翔体（丸鋼）

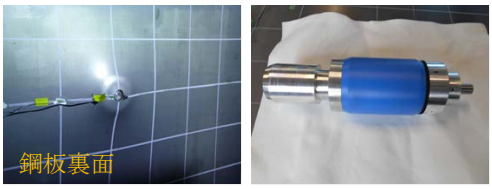
実験では直径 10cm の噴石が速度 100m/s で衝突した場合のコンクリート版と鋼板の耐衝撃性能を検討すするため、衝突時に飛翔体が有する運動エネルギーが同程度あるいは大きくなるような条件で実験を行った。

（1）RC 版

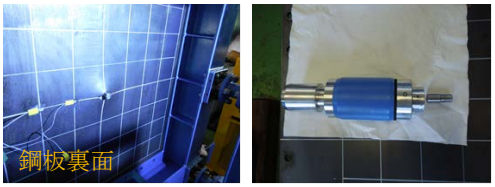
図-3 に示すような先端形状が半球、直径 80-90mm、質量 4.5kg、8.3kg の飛翔体を速度 20m/s～90m/s で RC 版へ衝突させた。RC 版は鉄筋比 0.5%～1.4%とし、寸法は縦横 1200mm、版厚は 90mm～300mm に変化させた。実験結果の一例を図-4 に示す。質量 4.5kg、版厚 150mm の場合は、衝突速度 32m/s における破壊モードは表面破壊であったが、衝突速度が 60m/s を超えると断面に斜めひび割れが発達し、裏面へ到達したため、裏面剥離限界と判定した。質量 8.3kg、版厚 200mm の場合には、衝突速度が 81m/s を超えると裏面剥離が発生した。

（2）鋼板

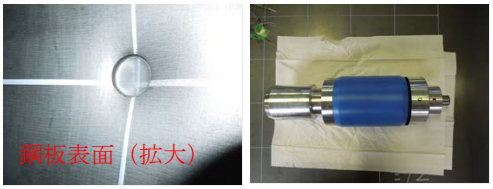
図-5 に示すような先端形状が平坦、直径 18.6mm（丸鋼）、質量 4.3kg の飛翔体を速度約 57m/s で SS400



(a) 板厚 6mm



(b) 板厚 9mm



(c) 板厚 12mm

(d) 板厚 16mm

図-6　衝突後の鋼板の変形状況と飛翔体

鋼板へ衝突させた。鋼板の寸法は縦横 1150mm であり、板厚を 6mm、9mm、12mm、16mm とした。図-6 に実験結果を示す。板厚 6mm、9mm の場合、先端は鋼板を貫通した。板厚 12mm の場合には、衝突部がめり込むような塑性変形を示したが、貫通は発生しなかった。板厚 16mm の場合には、貫通は発生しなかった。

3. 火山噴石の衝突に対する構造安全性評価と課題

前述した実験結果（直径 10cm の噴石が速度 100m/s で衝突することを想定し、これと同等以上のエネルギーレベル）から、想定した噴石は通常の構造部材に対しては甚大な損傷を与えることがわかる。これらの損傷は、非常に局所的な変形や損傷と想定され、既往の破壊限界評価式等[6),7)]を適用することである程度の損傷評価は可能であると考えられる。ただし、衝突問題では、飛来物の先端形状、直径、剛性が構造物の破壊に与える影響が大きいため、今後、詳細に検討する必要がある。また、既存構造物に対する補強対策の検討も急務である。「活火山における退避壕等の充実に向けた手引き」の中では、直径 10cm 以下の噴石に対して、木造の屋根に対しては高機能繊維織物等による補強例が紹介されている。直径 30cm を超える噴石の対策には、鉄筋コンクリート構造を基本として、裏面補強やネット構造の活用による対策が必要と考えられるため、今後検討する必要がある。

4. おわりに

本項では、火山噴石を対象とした鉄筋コンクリート版および鋼板に対する実験結果を紹介するとともに、今後の課題について簡単に整理した。今後、特に直径が 10cm よりも大きい場合については、退避壕の減災対策が必要であり、今後、研究を進める必要がある。

参考文献

1) 矢代晴実、林孝幸、岡崎豪：大規模災害概論、コロナ社、2014.9
2) 藤井敏嗣、纐纈一起：地震・津波と火山の事典、丸善、2008.1
3) 土木学会地盤工学委員会火山工学研究小委員会：火山工学入門、2009.7
4) 中田節也ほか：講座「火山による災害特性と防災技術」、地盤工学会誌、2016.4～2016.8
5) 内閣府（防災担当）：活火山における退避壕等の充実に向けた手引き、2015.12
6) 防衛施設学会:高速衝突を受けるコンクリート構造物の局部破壊に対する設計ガイドライン（案）、2014.3
7) Gabi Ben-Dor ほか：High-Speed Penetration Dynamics, World Scientific, 2013

2017年秋の大会

熱流動部会・計算科学技術部会 合同セッション

安全評価における外的事象について（熱水力 RM 改訂の課題より）

External events important for reactor safety evaluation
(Subjects raised in Thermal-Hydraulics Roadmap 2017)

（3）原子力区画火災における火災評価モデルの現状

(3) Current Status of the Fire Modelling of the Compartment Fire for Nuclear Power Plant

*白井 孝治[1]，田坂 光司[1]
[1]電力中央研究所

1. 原子力発電所における火災防護に関する取り組み

我が国の原子力発電所の火災防護に関する取り組みについては、1975 年の米国ブラウンズフェリー原子力発電所ケーブル火災を契機として、日本国内で火災防護の議論が始まり [1]、1982～1984 年の電気事業者とプラントメーカーが実施した大規模火災実証試験の知見に基づき、関連する民間規格の改定が行われてきた [2-4]。さらに、2007 年の中越沖地震における東京電力・柏崎刈羽原子力発電所の変圧器火災 [5]、2011 年の東日本大震災における東北電力・女川原子力発電所の電気盤火災等の被害 [6]に基づき、2013 年に原子力規制委員会は火災防護に関する審査基準 [7]を改正し、火災防護に関する規制や対策の強化を図っている。

さらに、これら新規制基準への適合に加え、国内外の最新知見を取り入れながら、安全性向上活動を充実させることも要求されており、確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）の実施が位置づけられている [8]。内部火災の PRA に関しては、2014 年 6 月に日本原子力学会は、「原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 [9]」（以下、火災 PRA 標準）を制定し、内部火災 PRA の実施手順を紹介している。特に、火災シナリオを詳細に設定する際には、原子力発電所に特有な機械換気制限下の区画火災における燃焼挙動（図 1 参照）を対象とした合理的な火災評価モデルの適用が重要である。本報では、これら燃焼挙動を評価するための火災評価モデルの概要を紹介すると共に、火災評価モデルの検証を目的とした国際的な取り組みとその評価の一例を示す。

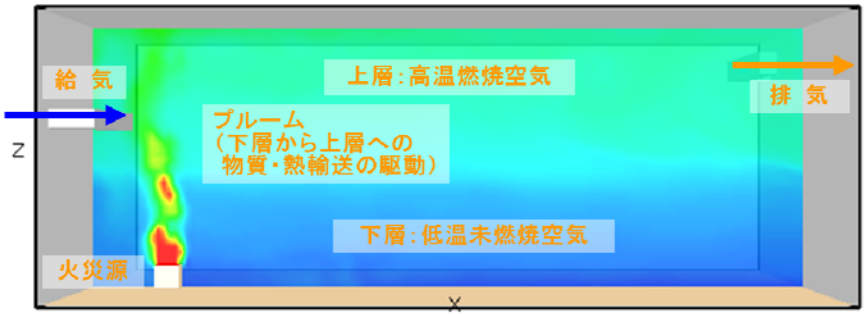


図 1 機械換気制限下の区画火災における燃焼挙動

2. 火災評価モデルの概要

表 1 に、代表的な火災評価モデルを示す。火災評価モデルでは、火災源によるプルームや高温ガス層の発達を追跡し、火災区画内のケーブルや機器等への影響を評価する。火災 PRA 標準の附属書 L では、米国 NRC が発行した NUREG-1824[10]を参照し、既存の火災評価モデルの適用範囲と解析能力（表 2 参照）を例示している。これらの分析結果より、現状の火災評価モデルが抱える課題として、図 2 に示されるように、以下の 3 点が上げられる。

① 火災源の発熱特性が与条件として取り扱われており、火災源の発熱特性を直接予測する手法が必要

*Koji Shirai[1] and Koji Tasaka[1]
[1]Cebtral Research Institute of Electric Power Industry

② 多室複雑形状を対象とした検証事例が不足しており、実際のプラントを対象とした解析の有効性の確認が困難

③ 雰囲気温度の概算のみであり、物体温度評価への精度が不十分

表 1　代表的な火災評価モデル

手　法	代表的なモデル	支配方程式	所要計算時間	時空間分布評価
数式モデル	FDT	代数方程式系	◎（手計算）	△（一様定常）
ゾーンモデル	BRI2002, MAGIC CFAST 等	常微分方程式系	○（PC 数分）	○（一様非定常）
フィールドモデル（数値流体解析）	FDS, ISIS 等	偏微分方程式系	△（PC 数時間）	◎（局所非定常）

表 2 火災評価モデルの適用範囲と解析能力 [9)]

パラメータ		火災評価モデル				
		FDT*1	FIVE-Rev1*2	CFAST*3	MAGIC*4	FDS*5
高温ガス層の温度（上部層の温度）	対象区画	△	△OP	○	○	○
	隣接区画	N/A	N/A	△	△	○
高温ガス層の高さ（層の境界高さ）		N/A	N/A	○	○	○
天井ジェット温度		N/A	△OP	△	○	○
プルーム温度		△UP	△OP	N/A	○	△
火炎温度		○	○	○	○	△
酸素濃度		N/A	N/A	○	△	○
煙の濃度		N/A	N/A	△	△	△
部屋（区画）の圧力		N/A	N/A	○	○	○
ターゲットの温度		N/A	N/A	△	△	△
放射熱流束		△	△	△	△	△
トータルの熱流束		N/A	N/A	△	△	△
壁の温度		N/A	N/A	△	△	△

備考：N/A：適用範囲外, ○：予測精度を保証, △OP：保守的な予測結果(Over-Prediction)
△UP：非保守的な予測結果(Under-Prediction), △：解析結果が保守的か非保守的かを判断できない

*1 FDT(Fire Dynamics Tools)：米国 NRC が開発した手計算ベースの火災力学ツール
*2 FIVE(Fire-Induced Vulnerability Evaluation) -Rev1：米国 EPRI が開発した火災脆弱性評価ツール
*3 CFAST（Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport）:米国国立標準技術研究所（NIST）が開発したゾーンモデルを用いた解析ツール
*4 MAGIC：仏国 EdF が開発したゾーンモデルを用いた解析ツール
*5 FDS：NIST が開発したフィールド（数値流体解析）モデルを用いた解析ツール

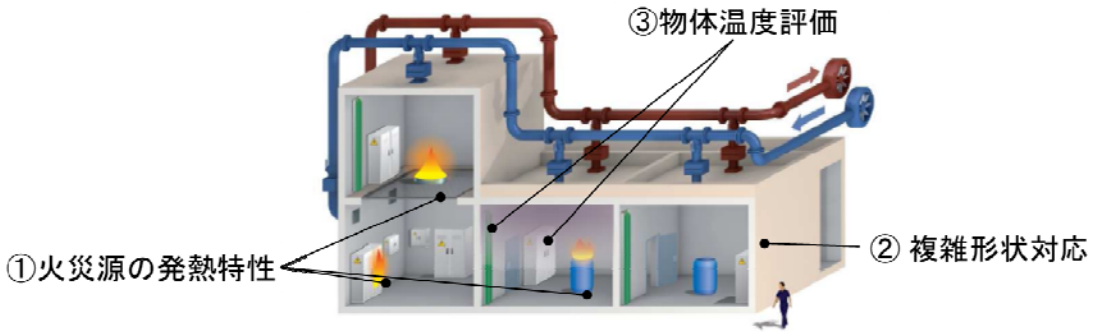


図 2 現状の火災評価モデルが抱える課題

3. 国際共同研究プロジェクト

近年の国際的な取り組みとして、OECD/NEA（経済協力開発機構・原子力機関）における国際共同火災研究プロジェクト“Fire Propagation in Elementary Multi-room Scenarios”（複数火災区画火災試験、以下PRISME）が展開されている[11]。このプロジェクトでは、機械換気制限下の複数区画火災における熱や煤煙の伝播挙動の解明を目的とした実規模スケールの火災試験が実施されており、第 1 フェーズ PRISME（2006~2010 年：図 3 参照）、および第 2 フェーズ PRISME2（2011~2016 年）が終了し、2017 年から 5 か年の計画で第 3 フェーズ PRISME3 が開始されている。PRISME/PRISME2 の成果として、各種火災源（補機油・ケーブル・電気盤等）の燃焼特性データ（発熱速度等）や、これら火災源を対象として、火災源の規模や区画配列、換気回数をパラメータとした換気支配条件下の火災現象に関する試験データが蓄積されつつあり、PRISME3 においても更なる知見の蓄積を図る計画となっている。

図 4 に、PRISME で用いられた試験装置の概要を示す。PRISME で用いられた区画容積は 6×5×4m^3、火皿面積は 0.4, 4.0m^2、換気回数は 4.7～8.6 回/h、可燃物は液体燃料（$C_{12}H_{26}$）、壁・天井および床の主要材料は厚さ 30cm の普通コンクリート（天井には破損防止のため厚さ 5cm の断熱材を設置）である。PRISME では、換気量が発熱速度に及ぼす影響や火源室から隣接室へ輸送される熱量の形態、三区画における質量流量の分布等、換気制限下における区画火災の特性（図 5 参照）が明らかにされている。PRISME プロジェクトにおける火災評価モデルの検証例については、Fire Safety Journal の特集号 Fire Safety Journal 62 (2013) にとりまとめられており、興味ある読者は参考にされたい。

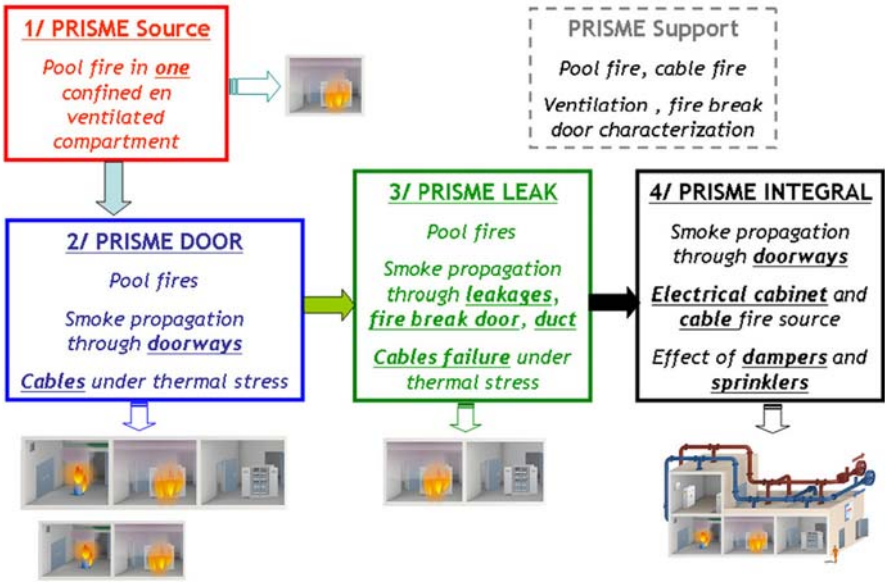
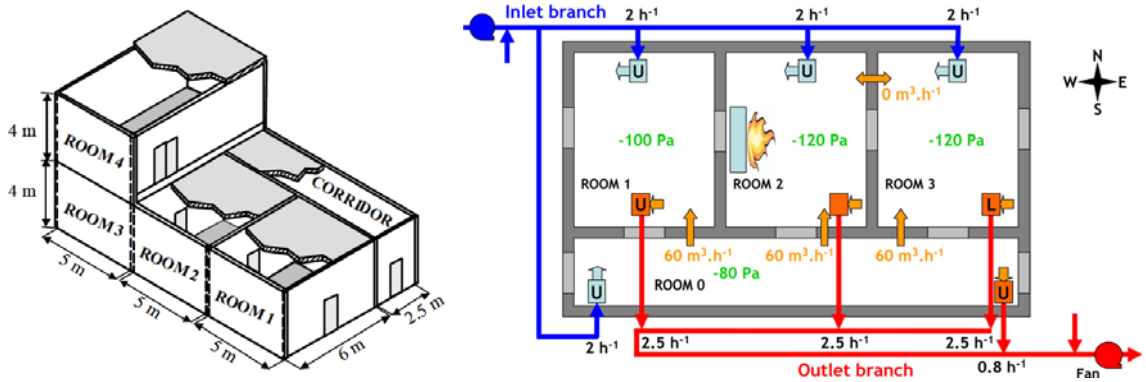
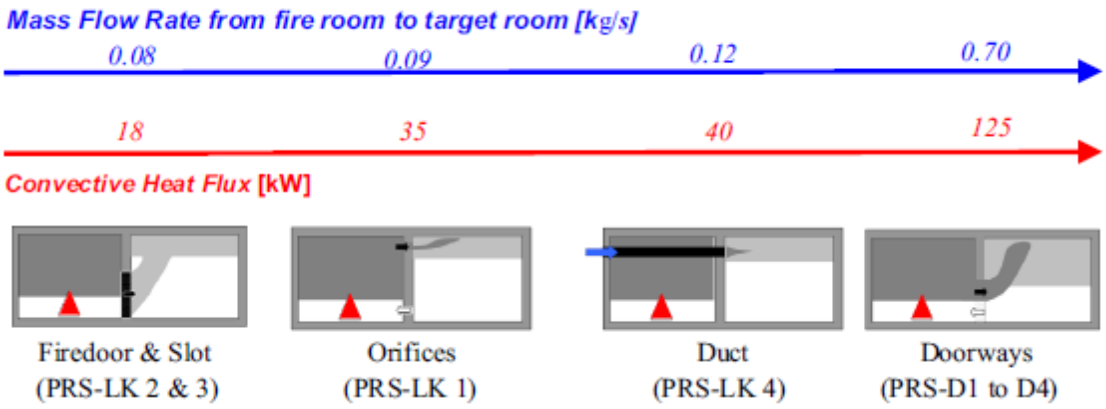


図 3 第 1 フェーズ PRISME（2006～2010 年）の実施概要

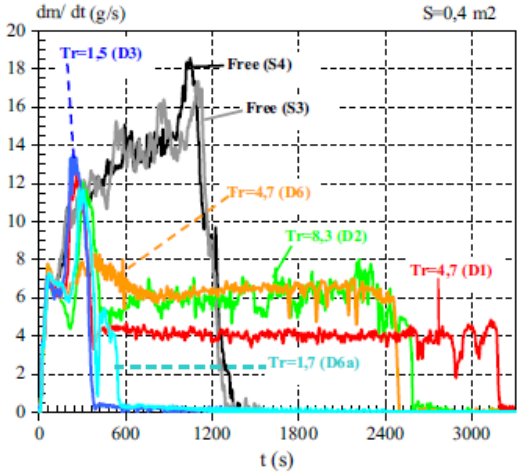


（火災区画鳥瞰図）　　（換気ネットワークの例）

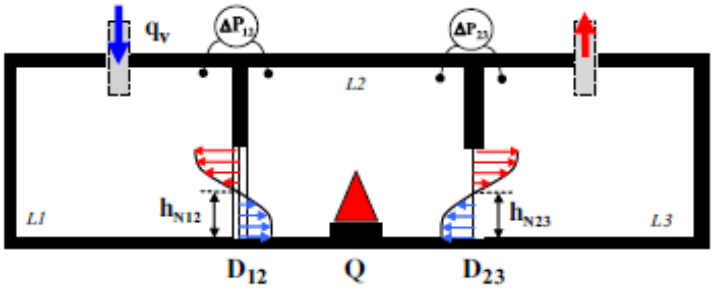
図4 PRISMEで用いられた試験装置の概要[11]



（火源室から隣接室へ輸送される熱量の形態）



（換気量が発熱速度に及ぼす影響）



（複数区画における換気流量の分布）

図5 隣接室への発熱量の損失パスの形態[11)]

4. 火災評価モデルの適用例

火災評価モデルの一例として、建築分野で使用されている既存のゾーンコード BRI2002[12)]を紹介する。BRI2002 とは、二層ゾーンの概念に基づいて作成された煙流動予測計算プログラムであり、火災時の建物内空間の上層に高温層（煙層）、下層に低温層（空気層）が存在すると仮定（図 1 参照）し、上下それぞれの層を検査空間として、火災に伴う物理性状を予測するものである。この計算プログラムは、2003 年に初版が頒布され、一般建築物の防火設計技術者の間で広く利用されており、現在においても大学や研究所等の研究機関を中心として、モデルの改良を継続中である [13)]。

本章では、BRI2002 を対象とし、PRISME で実施された区画火災への適用性 [14)]について述べる。図 6 に、解析の対象とした試験体系と火災源の発熱速度（HRR : Heat Release Rate）を示す。試験条件は、火災源を $C_{12}H_{26}$（Tetra Propylene Hydrogene）の液体可燃物、試験区画を約 120m³ とし、火皿サイズは 0.4m²、換気流量 1020m³/h、給気口位置は床から 3.2m、給排気口面積 0.18m² である。HRR については、試験結果の時刻歴と総発熱量が等しくなるように入力値を設定した。なお、HRR は、CDG（Carbon Dioxide Generation）法で評価した。これは、燃焼で生成される CO_2 の単位質量あたりの発熱量は概ね 13.3kJ/g（炭化水素を想定した場合）になることを利用した方法であり、区画内で発生した CO_2 や排気ダクトにおける CO_2 の質量流量から算定される。図 7 に、区画内空間温度の試験値と解析結果の比較を示す。試験値 3.05m と解析結果（区画上部層の平均温度である Upper）の時刻歴は、おおむね一致する結果となっており、機械換気条件下の単一区画火災時における火災源の HRR が既知であれば、既存モデルによる解析結果は、火災試験時の区画上部の平均温度を良好に再現できることが分かる。ただし、換気流量の感度解析結果（図 8）より、換気流量が少ない換気支配条件（図 8 の 128m³/h）では HRR の再現に数値的な振動が生じる等の課題があり、換気支配条件下の燃焼モデルの改良等 [13)]、今後の研究の進展が期待される。

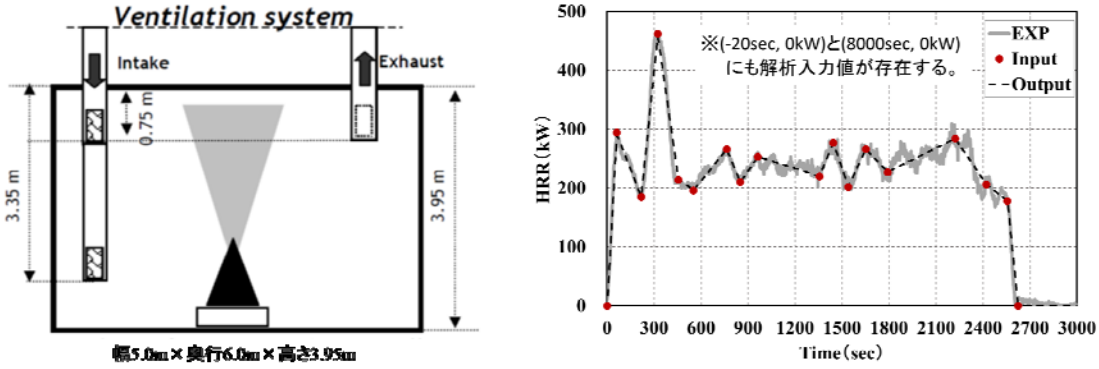


図 6 解析の対象とした試験体系と発熱速度

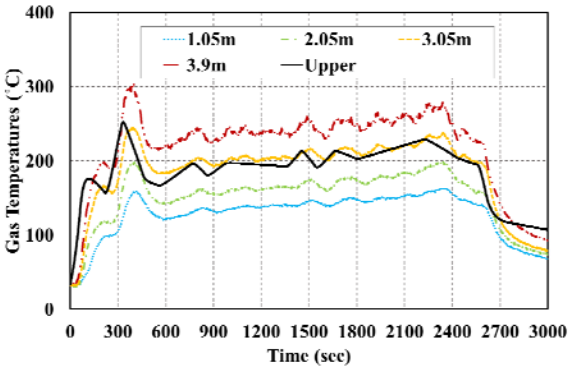


図 7 空間温度の試験値と解析結果の比較

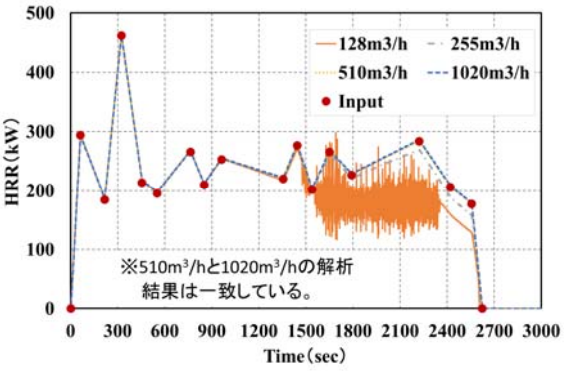


図 8 換気流量の感度解析結果

参考文献

1) 旧 原子力安全委員会, 第一回原子炉安全基準専門部会火災防護小委員会 会議資料, 1979 年 09 月 10 日.
2) 牛島厚二, 奈良間雄, 角谷核二郎, 正木嘉一, 加賀谷弘幸, “原子力発電所の火災防護指針（JEAG-4607）の改訂動向について “, 日本原子力学会, 2009 年春の年会 L13, 2009.3.
3) T. Tanaka et al., "Preliminary Test for Full Scale Compartment Fire Test (Lubricant Oil Fire Test: Part1), "First International Symposium on Fire Safety Science, NBS, Gaithersburg, Maryland, USA, October7-11, 1985
4) M. Fujizuka et al., "Full Scale Compartment Fire Test with Lubricant Oil (Lubricant Oil Fire Test: Part2), " First International Symposium on Fire Safety Science, NBS, Gaithersburg, Maryland, USA, October7-11, 1985
5) 東京電力株式会社, 柏崎刈羽原子力発電所 3 号機所内変圧器 3B の火災について（中間報告）, 平成 19 年 08 月 23 日.
6) 東北電力株式会社, 東北地方太平洋沖地震およびその後に発生した津波に関する女川原子力発電所の状況について, 平成 23 年 05 月.
7) 原子力規制委員会, 実用発電用原子炉及びその附属使節の火災防護に係る審査基準, 2013 年 06 月.
8) 電気事業連合会, 原子力の自主的安全性向上に向けたこれまでの取り組みと今後の対応について（概要）, 2016 年 03 月 18 日.
9) 日本原子力学会, 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準, 2014 年, 日本原子力学会標準.
10) US.NRC, “Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications”, Supplement 1, Final Report, Nov. 2016, NUREG-1824 and EPRI 3002002182.
11) L. Audoin et al., "OECD PRISME project: Fires in confined and ventilated nuclear-type multi-compartments –Overview and main experimental results”, Fire Safety Journal 62 (2013), pp.80-101.
12) 建築研究振興協会, 二層ゾーン建物内煙流動モデルと予測計算プログラム, 2003 年 02 月
13) 例えば、原田和典, 谷道雄太, 二層ゾーンの安定化に関する研究, A-23, 平成 27 年度日本火災学会研究発表会梗概集, pp.202-203.
14) 田坂 光司他, “機械換気条件下の単一区画火災に対する火災ゾーンモデルの適用 - BRI2002 を対象として - “, 日本原子力学会, 2017 年秋の年会, 2017.9.

Planning Lecture | Technical division and Network：Young Generation Network

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G C213 - C Block

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

[3G_PL01] Commemorative address of the Prize of Social and Environmental Division

*Hiroshi Kainuma[1] (1. Ritsumeikan Univ.)

[3G_PL02] Experience of the international cooperation in the field of decommissioning

*Takafumi Ihara[1] (1. TEPCO HD)

[3G_PL03] Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

2017年秋の大会

YGN セッション

福島第一原発の廃炉と向き合う

Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

本セッションは、YGN が主催、社会・環境部会が共催で開催する。

まず、平成 28 年度社会・環境部会賞（優秀活動賞）を受賞した立命館大学の開沼博氏に、受賞の対象になった活動・研究のうち、特に廃炉に関係する活動について講演していただく。福島の地域社会の復興の実相や課題については、すでに同氏から 2016 年春の年会にてお話しいただいているが、近著『福島第一原発廃炉図鑑』(2016 年 6 月刊行) と、関連する「福島第一原発廃炉独立調査研究プロジェクト」については、原子力専門家・実務者の間ではまだ十分には共有されていない。YGN では、原子力に携わる若手が、福島の廃炉をめぐる諸課題について、各々の所属組織や立場によって程度の差はあれども、生涯にわたる原子力のキャリアを通じて継続的に考えていくことが必要であるという認識を強く持っており、これまでにも福島第一の視察等の活動を行ってきた。開沼氏の主導する上記の活動は、「福島第一原発の廃炉の情報をわかりやすく皆で共有し、そこに何らかの形で関わる機会をつくること」を目的としており、これは YGN の目指す方向性と合致していることから、今回のセッションを企画する。

開沼氏の講演とあわせて、現在廃炉分野で進められている国際協力の経験について、実務経験のある若手から話題提供をいただく。さらに、両講演者及び YGN からの討論者 1 名を加えて、廃炉の実情や課題、廃炉問題について若手として持つべき視座等についてパネル討論を行う。

（参考）

平成 28 年度社会・環境部会　優秀活動賞：（立命館大学）開沼博氏

（授賞理由）福島原発事故とその被害、そして地域社会の回復・復興の実相を、根拠のあるデータを通じて人々が見つめるために必要な情報発信・接触機会提供の様々な活動

2017年秋の大会

YGN セッション

福島第一原発の廃炉と向き合う

Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

本セッションは、YGN が主催、社会・環境部会が共催で開催する。

まず、平成 28 年度社会・環境部会賞（優秀活動賞）を受賞した立命館大学の開沼博氏に、受賞の対象になった活動・研究のうち、特に廃炉に関係する活動について講演していただく。福島の地域社会の復興の実相や課題については、すでに同氏から 2016 年春の年会にてお話しいただいているが、近著『福島第一原発廃炉図鑑』(2016 年 6 月刊行) と、関連する「福島第一原発廃炉独立調査研究プロジェクト」については、原子力専門家・実務者の間ではまだ十分には共有されていない。YGN では、原子力に携わる若手が、福島の廃炉をめぐる諸課題について、各々の所属組織や立場によって程度の差はあれども、生涯にわたる原子力のキャリアを通じて継続的に考えていくことが必要であるという認識を強く持っており、これまでにも福島第一の視察等の活動を行ってきた。開沼氏の主導する上記の活動は、「福島第一原発の廃炉の情報をわかりやすく皆で共有し、そこに何らかの形で関わる機会をつくること」を目的としており、これは YGN の目指す方向性と合致していることから、今回のセッションを企画する。

開沼氏の講演とあわせて、現在廃炉分野で進められている国際協力の経験について、実務経験のある若手から話題提供をいただく。さらに、両講演者及び YGN からの討論者 1 名を加えて、廃炉の実情や課題、廃炉問題について若手として持つべき視座等についてパネル討論を行う。

（参考）

平成 28 年度社会・環境部会　優秀活動賞：（立命館大学）開沼博氏

（授賞理由）福島原発事故とその被害、そして地域社会の回復・復興の実相を、根拠のあるデータを通じて人々が見つめるために必要な情報発信・接触機会提供の様々な活動

Planning Lecture | Technical division and Network | Young Generation Network

[3G_PL] Confronting the decommissioning of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Shin-etsu Sugawara (CRIEPI, YGN)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room G (C213 - C Block)

[3G_PL03]Panel Discussion

*Kenta Horio[1,2], Hiroshi Kainuma[3], Takafumi Ihara[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. YGN, 3. Ritsumeikan Univ., 4. TEPCO HD)

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee：Education Committee

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H C212 - C Block

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

[3H_PL01] Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

[3H_PL02] Further enhancement of nuclear safety = continuous improvement

Improtance of engineers's ethics and nuclear knowledge management

*Akihide Hidaka[1] (1. JAEA)

[3H_PL03] Culture of guard security

*Tsuneo Komatsuzaki[1] (1. SECOM)

[3H_PL04] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

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

[3H_PL05] Closing remarks

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

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[3H_PL01]Opening remarks

*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

東京電力福島第一原発事故から6年半が経ち、日本での原子力安全文化向上の明確化、及びそれが適正に教えられているかが問われている。一方、核セキュリティの強化も必要視されている。2年後には規制強化の見込みであり、その際、大学等核燃・RI研究施設の存続、及びそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。適正な規制に向け、日本でのセキュリティ文化についても学んでみたい。さらに、人材育成に係る教材のうち、共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。こうした様々な課題の解決に向け、講演と総合的な議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

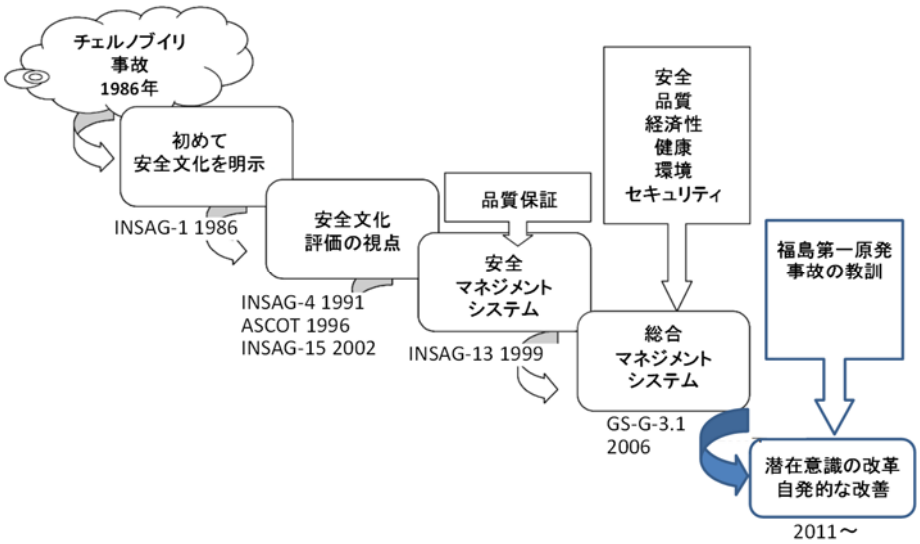


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

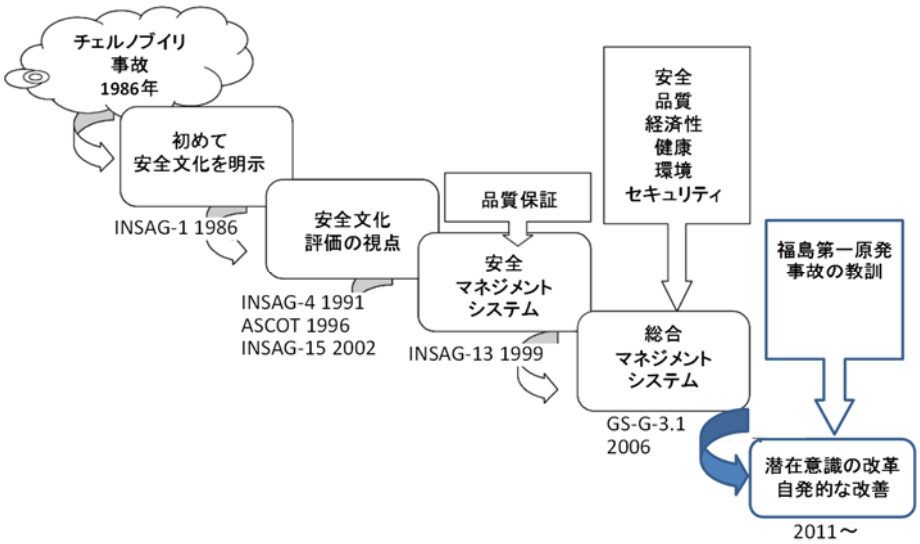


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

2017年秋の大会

教育委員会セッション

原子力安全・核セキュリティ文化の教育の国際標準化

International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

*日髙昭秀[1], *上坂充[2], *小松崎常夫[3], 高橋信[4], 岡嶋成晃[1], 宇埜正美[5]

[1]JAEA, [2]東大, [3](株)セコム, [4]東北大, [5]福井大

１．はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一原発事故）から 6 年半が経ち、日本での原子力安全文化の向上の明確化、およびそれが適正に教えられているかが問われている。一方、安全に加えて、核セキュリティの強化も必要視され、2 年後には規制強化も見込まれている。その際、大学等核燃・RI 研究施設の存続、およびそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。このため、適正な規制に向けて、日本でのセキュリティ文化のあり方について議論のニーズがある。さらに、原子力人材育成活動が始まって 7 年が経過し、様々な活動・教材開発が行われているが、教材に関して共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、上記の日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。そこで、現状と課題についてレビューした後、日本が世界に発信すべき原子力安全文化、セキュリティ文化について議論することとする。

２．より確実な原子力安全文化＝継続的改善に向けて―技術者倫理及び原子力知識マネジメントの重要性―

福島第一原発事故の教訓の一つとして、安全文化＝継続的改善の必要性が指摘された。この継続的改善をより確実なものとするための視点として、安全文化の醸成に加え、技術者として社会的責任を自覚するための技術者倫理向上の側面、原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発といった側面にも焦点を当て、今後あるべき教育の方向性について述べる。まず、チェルノブイリ事故以降、IAEA を中心にして議論されてきた原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷、すなわち、当該分野の必要性の認識と議論の開始、品質保証やマネジメントシステム整備といった枠組みの整備、福島第一原発事故以降の潜在意識の改革等について紹介する（図 1 参照）。

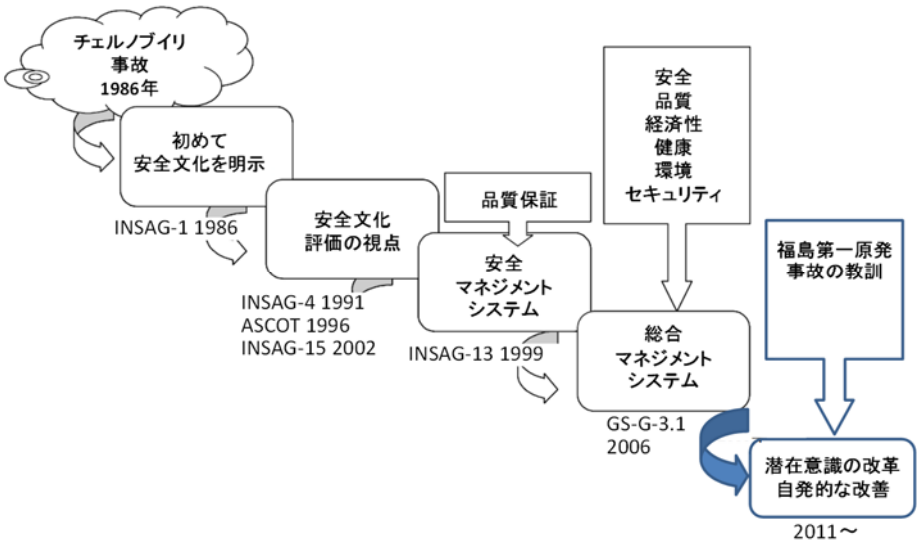


図 1　IAEA における原子力安全文化醸成に向けた取組の変遷

*Akihide Hidaka[1], Mitsuru Uesaka[2], Tsuneo Komatsuzaki[3], Makoto, Takahashi[4], Shigeaki Okajima[1] and Masami Uno[5]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo, [3]Secom Co., Ltd., [4]Tohoku Univ. [5]Fukui Univ.

続いて、技術者倫理では、1986 年 1 月に起きたスペースシャトル・チャレンジャー号爆発事故の事例を引用し、低温状態での個体燃料補助ロケットの密閉用 O リングの安全性が確認されていないことを理由に、極寒の朝の打ち上げ反対を唱える技術者がいたにもかかわらず、なぜ打ち上げを強行しなければならなかったのかについて述べる。ここでは、分野は異なるものの、原子力安全にとっても参考とすべき課題が数多く含まれている。

原子力知識マネジメントや問題の本質を考える能力の開発では、現在の教育は、数多くの失敗の末に発見した技術の上澄みとしての知識を習得することに重点が置かれがちであるが、知識の伝承や教育、訓練等の重要性について述べる。これは、将来、実際に仕事で問題に直面した際、なぜそのような原理が見出されたのか、もう一度原点に立ち返って考える場合が想定されるのと、そのような時に、過去の教訓と総合的な知識を元に、何が重要なのかの本質を考え、解決方策を創造できる人材を育成することこそが、今後の教育で最も必要なことの一つであり、安全文化＝継続的改善への早道であると考えるからである。

米国は、2001 年 9 月 11 日に同時多発テロを経験し、原子力関係者の多くは、次は原子力発電所がテロの標的にされると感じ、世界に先駆けてテロ等による壊滅的な全電源喪失が起きた時の対策（B.5.b 命令）たとえば、消防自動車や電源車といった可搬設備の整備を行った。これまで誰もやっていないことであっても、必要であれば突き進む行動力と知恵を養うことが、これまで諸外国の後追いで新しいしくみを創造することが苦手な我々にとって、最も重要なことだと考える。［日髙 昭秀］

３．セキュリティ文化

日本社会における今後のセキュリティについての検討に資するため、セコム㈱が考えるセキュリティ文化の現状と今後の方向性について紹介する。

セコムは 1962 年に日本で初めて警備を事業化した。創業当時の社名は日本警備保障といい、人的警備を提供する会社だった。その後オンラインセキュリティサービスに移行し、防災事業にも進出した。1983 年に現在のセコム（**Se**curity **Com**munication に由来）に社名を変更したが、安全・安心・快適・便利な生活を複合的なサービスで実現する「社会システム産業の構築」という企業ビジョンに合わせたものであった。日本では一般に、セキュリティ＝警備という理解が定着しているが、本来の意味は非常に広く、戦争、病気、災害、情報システム、食糧、エネルギー等々、人命や生活基盤に影響を与える全ての要素を対象とする概念である。セコムは、警備・医療・防災・地理情報・情報通信・保険など、生活に密着したシステムサービスを連携・融合する、広いセキュリティ概念に基づいた事業展開を行っている。

日本の社会での一般的なセキュリティ対策であるが、「セキュリティとは何か」が曖昧でも、発生した個々の事象に対する対策は可能であり、個別の分野あるいは個別の要素での様々な対策が施されてきた。しかし、増加する新種の脅威、社会基盤に多大な影響を与えうる脅威などを考えると、これからの日本社会のセキュリティのための方法論や技術開発、更には社会の仕組までをも含む、ソーシャルデザインを意識した高いレベルでの研究とその実現が一層重要になってきている。そのためには、対症療法的なアプローチではなく、セキュリティの本質を明確にすることが欠かせない。言い換えれば、セキュリティ哲学が不可欠である。また、ソーシャルデザインという観点から、多分野の専門家の連携も極めて重要であり、哲学を共有することで、従来の枠組みを超えた真のオープンイノベーションの実現が期待される。

特に核セキュリティにおいては、その対象が極めて重要であり、また特殊な領域を含んでおり、その範囲の広さ、時間軸の長さ、関係する専門領域の多さなどを考えると、明確なセキュリティ哲学を基盤とした「セキュリティ文化」の構築が重要である。

このように広い概念を有するセキュリティではあるが、警備がその中核にあることも事実である。警備というと、外部の脅威に目が行きがちだが、近年日本でも増加しつつある内部不正や内部犯罪などの内部の脅威への対策も欠

かせないものとなってきている。外敵の侵入を阻止するための高度な対策を実施しても、内部が適正に対応していないとその対策は効果を発揮しにくい。また、内部起因の犯罪への効果は薄弱である。核セキュリティにおいては、その社会的重要性のみならず社会不安の払拭のためにも、一分の隙も無い堅固な対策が求められる。その意味でも、これまで注目が希薄だった内部の脅威への対策は急務とも言える。内部の脅威の主対象は人間なので、その行動や心理などに大きな影響を与えている日本特有の「世間」という規範に着目した考え方も重要である。この考え方は、核セキュリティ、さらには原子力安全文化の向上にも有効と考える。高度なセキュリティ概念が日本の社会に定着し、それが文化の一部になるためにも、日本社会の特性を踏まえた対応が望まれる。　［小松崎常夫］

４．原子力安全・核セキュリティ文化の教材の国際標準化

平成 22 年から官庁の支援を得た多くの原子力人材育成プログラムが実施され、多くのセミナー・教材等が作成された。その中で、共通化の必要性が指摘されている。教材の国際標準化の一例として、東大原子力専攻の和英教科書シリーズの出版、IAEA 共同の e-learning システムの使用開始がある。また、東大原子力国際専攻・原子力専攻のカリキュラム・教材が、IAEA INMA(International Nuclear Management Academy)による Peer Review を平成 29 年 10 月に受けることも、国際標準化の一つと言えよう。IAEA INMA とは、世界中で実施されている IAEA Nuclear Energy Management School(3 週間)を大学院修士課程に発展させる教育モデルを議論している国際委員会である。それが推奨しているカリキュラムと Competence Area はヨーロッパの Bologna Process をベースにしている。またその教育の実践についてはアメリカ発信の方法である Bloom's Taxonomy が適用されている。Bloom らは教育手法を、Knowledge（知識を座学で教える）、Demonstration（演習・実験等によって知識を応用し、理解を深める）、Implementation（知識を実践できるようにする）に分類している。上記 Peer Review では、東大のシラバスをヨーロッパ型 Competence Area とアメリカ型 Bloom's Taxonomy に合わせて記述し直して受けることになる。アジアとヨーロッパとアメリカの方式の融合であり、興味深いと考える。シラバスを形式的に書き換えたのみで終わらず、シナジー効果を得ていかなければならないと考える。またその教材には、東京電力福島第一原子力発電所事故後、醸成された原子力安全文化、今後醸成されるべき核セキュリティ文化を適時盛り込んでいく。　［上坂　充］

Planning Lecture | Board and Committee | Education Committee

[3H_PL] International standardization of the education of cultures on nuclear safety and nuclear security

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM Room H (C212 - C Block)

[3H_PL05]Closing remarks

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

東京電力福島第一原発事故から6年半が経ち、日本での原子力安全文化向上の明確化、及びそれが適正に教えられているかが問われている。一方、核セキュリティの強化も必要視されている。2年後には規制強化の見込みであり、その際、大学等核燃・RI研究施設の存続、及びそこでの教育に重大な支障が生じる可能性がある。適正な規制に向け、日本でのセキュリティ文化についても学んでみたい。さらに、人材育成に係る教材のうち、共通部分は標準化すべきとの声もある。そこには、日本発の原子力安全文化・核セキュリティ文化が盛り込まれている必要がある。こうした様々な課題の解決に向け、講演と総合的な議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J C309 - C Block

[3J_PL] Utilization of thorium fuel in LWR and FBR(3)

Chair: Kunihiro Itoh (NDC)

[3J_PL01] Reactor core of thorium fuel

Review and evaluation on foreign reports & etc.

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

[3J_PL02] Irradiation behavior and fuel cycle

Review and evaluation on foreign reports & etc.

*Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

[3J_PL03] Energy situation and role of nuclear

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムを U/Pu 燃料に 5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されている MSR などの Gen-IV についても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUでは SOLMAS法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料についてBR-2炉で37 GWd/tHMまでの照射試験が行われ、MACROSコードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムをU/Pu燃料に5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されているMSRなどのGen-IVについても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUでは SOLMAS 法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料について BR-2 炉で 37 GWd/tHM までの照射試験が行われ、MACROS コードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th 含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

2017年秋の大会

核燃料部会セッション

軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用（その３）

Utilization of thorium fuel in light water reactor and fast reactor (3)

*北田 孝典[1], *牟田 浩明[1], *小宮山 涼一[2]
[1]大阪大学, [2]東京大学

核燃料部会に「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料利用に関するワーキンググループ」を設立し平成22年6月より活動を開始し、その成果として平成23年の春の年会の企画セッションにおいて炉心設計、基礎物性、社会受容性について講演を行った。東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて活動を中断したが、世界的なトリウム燃料への関心の高まりを受け、平成25年11月にワーキンググループ活動を再開し、IAEAおよび米国NRCのトリウム燃料に関する報告書のレビュー・評価結果及びまた国内外の専門家を招いて国際セミナーを開催した成果を報告書に纏めて終了した。またその成果を平成27年秋の大会の企画セッションにて報告した。

その後、OECA-NEAからトリウム燃料サイクルに関する本格的なレポート「Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, - Short- to long-term considerations, NEA No.7224」が公刊されたこと、また、軽水炉でのトリウム利用の研究開発として、ノルウェーの Thor Energy 社が組織した世界的なコンソーシャムのもとでハルデン炉でのトリウム燃料の照射試験が着実に進行しているという世界の状況に遅れることなく、トリウム燃料開発に係る海外との連携も視野に入れた取り組み方について議論し、トリウムの位置づけを検討･整理することを目的に、ワーキンググループを平成28年1月に再々開し、同レポートの調査に加えて、国内外における活動状況の調査を行って平成29年3月に活動を終了した。ワーキンググループが検討対象とした実施項目を以下に示す。

(1) OECD-NEAの報告書の精査、ハルデン炉照射データの分析等を通しての、課題・問題の把握と解決策の取纏め
(2) ハルデン炉等の海外機関との連携方策の検討、国際セミナー開催、学会企画セッション報告の実施等
(3) トリウム燃料の利用の形態案の整理・取纏め

今般、その成果を企画セッション(その3)として学会員に幅広く公開して、学会員の意見を取り込み、今後の更なる検討を深めることに役立てるものとする。

1. トリウム燃料利用の炉心特性 （*北田孝典[1]、[1]大阪大学)

本報告では上記OECD-NEAレポートで検討された炉心特性に関する内容について報告する。

トリウム燃料は、Thoria 燃料による高燃焼度の可能性、高い融点等の優れた熱物性による ATF、Pu/MA 生成量の少なさ、熱炉での高転換性能、Th 添加による UOX 燃料特性や炉運転特性の向上などを動機とした研究開発が進められている。特に炉心特性に対する影響する因子としては、トリウムはウランに比べて熱エネルギー領域でのα値(σ_c/σ_f)が小さくη値($\nu/(1+\alpha)$)が大きいことが良く挙げられるが、熱炉での増殖が達成(増殖比 1.014)された Shippingport では、毒物や制御棒を排した運転方法や低燃焼度などの炉心性能（経済性）低下との引き換えであるなど、トリウム燃料を導入することによるデメリットもあり将来のトリウム利用のためには克服すべき問題である。また^{233}Uの遅発中性子割合が^{235}Uと比べて小さいことによる安全特性への影響も注意を要する点としてあげられる。また新型燃料を導入するに必要となる多大な認証手続きなどを行うには、導入する動機・メリットが無いと進まないことは自明である。以上を踏まえると2030年ごろまではトリウムを U/Pu 燃料に 5-10%程度付加した燃料により、核的特性の改善や可燃性毒物の低減を図りつつ高燃焼度に向けた照射経験を蓄積することが現実的と述べられている。さらに当該レポートでは2030年頃までの既存炉(LWR, HWR)でのトリウム利用を見据えた研究開発の状況の説明に加えて、2050年以降での以降が模索されている MSR などの Gen-IV についても、トリウム燃料利用開始に不可欠となる核分裂性プルトニウムの供給と絡めて検討されており、世界のエネルギー資源情勢も踏まえた炉型戦略が必要であることが述べられている。

当日は、上記レポートのレビュー報告に対して実施された質疑・コメント内容もあわせて報告する。

2. トリウム燃料利用の照射挙動、リサイクル (*牟田浩明[1]、[1]大阪大学)

本報告ではOECD-NEAレポートで述べられたトリウム燃料の照射挙動ならびにリサイクルについて、また近年J. Nucl. Mater.誌で報告されているTh-MOX燃料の照射挙動について述べる。

トリウム燃料の許認可取得と商用利用のためには、信頼できる燃料試験と挙動解析コードが必要である。酸化物燃料の照射試験としてはカナダやEU、ノルウェーなどにおいてなされてきた。ハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$、$(Th,U)O_2$燃料の照射が継続して行われており、修正FRAPCONコードの解析適用例が報告されている。EUでは SOLMAS 法などによって作製された$(Th,Pu)O_2$燃料について BR-2 炉で 37 GWd/tHM までの照射試験が行われ、MACROS コードによる解析例が報告されている。これらの試験より、Th 含有酸化物燃料はUO_2燃料とほぼ同等の照射特性を示し、均質燃料であればより良いFGR特性を持つことが示唆されている。また現行の挙動解析コードは照射試験結果をよく再現できているものの、照射スエリングや放射率、熱機械的特性への化学量論組成からのずれの影響など、Th燃料については物性測定やモデル化が必要なものがいまだ残されている。

既存炉で用いられる酸化物燃料の再処理については、THOREX法やフッ化物揮発法による検討がなされている。THOREX法における分離についてはPUREX法と類似であるものの、高濃度TBPを用いるときの第3相錯体形成リスクなどがある。抽出剤の開発などが行われているが、手法の成熟度はPUREX法と比べて総じて低い。フッ化物揮発法では、実験室規模の高温フッ化試験により模擬$(Th,U)O_2$燃料からのU分離が可能であることが示されている。当日は採鉱時を含めたトリウム燃料の取扱いについて報告する。

3. エネルギー情勢と原子力 (*小宮山涼一[2]、[2]東京大学)

本報告では最近の原子力を取り巻くエネルギー情勢を報告し、トリウムの位置づけについて考える。

近年、原子力発電の競争力が低下している背景要因として、原油価格・天然ガス価格の下落、電力市場自由化、再生可能エネルギーの普及などが挙げられる。米国での近年のシェールガス・シェールオイル増産により、国際的な石油・ガス需給バランスは緩和基調となり、2014年末以降、原油価格は国際的に大幅に下落し、天然ガス価格も低水準で推移している。また、電力市場自由化を実施する国や地域では、原子力発電の投資回収の予見可能性の低下により、新規建設の停滞や既設炉の運転ライセンス満了前での早期閉鎖をもたらしている。さらに、技術進歩や補助金による支援を受けて太陽光や風力など再生可能エネルギーの普及が国際的に進んでいるが、再エネ普及が卸電力価格の低迷を引き起こし、電力市場での原子力発電の競争力低下を招いている。

しかし原油価格の低下は、原油の上流開発投資の見直しや撤退を引き起こし、長期的な原油安定供給のリスクになっている。同時に油価下落は、依然として世界の石油輸出拠点である中東産油国の石油輸出収入低下と社会・政治の不安定化をもたらす可能性があり、国際的な原油安定供給のリスクが増大し、将来の世界のエネルギー安全保障に多大な影響を及ぼす懸念がある。また、2016年に発効したパリ協定では、地球の平均気温上昇を産業革命前に比べ2度未満に抑え、さらに1.5度抑制に向け努力する目標が掲げられ、その実現には世界の温室効果ガス排出を早期にピークアウトさせ、今世紀後半までに排出量を実質的にゼロにする必要があるとの見解が示された。よって、エネルギーの徹底的な低炭素化が必須の課題となる。

しかしながら、このようなエネルギー安全保障問題や気候変動問題を解決するための特効薬は存在せず、広範なエネルギー源の研究開発が不可欠であり、また、ウラン資源制約の緩和など原子力エネルギーの長期的視点での持続的利用を可能にするためには、トリウムは重要な技術オプションの一つとして考えられる。今後ともトリウムの技術的課題の克服、経済性の改善、社会的受容性の確保に向けた取り組みが重要であると考えられる。

---

*Takanori Kitada[1], *Hiroaki Muta[1], *Ryoichi Komiyama[2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Tokyo.

Planning Lecture | Technical division and Network：Senior Network

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building

[3O_PL] MEXT Nuckear education projct: To be a super enginner to realize the world class nuclear safety

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.), Masanori Ishii (SNW)

[3O_PL01] Key note:Prevention of reccurrence of severe accident at nuclear power plants - Role of govermnet and nuclear community

*Shinzo Saito[1] (1. SNW)

[3O_PL02] Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ.)

[3O_PL03] Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

*Masanori Ishii[1] (1. SNW)

[3O_PL04] Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer’s Training in Japan and US

*Thanataon Pornphatdetaudom[1] (1. Tokyo Tech)

[3O_PL05] Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*Yuuki Kura[1] (1. Hokkaido Univ.)

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

（1）基調講演：原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために 国、原子力界は何をなすべきか

(1)Key note: Prevention of Recurrence of Severe Accident at Nuclear Power Plants
- Role of Government and Nuclear Community -

齋藤　伸三 [1]

[1] 日本原子力学会　シニアネットワーク

原子力発電所過酷事故防止検討会＊では、東京電力福島第一原子力発電所事故に関し、事前の事故対策、事故の発生要因を分析し、二度と過酷事故を起こさないための提言を行った。

キーワード：過酷事故、東電福島第一原子力発電所事故、アクシデントマネジメント

１．緒言

原子力の黎明期に幹部として陣頭指揮してきた日本原子力学会シニアネットワークのメンバーが学生達と対話することにより、シニアの知識や経験に触れて見識を深め、国際舞台でも活躍できる真の原子力スーパーエンジニアを育成することを目的に学生とシニアの対話会が北大での研修の最終日に実施された。今回の対話テーマは、「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために　ー国、原子力界は何をなすべきかー」と題して、最初に基調講演を行った。原子力発電所過酷事故防止検討会は、平成 25 年 1 月に東電福島事故に鑑みわが国における事前の過酷事故対策に何が欠けていたか、事故の進展と課題、過酷事故防止上の対策とその具体例等をまとめ 10 項目の提言を示し、プレス発表するとともに原子力規制委員会に報告した。その後、リスク、防災についても検討し 3 冊子にまとめ、これをテキストとして使用した。

２．不十分だった過酷事故対策

TMI 事故、チェルノブィリ事故を踏まえ、原子力安全委員会はワーキンググループを設置し、過酷事故に関する国際的検討状況の考察、安全研究に基づく現象の知見の整理、PSA に基づく代表的なプラントの過酷事故に対する安全裕度の確認等を行った。これらを基に原子力安全委員会は、平成 4 年に深層防護の思想に基づき厳格な安全確保対策が取られているが、過酷事故への拡大防止対策と影響緩和対策はリスクを一層低減するものであり、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを強く奨励するとした。問題は厳格に規制要件としなかったこと、原子炉設置者が諸外国の過酷事故予兆事象を真摯に検討した継続的な対策を取らなかったこと、監督行政庁の取り組みが不十分であったこと等を挙げた。基調講演の様子を図１に、講義資料を図２に示す。

図１　北大でのシニアと学生の対話会での基調講演の様子

＊Shinzo Saito[1]、[1]Senior Network, AESJ

＊著者：発表者、他委員 5 名、呼びかけ人：阿部博之、冊子発行者：公益社団法人　科学技術国際交流センター

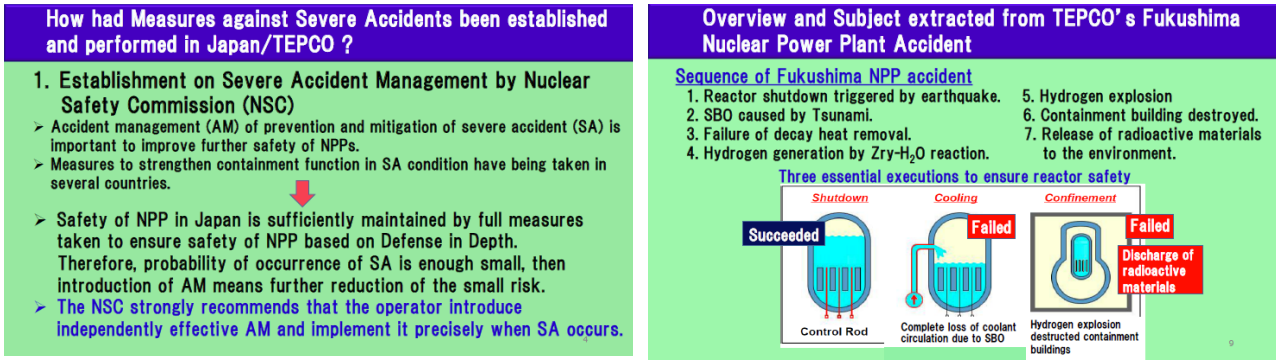


図２　基調講演の講義資料の例

３．原子力安全の基本と本質的な取り組み

原子力安全の基本は、まず原子力発電に係る者すべてが安全確保に必要な制度、組織、体制とそれらの相互関係を明確にし、各々が責任を持って使命を果たすことである。技術的には、深層防護のレベル 3 に留まらず、リスクの概念に基づきこれを超える過酷事故の防止と影響緩和に徹底的に取り組まなければならない。このためには、安易な安全神話から脱却し、愚直に過酷事故を誘因する内的・外的事象についてあらゆるケースの PSA を実施し、安全対策を構築することである。

４．二度と過酷事故を起こさないための提言

・如何なる内的事象、外的事象も想定外とせず、随伴的に起こりうる事態の対策に万全を尽くすこと。これらを規制要件とし規制側も事業者も緊張感を持って対応すること。

・アクシデントマネジメントは、起因事象にのみ囚われることなく如何なる事態にも対応できるよう恒設設備、可搬式設備、移動式設備を設備し柔軟な対応ができること。

・各原子力発電所には常時国内外の過酷事故の前兆事象を調査・検討し、その発生を防止するとともに、過酷事故発生時には原子炉施設の状況を的確に把握または推測し、適切な判断が出来る専門職を置くこと。また、国内の全原子力発電所の専門職は年に一度、規制者も交え情報交換を行い一層の充実に努めること。

５．シニアと学生の対話会の成果とまとめ

この基調講演のあと、あらかじめ実施された往復書簡での Q&A を中心に、真摯な対話が行われた。

以下、シニアメンバーの大野崇氏・西郷 正雄氏の対話会の成果と感想をまとめる。総じて、学生は、物怖じせず積極的であり、対話以外の本プログラムにおいても得難い経験を積み、さらに、国を超えて相互に理解し親交を深めているようで頼もしい感があった。特に、参加者中、タイからの女子留学生は極めて優秀で、自分の考えをはっきり述べるとともにグループを積極的に纏めリード役を務めていた。わが国からも、このような学生が輩出することが望まれる。学生の関心事は、原発事故の原因、反省点の確認、社会の原子力に対する無理解とそれに関する対応、ヒューマンエラー対策、廃炉と事故、新規原子力発電所（HTGR）導入問題（インドネシア Angri 君）等多岐にわたり、自ら手を挙げて集まっているだけあって積極的な姿勢があり、対話は具体的且つ専門的でありレベルは高いものとなった。対話会での質問に、幾人かは英語で流暢に話されており、我々50 年前の学生時代には、想像できなかったレベルである。今の大学では、グローバル化に向かって着実に進んでいるのが良く分かった。原子力が逆風にある中に、今回の参加者のレベルの学生が、大学からどんどん輩出すれば、将来に期待を持てる。まさに、将来のスーパーエンジニアである。

2017年秋の大会

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(2)スーパーエンジニアの育成研修の概要

(2)Nuclear education and training project for student to be a super engineer

*奈良林　直[1]、勝山　晶子[1]　　[1]北海道大学

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故の教訓を学び、世界最高水準の安全性達成への気概と実力を備えた広い視野を持つアグレッシブな技術者を「スーパーエンジニア」と定義する。このような技術者が必要にもかかわらず、国民に原子力発電所の必要性が認識されにくくなるとともに、原子力系の研究室に優秀な学生が集まりにくいという現状にある。

このような現状を踏まえ、本事業では、国際原子力教育ネットワークに参画する大学を中心とした１９大学の学生を対象に、原子力に関する正しい知識を付与するための教育プログラムを整備するとともに、過酷事故や異常過渡事象に関する国内研修や海外研修を整備し、将来、「スーパーエンジニア」として活躍が期待される人材を育成することを目的とする。

2.講義

2.1 学部１年講義「地球環境問題と原子力技術・倫理」（１学期）

21 世紀に求められるエネルギー技術と地球環境問題、技術者倫理や政治の役割、報道の在り方や風評被害など原子力に関連する多くの分野について総合的に講義を実施し、エネルギー技術の長所と技術的課題に関して学生の理解を深めた。

2.2　学部２年講義「エネルギー工学概論」（２学期）

原子力エネルギーを含む様々なエネルギーの長所、短所等について講義を実施し、２１世紀に求められるエネルギー技術と地球環境問題に対する学生の理解を深めた。

2.3　学部３年講義「原子炉工学」（２学期）

原子炉の形式や実例について講義を実施し、また、プロジェクトベースラーニング（ＰＢＬ）演習形式で役割分担をして計算し、チームで協力して一つの目標を目指すことの重要さを学び、原子炉の基本原理や原子力エコ・エネルギー供給システムに対する学生の理解を深めた。

2.4　学院の修士、社会人博士課程の講義：「原子力・エネルギーシステム特論」（１学期）

原子炉工学やシステム安全、水素エネルギー、再生可能エネルギーについて高度な講義を実施し、巨大エネルギーシステムである原子力の安全性確保と多様なエネルギーシステムを学び、原子力およびエネルギーシステムの光と陰の部分を工学的観点から学生の理解を深めた。

2.5　企業インターンシップと発電所研修、過酷事故対策の研修

（1）過酷事故対策の研修、北大および北海道電力泊原子力発電所での体験研修及びシニアとの対話会

北大、北海道電力及び日本原子力学会シニアネットワークと連携して北大、泊原子力訓練センターにて研修を実施した。

（2）ESBWR（高経済性単純化沸騰水型原子炉）の研究開発を進める企業等でのインターンシップ研修（東京地区開催）日立 GE、JAEA 及び原子力学会シニアネットワークと連携して日立 GE、JAEA および電気の史料館にて研修を実施した。

（3）原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修（北陸電力）

北陸電力及と連携して志賀原子力発電所にて研修を実施した。

2.6　海外研修

上記国内研修を通じて選抜した優秀な学生に、米国の事業者やイリノイ大学の教授の協力を得て、研修を実施した。

---

*Tadashi Narabayashi[1] , Akiko Katsuyama[1]　[1]Hokkaido Univ.,

表１　実施年間スケジュール (各年度)

実施項目	実施内容(科目)	年間スケジュール		備考
		１学期	２学期	
学部1年講義	地球温暖化問題と原子力技術・倫理			
学部2年講義	エネルギー工学概論			
学部3年講義	原子炉工学			
大学院講義	原子力・エネルギーシステム特論			
発電所研修	泊・志賀・島根などを予定	北大・泊　8月上旬予定 志賀　9月上旬予定		28年度は北大・泊と志賀
企業研修	東芝・日立GE・三菱重工		日立GE10月下旬予定	28年度は日立GEとJAEA
海外研修	ISOEシンポジウム・イリノイ大など		1月予定	

３．国内研修

3.1 原子炉への AM 注水研修と泊原子力訓練センターでの体験研修およびシニアとの対話会
（札幌地区開催）

北大と泊原子力発電所の運転訓練センターの施設を用いて下記の研修を実施した。

a. 導入教育（実施場所：北大（①～⑥））
①福島事故の解説（図 1)、②米国 TMI2 号機事故の講義、③過酷事故時の水位計のドリフト再現実験の事前講義、④フィルターベント２Pd 試験装置を使った格納容器減圧試験の事前講義
⑤非常用復水器（IC）を使った冷却と減圧実験の説明と IC、SG の役割の講義
⑥北海道電力職員による泊原子力発電所での研修事前講義

b. 過酷事故対策実験の研修（実施場所：北大（①、②、③、④））
①北大の所有する蒸気源を使ったフィルターベント小型蒸気試験教材(フィルターベント２Pd 試験装置）を使った実機相当蒸気条件下における格納容器減圧試験(図２)
②高温高圧実験装置を使った非常用復水器による炉心冷却と蒸気減圧、高圧ポンプを使った AM 注水実験
③炉水位計測機能維持装置を使った過酷事故時の水位計のドリフト再現実験
④フィルターベント可視化模型教材（図３）を使い、湿式および乾式の除染機能について説明

c. プラントシミュレータによる全交流電源喪失体感研修（泊原子力訓練センター）（図５）

d. 防災ロボット教材と保全工学基礎教材を使った研修（実施場所：北大（①、②、③））
①過酷事故対応防災ロボット研修の事前講義
②ロボット教材と PWR 作動原理モデルを使った過酷事故収束・防災支援訓練（図６）
③保全工学基礎教材等を使った予防保全と事後保全に関する研修

e. 外部講師による講義（実施場所：北大）
日本原子力学会フェロー天野治氏による講義「原子力とゼロエミッション社会(EPR の視点から)」

f. 研修成果の発表およびシニアとの対話会（実施場所：北大）

実習参加者：15 名（長岡技術科学大Ｍ１：４名、Ｍ２：２名、大阪大Ｂ４：２名、東京工業大Ｍ１：２名、東北大Ｍ１：１名、室蘭工業大Ｂ４：１名、北海道大Ｍ２：１名、Ｄ１：１名、カザフ国立大から

北大へのインターン生：１名、）、実施期間：平成２８年８月１日～８月５日（５日間）

図１　福島事故の解説

図２　フィルターベント２Pd 試験装置の研修

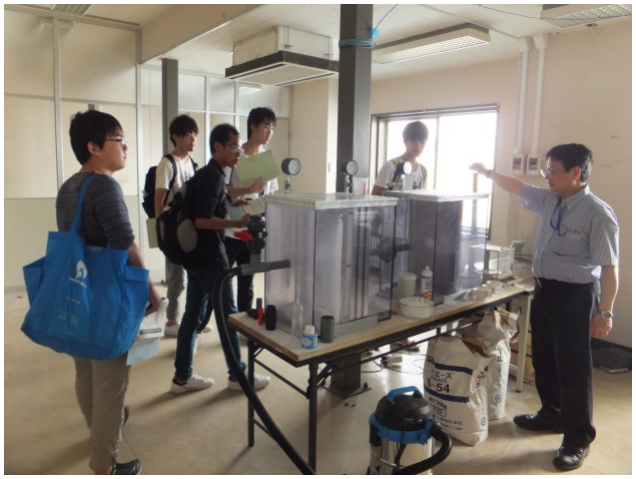


図３　フィルターベント可視化模型による研修

図４　実験結果の解析

図５　泊発電所での緊急時訓練体験

図６　防災ロボットを使った研修

3.2　ESBWR の静的冷却系等の企業インターンシップ研修およびシニアとの対話会（東京地区開催）

日立 GE、JAEA および電気の史料館にて下記の研修を実施した。

a. 導入教育：日立製作所並びに日立 GE の概要説明と原子力事業全般について紹介　（実施場所：日立本社秋葉原ダイビル）（図７）

b. ABWR の紹介、福島事故の教訓と対策、ESBWR の静的安全機能の説明、ESBWR の設備特性に

関連した二相流講義、グループ討議（実施場所：日立 GE）（図８）

c. 小平記念館、タービン第一工場、大型電機工場、大型製缶工場、精密工場の見学（実施場所：日立 GE）

d. JAEA の研究施設（LSTF、JRR-3、常陽、HTTR）の見学（実施場所：JAEA）

e.東京電力の電気の史料館での発電設備機器の見学（実施場所：電気の史料館）

f. 研修成果の発表とシニアとの対話会（実施場所：電気の史料館）

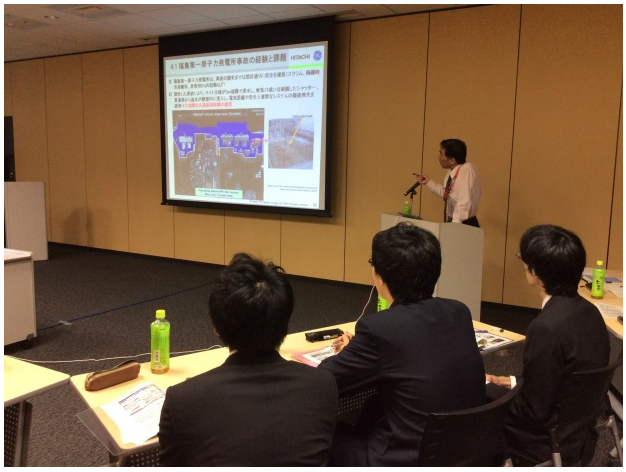


図７　日立 GE の原子力事業の紹介

図８　福島事故の教訓に関する講義

実習参加者：１４名（京都大Ｍ２：１名、長岡技術科学大Ｍ１：４名、山梨大Ｂ４：１名、茨城大Ｍ１：１名、福井大Ｍ１：１名、東京都市大Ｂ３：１名、北海道大Ｍ１：１名、Ｂ４：２名、大阪大Ｂ４：１名、九州大Ｂ４：１名）、実施期間：平成２８年１０月１７日～１０月２１日（５日間）

3.3 原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修（北陸地区開催）

原子力発電所の予防保全と事後保全に関する研修を、志賀原子力発電所にて実施した。

a. 研修・見学先の基礎知識と研修内容の説明などの事前ガイダンス、BWR に関する講義（過酷事故対策等）（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）

b. 志賀原子力発電所の安全対策や保全活動等に関する講義、発電所所員との意見交換（実施場所：志賀原子力発電所研修センター（①～⑤）、志賀原子力発電所（⑥、⑦））

② 志賀原子力発電所の概要（設備、安全対策、シビアアクシデント対策含む）説明（図９）

③志賀原子力発電所の保全の概要説明、保全方式の説明（時間管理保全、状態監視保全、事後保全）、④燃料管理、炉心管理、④志賀原子力発電所の運転管理の概要説明

⑤原子力防災計画と防災体制の説明、⑥志賀原子力発電所若手所員との意見交換会

⑦発電所長、所長代理、炉主任との意見交換会

図９　志賀原子力発電所の概要説明

図１０　オフサイトセンター見学の様子

図１１　発電所内見学の様子

図１２　シーム調査状況の見学

c. 運転訓練用シミュレータや保修訓練設備による訓練体験（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）（図２５）

d. 志賀オフサイトセンター見学（実施場所：志賀オフサイトセンター）（図１１）

e. 志賀原子力発電所の現場視察（安全対策、耐震等）、破砕帯調査地点の見学
（実施場所：志賀原子力発電所研修センター（③）、志賀原子力発電所（①、②、③））
志賀原子力発電所見学（フィルターベント、淡水貯水槽、緊急時対策棟等）、②振動診断等の現場見学、③志賀原子力発電所の耐震設計の概要説明（シーム調査状況等を含む）（図１２）、f.研修成果を発表（実施場所：志賀原子力発電所研修センター）（図２８）実習参加者：１１名（長岡技術科学大Ｍ１：３名、早稲田大Ｂ４：２名、東京都市大Ｍ１：１名、福井大Ｍ１：１名、北海道大Ｍ１：１名、Ｂ４：３名）、実施期間：平成２８年８月２９日～９月２日（５日間）

４．海外研修（アメリカ地区開催）

米国の事業者やイリノイ大学の教授の協力を得て、下記の内容を実施した。

a.世界職業人被曝情報機構（ISOE）が主催し、NRC や IAEA、欧米の主要な電力会社幹部が参加するシンポジウムへの参加（実施場所：アメリカ　フロリダ州フォートローダーデール）（図１３）

b.クック原子力発電所（図１４）、ラサール原子力発電所、ドレスデン原子力発電所、クリントン原子力発電所等の視察、イリノイ大学での研修（実施場所：アメリカ　イリノイ州シャンペーン他）（図１５）

図１３　ISOE シンポジウム

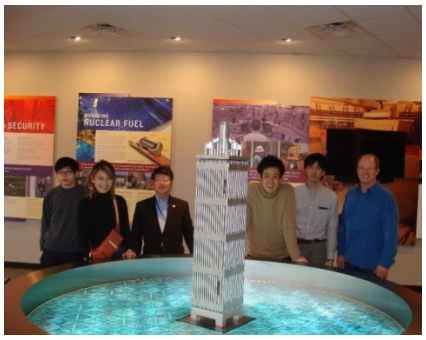


図１４　クック発電所見学

図１５ イリノイ大学での聴講

実習参加者：５名（東京工業大Ｍ１：１名、北海道大Ｍ１：１名、東北大Ｍ１：１名、東京都市大M1：１名、大阪大Ｍ１：１名）、実施期間：平成２８年１月８日～２２日（１５日間）

５．結言

この人材育成プロジェクトは、今年度も実施中で、３年間で講義や研修参加者は 1100 名を超える。ご協力いただいた、講師各位、電力会社（北電、北陸電力）、メーカ（東芝、日立 GE、三菱重工）、研究所（JAEA）の皆さま、そして原子力学会シニアネットワークの皆さまに深謝いたします。

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

（3）学生とシニアの対話会の概要と成果

(3) Brief Overview and Results of Dialogue Meeting between Students and Seniors

石井正則[1]

[1]日本原子力学会シニアネットワーク連絡会

1. 概要

平成 27 年度、28 年度の 4 回のスーパーエンジニア育成研修では、研修最終日に学生とシニアの対話会を実施した。いずれの対話会も「過酷事故を未然に防ぐには」をメインテーマとし、学生から提示された「一般社会や地域社会の安全性と信頼性の理解促進」などを含め、討論や意見交換を交えて双方向性の高い対話会を行うことができた。以下の対話会に概要と主な成果を示す。

2. 対話会の概要

2-1. 対話会の進め方

1）往復書簡による事前意見交換

対話会開催に先立ち、学生の関心事、質問事項、意見等を聴取し、当該学生と同じグループを担当するシニアから返信する、「往復書簡」スタイルのメール交換を実施した。参加学生の決定時期にもよるが、複数回実施できたケースもあった。

2）基調講演による専門性の高い技術習得

対話に先立ち、前日に齋藤信三氏より「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために一国、原子力界は何をなすべきかー」をテーマに基調講演（北大）があり、安全と事故防止に関し体系的かつ具体的に説明していただいた。時宜を得たレベルの高い内容で、充実した対話を進めることができた。

3）対話グループ編成とファシリテーション方式

対話は各回 15 名程度で 3 グループに分かれ、各グループ学生 5 名程度、シニア 2 名（シニアは各回合計 6 名）で対話を実施した。

対話推進に当たっては学生からファシリテータを選出、学生のファシリテーションにより的確に学生の関心事を引きだし対話を進めることができた。

2-2. 対話の主なテーマ

「過酷事故を未然の防ぐ」に関連した具体策などに加え、学生の懸念や関心が高かった以下のような話題が取り上げられた。報道問題、環境・GHG 問題)」「新規発電所導入に関する様々な問題」など。

図 1 に北大でのシニアと学生の対話会の様子を示す。

図 1 北大でのグループ対話の様子

Masanori Ishii[1], [1]Senior Network, AESJ

「一般社会や地域社会の安全性と信頼性の理解促進」「廃炉」「再稼働問題」「原子力の将来（エネルギー

このうち、新規発電所建設に関しては、インドネシアの学生から HTTR への関心の高さがうかがえた。（北大、日立・GE、JAEA）図２、図３に北大研修、日立 GE 研修参加者写真を示す

3. 主な成果

日本のこれからの原子力再構築への期待と、とりわけ留学生からはアジア諸国の原子力への期待の大きさがうかがえ、頼もしく思えた。

対話終了後に行われた各グループからの対話で得られた成果発表からは、安全性の実証と確認はもとより、国民の理解促進にも有効なリスク指標ともなる安全目標と PRA による確認や、受動的安全性機能を組み込んだ新しい発電炉の思いなどが報告された。齋藤氏の基調講演と連動して行った対話の効果があったものと思われた。齋藤伸三氏が講演されや安全性向上にむけた対策は、学生たちにとって専門性の高い内容であるが、大変有意義だったことがわかる。

学生達には、21 世紀中葉に向けて日本の原子力界をけん引することが期待されるだけに、今回の一連のスーパーエンジニア研修がそのきっかけとなれば、この対話会に参画したシニアにとってこれに勝る幸はない。

これからますます発展して行くアジア各国の留学生からは、自国の原子力への熱い思いを聞かせてもらった。この研修が日本の原子力界再構築のみならず、アジア各国で原子力界を担う若者の育成にも貢献していることを改めて実感した。福島第一原子力発電所事故を乗り越えた安全性の高い発電所により、豊かなアジアを作ってもらいたいと熱望する。

4. アンケートに見る学生の意見

講演内容、対話内容とも全員から「満足」または「ある程度満足」との回答を得た。

本企画全体や若手の使命に関しては、

＊責任の重さを感じた。頑張らなくてはならないと強く感じた。

＊原子力の重要性を再認識できるよい機会だった。

＊現在のテクノロジーを引き継ぎ発展させて行くことが私たち若者の使命。

といった頼もしい意向が感じられた。

また、エネルギー、原子力問題では高速炉、とりわけ「もんじゅ」の廃止方向に危機感を示した学生が多かった。将来のエネルギー供給として、日本のような無資源国にとって高速増殖炉への期待は次世代を担う若者ならではであろう。

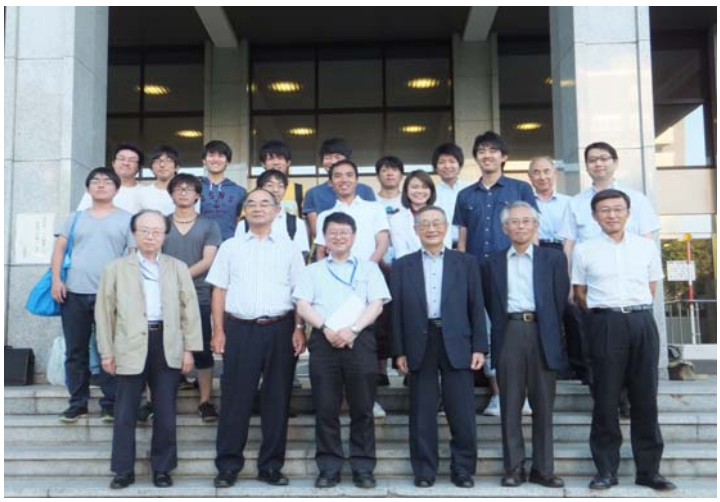


図２　北大研修に参加した学生、教員、シニアのメンバー

図３　日立 GE 研修に参加した学生、シニアのメンバー

5. おわりに

福島後遺症で再稼働の進展がはかばかしくないが、それ以上に心配なのは 21 世紀中葉以降である。現在ある発電所はいずれ運転期間が満了する。準備期間を考えると、将来のこととして先送りする余裕はない。

一方これまで原子力界を支えてきたエンジニアは世代交代することになるので、今回スーパーエンジニア研修を受けた学生達には、これからの日本の原子力界を支えてもらいたいと強く期待する。

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(4) シニアとの対話会・米国研修で得たもの

(4)Meeting with Senior Members and Students for the Super Engineer's Training in Japan and US

*Pornphatdetaudom Thanataon[1]

[1]Department of Nuclear Engineering, Graduate School of Science and Engineering,
Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan

1. Introduction

Super Engineer program is a leading program of Hokkaido University established by Prof. Tadashi Narabayashi which consisted of local training in Japan and finally select five excellent students in the nuclear department and related field from university all over Japan to participate an annual internship in the United State of America for two weeks. The program aims to train participated students o be the next super engineers whose help solving and restart Japan's nuclear power plant. Experiments and lectures provide knowledge and experience in nuclear engineering as well as the discussion with senior engineers, nuclear personnel, and other field students which allow participants to broaden their point of view and ask any curious questions. I am one of a few international students who join the local training in Japan and only one international student whom been selected for US internship. However, with many helpful and kind supports, I have memorized these opportunities as one of the best experiences as a nuclear engineer student. Accordingly, this work aims to share experiences of the mentioned discussion with senior engineers and nuclear personnel from Japan and US. Program.

2. Super Engineer's Training in Japan

The training program in Japan which is mentioned in this work is the Development of Super Nuclear Engineers to Achieve Safety at the Highest Global Standards held at Hokkaido University on August 1st to 5th, 2016. The training included some lectures on nuclear topics, disaster prevention robot practicing, Tomari nuclear power station visiting, and discussion with Japanese senior engineers. The discussion with Japanese senior engineers allowed students to ask some questions not only about the nuclear knowledge but also their experiences, expectations, and opinions on the current nuclear industry in Japan.

From the discussion about the situation after Fukushima accident, CLI (commission local information), which is the discussion process between utility company, local people, and government, are planned to be applied in Japan. Currently, in Hokkaido, only paper publication and talking session in the limited area have been used which might not be good strategies, especially to gain trust after Fukushima accident. However, in order to solve the bad image of nuclear industry after the accident, time is still the key to the solution together with continuous safety development. The safety has been planned to develop with passive safety idea for shutting down and another process. By this idea, there is no electricity required but natural gravity and circulation will be involved. The problem on the safety development has been stated of the large scale of the facilities required which cause high construction cost and will affect to country's economic situation. In the current situation, senior engineers showed their concern about the shortage of electricity and carbon emission in the near future. To illustrate, before Fukushima accident, Tomari power station which has 3 reactors can produce 44% of Hokkaido electricity while combustion was involved only 8%. However, after the accident, a rapid increase of carbon emission was reported because the nuclear station was forbidden and combustion re-open to respond the same demand as well as the higher cost of fuel. In the case of waste management, Japan decided to recycle nuclear waste because of limitation in resource and area while Sweden and the US chose the spent fuel disposal deep underground. The big concern of recycling is the terrorism by using the recycle product which contained plutonium for produce nuclear weapon.

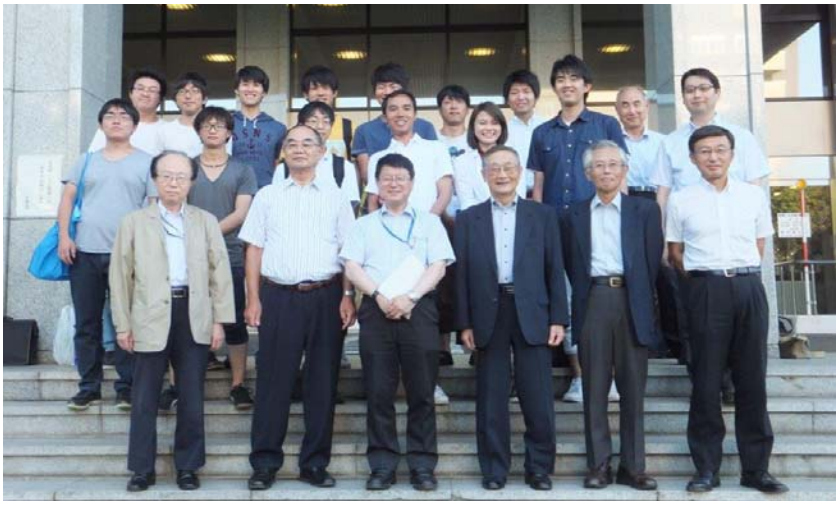


Figure 1 Japanese Senior Engineers and Super Engineer's Students

3. Super Engineer's Training in the US

After the local training in Japan, five students were selected together from different university around Japan, namely, from Hokkaido, Tokyo, Tohoku, and Osaka, to participate the internship in the United State of America for 2 weeks and this year was held on January 8th to 22nd, 2017. All participants joined ISOE symposium, and nuclear power plants visiting with kindly support from Dr. David Miller. All the schedule allowed participants to discuss and received valuable experiences.

3.1 ISOE Symposium

ISOE (Information System on Occupational Exposure) Symposium is an annual meeting for Sharing Information between ALARA (As Low As Reasonably Achievable) person who working with the radiation and nuclear plants which included paper presentations, RPM (radiation protection manager) meeting, and special mentor meeting for super engineer's students. The discussed topics are mainly about the current situation of those plants, safety, and new technology in order to reduce dose rate in work place and the public. Moreover, this year, they celebrated the 25th year ceremony of this symposium with the highest number of participants and country including Japan and Thailand as shown in Figure 2.

Figure 2 Memorial Picture of Participants in ISOE Symposium, January 9th to 11th, 2017

During the symposium, there are many interesting opinion and quotes from both speakers and participants which I, personally, would like to share in this work as mentioned below.

- Nuclear is required to provide the largest contribution to Global electricity in 2050., William D. Magwood, Nuclear Energy Agency, France
- Transparency and reliable operation is not to evaluate the process but the progress of the licensee., Terry Jamieson, CNSC Ottawa, Canada

- “Flexible” can help prevent accident by adapting process related to situation., Shinichi Kawamura, TEPCO, Japan
- Human always explore somewhere of something we did not know before and that come up with the driver of development in science and technology., Dr. Dennis Chamberland, NASA, USA
- Information defection effect to our mind is worse than the radiation defection., Prof. Narabayashi Tadashi, Hokkaido University and Super Engineer Program, Japan
- Nuclear power is special and unique., Bob Porter, TEPCO, Japan

After the symposium, personnel from many plants and companies have kindly volunteered to be mentors for the individual student of super engineer program for keeping good contacts and advice. During the short time discussion, both mentors and students received and exchanged some idea about the important point of working in the nuclear field. It was one of the most impressive activities which keep long relationship and connection between working person and students whom soon will step into the working life. Moreover, RPM meeting was held which is mainly for managers who specialize in radiation protection for sharing and discussing some situation, new policy or related information in order to reduce dose rate in work place and the public.

3.2 US Nuclear Power Plants Visiting

By the strong support from Dr. David Miller, super engineer participant allowed to visit four nuclear plants which are Donald C. Cook, LaSalle, Dresden, and Clinton and had great discussions with managers, workers, and engineers in all plants.

3.2.1 Donald C. Cook Nuclear Plant

This Plant located near to the Lake Michigan, Bridgman, Michigan. Our group first visited their visiting center which provides some knowledge about nuclear and reactors through simulation and movies as shown in Figure 3 and had a chance to meet Mr. David Wood, president of the plant. They have 2 units of PWR reactor with ice condenser operated by American Electric Power (AEP). Their main motto is “Zero Harm We Care” to remind every worker work safely. Moreover, every worker in this plant work based on a 2-minute rule which is the 3 ways communication, inform actions (by the 1st party), repeat actions (by the 2nd party or supervisor) and understand actions (by the 1st party again) before every action to prevent the accidents and mistakes. Mr. John Carlton also shared his experiences on environmental management. The plant faced some problems of the unexpected death of the school of the fish problem in the lake Michigan that cause the problem of water filter pipe and the changing of the temperature in the lake in the different season that causes the cooling system problems.

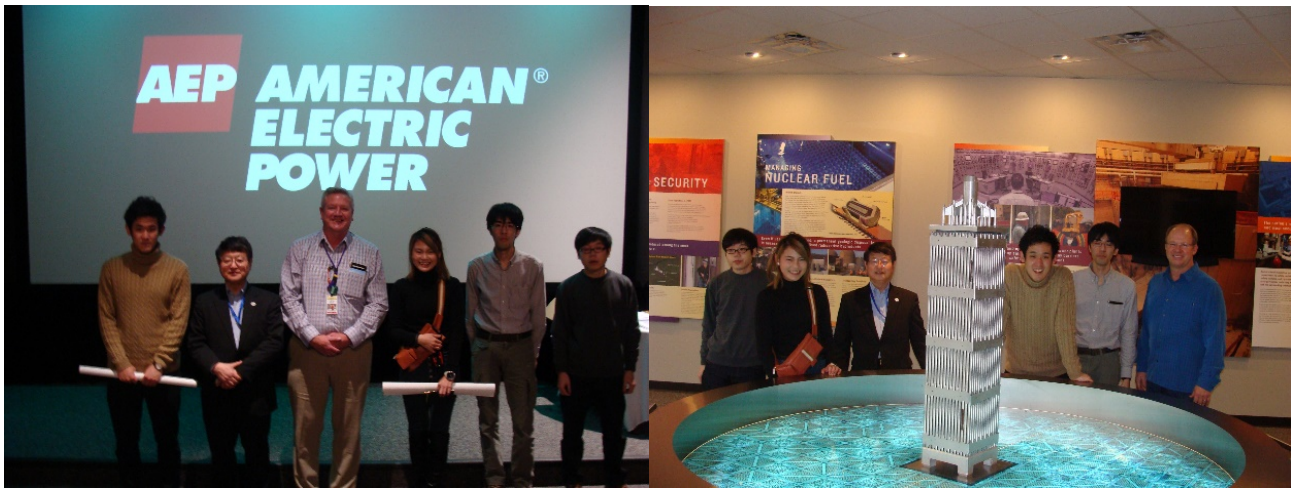


Figure 3 Pictures in Donald C. Cook Nuclear Plant’s Visiting Center
(Left) Mr. David Wood, president, in the middle,
(Right) Mr. John Carton, Environmental Engineer, on the most right

3.2.2 LaSalle County Generating Station

The plant located in Marseilles, Illinois. They have 2 units of BWR Mark II operated by Exelon. We met and talked to Mr. John Moeser and other engineers who gave us a lot of great vision as shown in Figure 4. Their current target is to eliminate source term of non-tenacious crud, contained Co-60 that occur from Spinel materials part consist of a high concentration of ferrous iron, in order to reduce dose rate in work place and contamination to the pipe and turbine. This plant brought a lot of new technology that we normally use in real life to develop their safety such as 360fly VR, the 360 degrees' camera for taking picture in work place for the training and inspection, and VOCERA phone, the speaker phone using in plant's WIFI area that allows the immediate call both internal and external dials by the voice control.

Figure 4 Picture with Mr. John Moeser (in the middle) in LaSalle County Generating Station

3.2.3 Dresden Generating Station

Only about 30 miles away or 40 minutes by car from LaSalle, we visited Dresden on the next day as shown. This plant has 3 Units of BWR Mark I which Unit I is the 1st commercial unit in the USA but now is under decommissioning operated by Exelon. Because of the surrounding by Illinois river of the 3 side of the plant, they pay attention to the flooding security. Mr. Harry Bush Jr. told us about his point of view and some other important information and joined us the tour in the control area as shown in Figure 5. They use FLEX facilities that have the same kind of connection of pipe line and other emergency equipment and easy to transport with the other plant to prevent the accident and easy to help each other from the lesson learned of Fukushima Accident. Isolation condenser (IC) has been used for the cooling emergency case. Moreover, Mr. Ronald whom guiding us inside of reactor area was a mark that "Time Motion Study" with the field worker is important to reduce the working time which also brings the dose rate reduction.

Figure 5 Picture inside of reactor control area in Dresden Generating Station
with Mr. Harry Bush Jr. (with the golden Helmet)

3.2.4 Clinton Power Station

Clinton Power station, Illinois was our last nuclear plant visiting. We were guided by Mr. Robert Egan and Mr. Daniel Schlapkohl as shown in Figure 6. They have only 1 unit of BWR Mark III operated by Exelon which, from the dosimeter data, have the lowest dose (0.1 mR) in the reactor area during the tour compare to Lasalle and Dresden (about 0.4 mR). We had a chance to visit inside of the control area and stand above the reactor with water shielding for 23 feet which allow us to see some part of the reactor. They will have some decommissioning plan this year that brought them focusing on outage and safety during the outage.

Figure 6 Picture in Clinton Power Station with the Engineers

4. Conclusions

Super Engineer Program is a leading program from Hokkaido University established by Prof. Tadashi Narabayashi which aims to train students to be super engineers whose will be able to solve Japan's nuclear industry. Both local trainings in Japan and US provide chances on discussion with senior engineers, nuclear personnel, and other field students which allow participants to broaden their point of view and visions. After Fukushima accident which causes a huge effect on the nuclear industry all over the world. The most important strategy is to create a good communication way from both among nuclear person, with the public, and also pass to the nuclear-developing country. Nuclear will still play the important role in electricity generation for more than 50 years. By participation in this program, the necessary and advantages of communication and safety are illustrated to all participants.

5. Acknowledgements

These opportunities would not be this pleasure without main supports from Prof. Tadashi Narabayashi and Super Engineers Program, Hokkaido University along with all lecturers, Tomari plant, and Japanese senior engineers who participated in local training in Japan. For the training in the US, I would like to show my appreciation to Dr. David Miller, Donald C. Cook Plant and the University of Illinois, participants and mentors from ISOE symposium, all US plants, and related person. Finally, I would not have a chance to receive these great opportunities without strong supports from my advisor, Prof. Toyohiko Yano, and Assoc. Prof. Katsumi Yoshida, Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology and Mr. Anggi Budi Kurniawan, my classmate, whom invited and shared me the information of these training.

2017年秋の大会

シニアネットワーク連絡会（SNW）セッション

原子力人材育成公募事業「世界最高水準の安全性を実現するスーパーエンジニアの育成」

MEXT Nuclear education project: To be a Super Engineer to Realize the World Class Nuclear Safety

(5)国内研修と米国研修で得たものと将来への抱負

(5)Nice experience of the training in Japan and US and hope of future

*倉 佑希[1]

[1]北海道大学

1. 緒論

私は日立・JAEA の施設で行われた研修、そしてアメリカ研修に参加した。研修では、工場や発電所の見学を通じて、大学で学んだ知識が現場でどのように使われているかを知ることができた。また、若手からベテラン、シニアの方まで、様々な立場の方との交流の機会もあり、原子力に関する専門知識を深めるだけでなく、仕事内容やキャリアについての体験談なども伺うことができた。

この発表では、私が参加した研修の概要と、そこから学んだことについて紹介する。

2. 国内研修

私は 8 月 29 日から 9 月 2 日に行われた北陸電力での研修に参加した。　原子力技術研修センターにおける講義と、志賀原子陸発電所やオフサイトセンターの見学を行うことができた。講義では、志賀原子力発電所の概要や新規制基準に基づいた安全対策、保全に関して、現場の方に教えていただいた。発電所見学では実際に津波対策施設を見学し、発電所内の工事や保全の現場を見学することができた。また、若手の所員の方と対話する機会があり、どのような作業が大変か、などを伺うことができた（**図１**）。

図１　志賀原子力発電所の若手所員との対話会

私は 10 月 17 日から 21 日に行われた。日立 GE・JAEA の研修にも参加した。

初日には日立本社において日立 GE の概要説明と原子力事業全般についての紹介があった（図２）。国内の原発については、BWR は全て停止中、建設も中断しているという厳しい現状であると伺った。福島第一原発の廃炉については、日立 GE のロボットの投入などの取り組みについての説明を受けた。

2 日目、3 日目には日立 GE の工場見学があり、実際の生産現場を目にすることができた。また、日立 GE の開発した炉形について講義を受け、ABWR の従来からの変更点やその利点、ESBWR の静的安全性などについて詳細な説明を受けた。

4 日目には JAEA の研究施設の見学を行った。東海地区では LSTF や JRR-3（**図３**）、東海地区では常陽や HTTR の見学を行った。特に印象に残っているのは HTTR で、高温を利用した水素製造など発電以外の用途にも使用できる点や、黒鉛を利用し、空冷系を備えるなど高い安全性を持つ点が魅力的に感じた。

最終日には電気の史料館の見学と、シニアとの対話会を行った。電気の史料館では日本の発電史における貴重な資料を見ることができた。シニアとの対話会では、シニアの方の過去の体験談について、直接伺ったり、原子力を取り巻く状況についての意見交換などを行った。

---

*Yuki Kura[1],

[1]Hokkaido Univ.

図２　ABWR に関する講義（日立 GE）

図３　JRR-３について説明を受ける様子

3. 米国研修

米国での研修は 1 月 8 日から 22 日にかけて行われた。

最初の 3 日間では、ISOE シンポジウムに参加した。講演者は様々な国、立場の方々で、職務上の被ばく量の低減のための取り組みについて紹介していた。海外の現場の取り組みについて学生が知る機会はほぼないので、大変貴重な機会になった。

その後はアメリカの 4 つの原発の見学を行った。各原発では福島事故を受けた安全対策や、発電作業時の被ばく量低減の取り組みを中心に説明を受けた。福島事故を受けた対策では、どの発電所も河川や湖からの越水対策を強化していることを伺い、防水扉や防水堰を見学した。また、電源喪失時の対策として、可搬型のポンプやホース等を施設の各所に常備していた。これらは FLEX として規格化されており、他の発電所との融通が可能である。被ばく量低減に関しては、発電所内の各所でモニター等を使った線量の可視化がなされていて、長時間いても良い場所とそうでない場所の区別が明確になっていた。また、発電所で働いている方と対話する機会があったが、仕事に自信と誇りを持っていることが伝わってきた。

4. 研修で得たものと将来への抱負

日本国内の研修では、メーカー等の技術者や元技術者や経営幹部の方々と直接お話しする機会が多く、原子力に関する幅広い知識を得ることができた。最新の原子力関連の知識は大学での講義などでは得ることが難しく、貴重な機会となった。また、原発を取り巻く状況として、再稼働に時間がかかっている影響は、電力供給や環境問題以外にも出ていることが分かった。例えば日立が行っている他国への原発輸出では、再稼働が遅れているうちに他国の原発が稼働実績を積んでしまい、後れを取ってしまうということを伺った。また研究炉に関しても福島事故以降運転することができていない。

米国研修では、日本の学生としてはなかなか得ることのできない、海外の現場で実際に行われている取り組みについて知ることができた。日本で起きた福島の事故に関しても、詳しく分析と対策が行われていることがわかった。それらの中には日本でも真似すべきだと思われるものもあった。

私は大学の修士課程修了後は原子力発電所のエンジニアを目指している。今回の研修で得た様々な知識を、将来の原子力発電所の安全運転のために生かしたい。そして将来は、幅広い視野と知識を持つ「スーパーエンジニア」になり、自分の得た知識と経験を他の人に伝えられるようになりたいと考えている。

謝辞：ご導いただいた先生方、電力会社や JAEA, メーカーの技術者、そして海外研修でご指導いただいたイリノイ大学の David Miller 教授、米国の発電所の RP マネージャのメンター皆さまに深謝いたします。

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

Fri. Sep 15, 2017 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 15, 2017 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room Q Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building

[3Q_PL] Appropriate designs for environmental monitoring based on the lesson learned from the nuclear accidents

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

[3Q_PL01] Review of the improvement on environmental monitoring

*Masanao Nakano[1] (1. JAEA)

[3Q_PL02] The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*Hiroshi Tanikawa[1] (1. HNEERC)

[3Q_PL03] Future scope on environmetal monitoring

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

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

（1）環境モニタリングの改善に関する検討状況

(1) Review of the improvement on environmental monitoring

*中野　政尚[1]，百瀬　琢麿[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以前は，「シビアアクシデントは起こらない」という暗黙の仮定があり，事業者も当局側も緊急事態に対応する十分な準備を怠ってきたとされている。そのようなことを背景として，ICRP Publ. 109 に示される以下の考え方①②を取り入れ，現在の原子力災害対策指針が作成されている。

① 緊急事態の初期には，“迅速に”被ばくを回避又は低減するため，事前に設定された発動因子（トリガー）に基づいて，計画された防護戦略を“反射的”に実行。

② 事態が進展し，正確な状況の理解が深まるに従い，実際の状況（その時点で広くみられる状況）に基づいて防護戦略を決定。

本稿では，上記考え方を具現するための原子力規制庁の原子力災害対策指針補足参考資料（緊急時モニタリングについて）の概要及び環境放射線モニタリング技術検討チームの検討状況について報告する。

2. 原子力災害対策指針補足参考資料（緊急時モニタリングについて）

原子力災害対策指針の緊急時モニタリングに関する詳細な事項について，緊急時モニタリングの在り方に関する検討チームや環境放射線モニタリング技術検討チームのメンバーのほか，地方自治体のモニタリングの関係者，日本原子力研究開発機構及び原子力安全基盤機構の防災関係者等の協力の下，原子力災害対策指針の補足資料として「緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料)」をとりまとめた。その主なポイントは以下 3 点である。

① OIL の判断に必要なモニタリングを最優先に実施。

② 緊急時モニタリングセンターの設置。

③ 防護措置とモニタリングの関連づけ。

3. 環境放射線モニタリング技術検討チーム

緊急時及び平常時のモニタリングを適切に実施するためには，常にモニタリングの技術基盤の整備，実施方法の見直し，技能の維持を図っていくことが重要であることから，モニタリングの技術的事項に関する検討を継続的に行う「環境放射線モニタリング技術検討チーム」が平成 28 年 10 月に設置された。これまで 4 回の会合が開催され，以下事項について検討がなされている。

(1) モニタリングの技術的基盤に関する事項
　○放射能測定法シリーズ，○モニタリングの品質保証

(2) モニタリング実施方法の継続的改善に関する事項
　○緊急時モニタリング，○平常時モニタリング

講演においては，上記内容の他，事業者の眼から見た今後の改善点と課題点についても触れたい。

---

*Masanao Nakano[1] and Takumaro Momose[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

(2) 環境モニタリングに関する地方自治体の観点

(2) The angle of the local self-governing body about an environmental monitoring (radioactivity investigation relation)

*谷　川　　浩
北海道原子力環境センター

１　北海道原子力環境センターにおけるモニタリング等について

（１）モニタリング等の実施概要

北海道並びに泊村、共和町、岩内町及び神恵内村は、地域住民の健康を守り生活環境の保全を図る目的で、昭和 61 年2 月8 日、北海道電力㈱と「泊発電所周辺の安全確保及び環境保全に関する協定」（以下「安全協定」という。）を締結（平成3 年8 月 17 日、平成 16 年3 月 30 日及び平成 17 年8 月 15 日一部改定）しています。

原子力環境センターでは、安全協定に基づき環境放射線監視及び温排水影響調査からなる環境モニタリングを行っているほか、地域振興のための農業、水産業に関する試験研究を行っているほか、広報展示室等において、環境モニタリングや原子力防災対策等に関する広報業務も行っています。

【環境モニタリングの仕組み】

環境放射線監視及び温排水影響調査基本計画
⇓
環境放射線、温排水の測定
⇓
測定結果の取りまとめ及び評価
⇓
四半期報、年報
⇓（環境保全監視協議会による測定結果の確認）
測定結果の公表

ア　環境放射線監視

環境放射線監視の目的は、空間放射線及び環境試料中の放射能の測定を行い、泊発電所からの放射性物質が適正な管理の下に放出され、地域住民の安全が十分確保されていることを確認することにあり、監視の対象地域は、泊村、共和町、岩内町及び神恵内村の区域となっています。

（ア）空間放射線等

住民の外部被ばくによる線量の評価及び発電所に起因する空間放射線等の監視に資するため、泊発電所周辺地域にモニタリングステーション、モニタリングポスト等を設置し、空間ガンマ線の線量率や積算線量、気象要素などの測定を行っています。

連続測定を行っている空間ガンマ線等の測定項目としては、泊発電所敷地内及び周辺地域に設置したモニタリングステーション等における線量率のほか、泊発電所敷地内の放水口ポスト計数率や排気筒モニタ計数率があり、これらの測定結果は、環境放射線テレメータシステムにより、２分毎に原子力環境センターに伝送され、集中的に常時監視されています。

また、これらの施設を補完するため、モニタリングカーを配備して、線量率などの移動測定

を行っているほか、泊発電所周辺の広い地域に、モニタリングポイントを設置し、3 か月間の積算線量の測定を行っています。

（イ）環境試料中の放射能

環境試料中の放射能レベルとその推移の傾向を把握するとともに、内部被ばくによる線量の評価に資するため、大気中浮遊じん、降下物、陸水、陸土、メロンや生乳などの農畜産物、海水、海底土、スケトウダラやわかめなどの海産物等を定期的に採取（年間 41 種類、453 検体）して、乾燥、粉砕、さらに灰化などの前処理を行った後、核種分析などの放射能分析を行っています。

表１ 環境放射線監視の概要

空間放射線等			環境試料中の放射能	
線量率	モニタリングステーション	10 局	大気中浮遊じん、降下物、陸水、陸土、農畜産物、指標植物、海水、海底土、海産物、指標海生生物	[41 種類] 453 検体
	モニタリングポスト	11 局		
	気象観測局	1 局		
	モニタリングカー 定点	43 か所		
	モニタリングカー 走行	5 ルート		
積算線量		68 か所		
放水口ポスト計数率		2 局		
排気筒モニタ計数率		3 か所		

※ 調査地点数等は、北海道と北海道電力(株)実施分との合計値

モニタリングステーション（茅沼）

モニタリングポイント（照岸）

環境試料（クマイザサ）の採取

イ 温排水影響調査

温排水影響調査の目的は、泊発電所前面海域の物理的及び生物的環境の状況を長期的かつ広域的に監視するとともに、水温変化の予測結果の整合性を確認し、泊発電所の取放水に伴う海洋環境の変化の実態を把握することにあり、特に温排水によって環境水温が1 ℃上昇すると予測される範囲を中心に、各種の調査を行っています。

（ア）物理調査

停船測定、曳航測定及び取水口モニタ、放水口モニタ、沖合モニタによる水温調査のほか、流向流速を把握する流況調査、塩分や栄養塩濃度などの水質調査、強熱減量や粒度組成などの底質調査を行っています。

（イ）生物調査

底生生物や海藻などの浅海生物のほか、魚等の遊泳動物、卵・稚仔、プランクトンなどの海生生物の出現状況等について調査を行っています。

表２　温排水影響調査の概要

調査区分		調査項目		調査地点数
物理調査	水温調査	水温 塩分（参考値）	停船測定	１４７
			曳航測定	延べ１０km
		水温	取水口モニタ	２
			放水口モニタ	２
			沖合モニタ	１
	流況調査	流向・流速		７
	水質調査	塩分、透明度、pH、DO、COD、SS、T-P、PO_4-P、T-N、NH_4-N、NO_2-N、NO_3-N、n-ヘキサン抽出物質		２７
	底質調査	強熱減量、全硫化物、COD、粒度組成		２３
生物調査	海生生物調査	浅海生物	潮間帯生物	３
			底生生物 マクロベントス	１３
			底生生物 メガロベントス	３
			海藻	３
		魚等の遊泳動物		数点
		卵・稚仔		１４
		スケトウダラ卵・稚仔・稚魚		１２
		動・植物プランクトン		１５

※　調査地点数等は、北海道と北海道電力㈱実施分との合計値

ウ　試験研究業務

原子力環境センターには、この種の施設としては全国で初めて、農業・水産業の試験研究部門を併設しています。農業研究科では、環境モニタリング用の試料である、すいか、メロン、とうもろこしなどの農作物の栽培を行うほか、地域振興に資するため、すいか・メロンなど果菜類の高品質安定生産技術の開発省力・低コスト化栽培法及びその他有用作物の栽培・施肥管理法などの試験研究を行っています。

また、水産研究科では、環境モニタリングにおける温排水調査を行うほか、地域振興に資するため、磯焼け海域におけるコンブ類遊走子の到達距離と藻場の分布に関する研究など、水産資源の維持増大に関する試験研究を行っています。

２　環境モニタリング等の結果概要について

（１）平成 28 年度までの環境放射線監視結果

平成 28 年度の測定結果は、過去の測定値と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境への異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

（２）平成 28 年度までの環境資料中の放射能分析結果

平成 28 年度の分析結果は、過去の測定値と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境への異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

（３）平成 28 年度までの温排水影響調査結果の概要

平成 28 年度の物理調査及び生物調査の結果は、過去の結果と同程度であり、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められませんでした。また、調査開始（昭和６１年９月）以来、泊発電所に起因する周辺環境の異常は認められません。

表３　Ｈ２８年度空間放射線等測定結果

項目			地点数等	測定頻度	単位	測定結果	
						平成 28 年度測定値	過去の測定値範囲
線量率	固定測定局（モニタリングステーション・ポスト、気象観測局）		22 局	連続	nGy/h	19～45	10～48
	モニタリングカー	定点測定	43 か所	四半期に１回		14～42	7～43
		走行測定	5 ルート	四半期に１回		12～116	6～132
積算線量			68 か所	３か月積算	mGy/92 日	0.08～0.14	0.07～0.15
放水口ポスト計数率		1･2 号機	1 局	連続	cpm	217～236	215～246
		３号機	1 局			242～262	243～265 (245～281)
排気筒モニタ計数率		１号機	1 か所			488～493	485～493
		２号機	1 か所			481～488	482～497
		３号機	1 か所			425～452	427～464 (461～475)

注１　単位については次のとおりである。
・Gy：ある物が放射線を受けて吸収したエネルギー量を表す単位。mGy は千分の１Gy、nGy は十億分の１Gy。
・cpm：１分間あたりに測定器や検出器で放射線を検出した数。
注２　３号機放水口ポストについては平成 27 年 10 月から現検出器で測定しており、３号機排気筒モニタについては平成 27 年７月から現検出器で測定している（「過去の測定値範囲」欄の括弧内の値は旧検出器によるものである）。

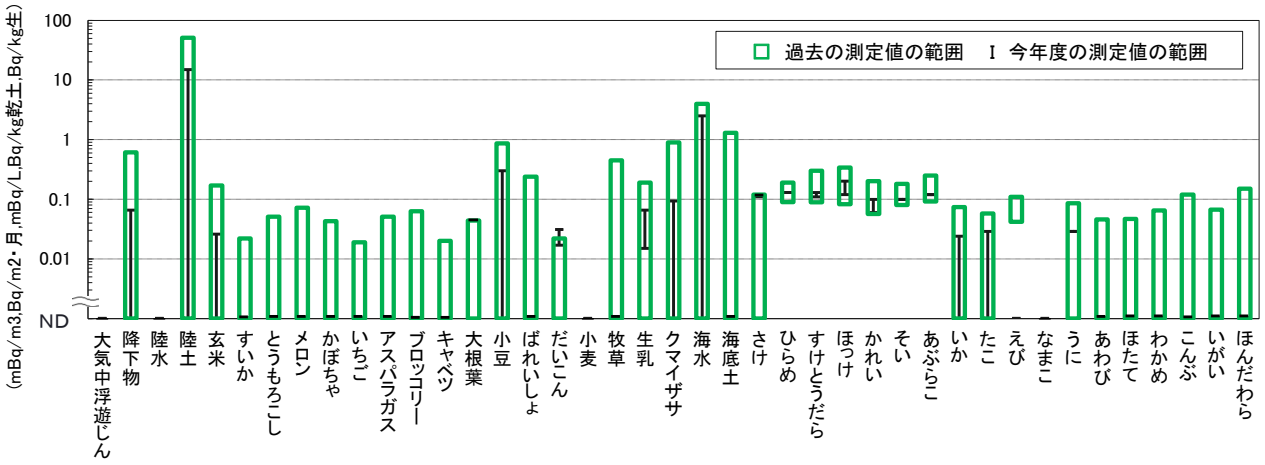


図１　Ｈ２８年度ガンマ線放出核種分析結果（セシウム-137）

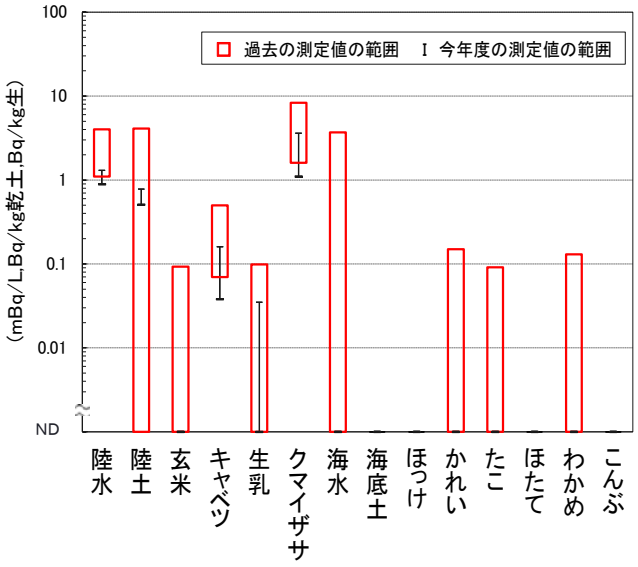


図２　Ｈ２８年度ストロンチウム－９０分析結果

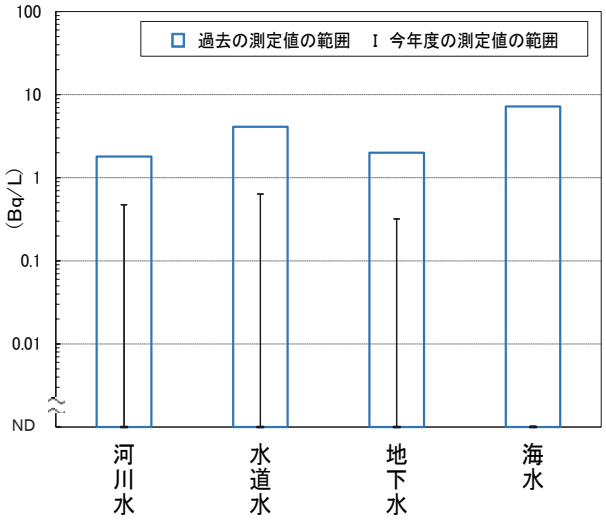


図３　Ｈ２８年度トリチウム分析結果

表４　Ｈ２８年度水質調査結果

調査区分		海域		河川	
調査地点		26地点		1地点	
測定深度等		3層(0.5,5,海底上2m)　nﾍｷは表面のみ		表面	
調査項目	単位	測定結果	過去の測定結果	測定結果	過去の測定結果
塩分	―	29.5～34.0	14.2～34.3	0.0	0.0～0.2
透明度	m	7.4～20.9	1.0～26.4	1.0～>2.0	0.2～3.5
水素ｲｵﾝ濃度(pH)	―	7.9～8.2	7.9～8.4	7.2～7.5	6.2～8.1
溶存酸素量(DO)	mg/L	7.3～11.0	6.6～12.3	7.9～12.8	6.3～13.5
化学的酸素要求量(COD)	mg/L	<0.5～1.0	<0.5～2.9	1.1～1.6	<0.5～3.9
浮遊物質量(SS)	mg/L	<1.0～7.6	<1.0～14.2	1.2～5.7	1.0～99.8
全ﾘﾝ(T-P)	mg/L	0.004～0.022	0.003～0.079	0.016～0.049	0.009～0.145
ﾘﾝ酸態ﾘﾝ(PO_4-P)	mg/L	<0.002～0.017	<0.002～0.046	0.006～0.044	0.004～0.094
全窒素(T-N)	mg/L	0.07～0.31	0.02～0.64	0.39～0.68	0.25～1.33
ｱﾝﾓﾆｱ態窒素(NH_4-N)	mg/L	<0.005～0.019	<0.005～0.080	0.027～0.056	<0.005～0.476
亜硝酸態窒素(NO_2-N)	mg/L	<0.003～0.003	<0.003～0.008	0.003～0.011	<0.003～0.013
硝酸態窒素(NO_3-N)	mg/L	<0.003～0.129	<0.003～0.165	0.167～0.549	0.142～1.492
n-ﾍｷｻﾝ抽出物質	mg/L	<0.5	<0.5～1.4	<0.5	<0.5

３　原子力事故を踏まえた自治体としての方向性

・　環境モニタリングは、安全協定に基づき設置されている「泊発電所環境保全監視協議会」(以下「監視協議会」という。)で策定した「環境放射線監視及び温排水影響調査基本計画」において規定されている監視内容や測定方法などにより実施し、地域住民の安全が十分確保されていることを確認しています。

・　監視項目などは、国の規定やその他検討事項なとについて必要に応じて監視協議会協議しながら見直しを行い、現状では現行の基本計画に基づき環境モニタリングを実施しています。

　原子力発電所からの放射性物質は、自然災害などにより放出されることがありますが、平成２３年の原子力事故では想定できないような大規模な自然災害が起こりうるということを、強く認識させられたところです。

・　原子力環境センターでは、この認識を常に念頭に置き環境モニタリング等を実施することが必要であるということを強く認識しています。また、このような災害やあらゆる事態に備えて、自治体の役割として多種多様な訓練を重ねていく事がとても重要であり、訓練は何度やっても十分ということはありません。これらの事をいつも忘れずに地域住民の安全を十分確保していくことが当センターとしての重要な責務と考えています。　以　上

*Hiroshi.Tanikawa

Hokkaido Nuclear Energy Environmental Reseach Center (HNEERC)

2017年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力事故の経験等を踏まえた環境モニタリングのあり方

Appropriate designs for environmental monitoring
based on the lesson learned from the nuclear accidents

(3) 環境モニタリングの今後の課題

(3) Future scope on environmental monitoring

*飯　本　武　志[1]
[1]東 京 大 学

原子力事故の経験等を踏まえて、緊急時および平常時における環境モニタリングのあり方に関して、今後の課題、論点を整理する。

キーワード：環境モニタリング、原子力事故、緊急時モニタリング、平常時モニタリング

原子力規制委員会「環境放射線モニタリング技術検討チーム」は、当面の検討課題として、
（1）モニタリングの技術的基盤に関する事項　○放射能測定法シリーズ　○モニタリングの品質保証
（2）モニタリング実施方法の継続的改善に関する事項　○緊急時モニタリング　○平常時モニタリング
の２区分４項目を挙げた。これらに直接的または間接的に関連する検討上の留意点について、後者の区分を用いていくつかの例題を以下に列挙する。

【緊急時モニタリング】
- ✓ 緊急事態発生直後におけるモニタリングの対象と頻度等の最適化
- ✓ 機材仕様とデータ表示手法（単位、様式等）の標準化
- ✓ モニタリング支援機関（公共団体、大学、研究機関等）に求められる資源・能力等の標準化
- ✓ 拡散計算と組み合わせることによるモニタリング実施の効率・精度向上の可能性の検討
- ✓ 緊急時使用に特化した、機能を限定した低コスト機材の開発
- ✓ モニタリングの実施とその結果を扱う人材との間の連携訓練の充実
- ✓ 放出核種に着目した線量評価への影響の考察

【平常時モニタリング】
- ✓ 従前から続くモニタリング計画との整合性への配慮
- ✓ モニタリングに関する規制間の整合性への配慮
- ✓ 平常時モニタリングにおける緊急時モニタリング経験（航空機サーベイなど）の確保
- ✓ 緊急時にも展開可能な人材・資材の確保と、その継続的な開発および維持管理

【その他】
- ✓ 長期にわたるトレーサビリティの担保とその支援体制の構築
- ✓ さまざまな被ばく状況において目標とすべき検出限界値の考え方の整理

---

*Takeshi Iimoto[1]
[1]UTokyo