

Thu. Sep 17, 2020

Room A

Planning Lecture | Special Lecture | Local Comition

[2A_PL] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives

Chair:Kazuya Idemitsu(Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[2A_PL01] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives
*Kazunari Sasaki¹ (1. Kyushu Univ.)

Fri. Sep 18, 2020

Room A

Planning Lecture | Joint Session | Health Physics and Environment Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee

[3A_PL] Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand

Chair:Itsumasa Urabe(Fukuyama Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[3A_PL01] Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasuresand
*Takatoshi Hattori¹ (1. CRIEPI)

[3A_PL02] Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee
*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[3A_PL03] Discussion
*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2 NARO)

Wed. Sep 16, 2020

Room B

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

[1B_PL] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Kazuyuki Kato (1. NDF)

[1B_PL02] R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Masaaki Matsumoto (1. MRI)

[1B_PL03] Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste
*Hideki Yoshikawa (1. IRID)

[1B_PL04] Panel Discussion
*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵, *Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

Thu. Sep 17, 2020

Room B

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Risk Science and Technology Division, Social and Environmental Division]

[2B_PL] How do we cope with invisible threats?
Chair:Etsuro Saji(MHI NS ENG)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[2B_PL01] Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster
*Sae Ochi¹ (1. Jikei Univ. School of Medicine)

[2B_PL02] At-a-Glance, Risks and Alternatives
*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2B_PL03] Responses to risks by citizens
*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[2B_PL04] Discussion
*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of AESJ)

Fri. Sep 18, 2020

Room B

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[3B_PL] Grand Challenge of Japanese Nuclear
Chair:Ken Nakajima(President of AESJ)
1:00 PM - 2:00 PM Room B (Zoom room 2)

[3B_PL01] Grand Challenge of Japanese Nuclear
*Yoshiaki Oka¹ (1. Atomic Energy Commission)

Thu. Sep 17, 2020

Room C

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

[2C_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair:Mitsuhiro Kodama(NFD)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*Shigetaka Maeda¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2C_PL03] A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*Hideki Yuya¹ (1. Chubu Electric Power)

[2C_PL04] Discussion

Wed. Sep 16, 2020

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1D_PL] Necessary of Risk

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System

*Naoto Sekimura¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1D_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*Takashi Takata¹ (1. JAEA)

[1D_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

Thu. Sep 17, 2020

Room D

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

[2D_PL] Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. TEPCO HD)

[2D_PL02] Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura¹ (1. NDF)

[2D_PL03] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi¹ (1. IRID)

[2D_PL04] Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

Fri. Sep 18, 2020

Room D

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3D_PL] Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[3D_PL01] Statement of the AESJ Ethics Committee on the incident of receipt of cash-and-gifts committed by KEPCO

*Shin-etsu Sugawara¹ (1. KANSAI Univ.)

[3D_PL02] About Draft Revision of AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

Wed. Sep 16, 2020

Room E

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[1E_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chairman of FPC)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Where is going Nuclear Power in Japan

*Shunichi Tanaka¹ (1. Former NRA)

Fri. Sep 18, 2020

Room E

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

[3E_PL] Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

Chair:Yukinori Hirose(Toshiba ESS)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[3E_PL01] Outline of joint research projects in the
OECD/NEA after 1F-accident
*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

Wed. Sep 16, 2020

Room F

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee on Fuel
Reprocessing Technologies for the Future Generation, The Reprocessing
and Recycle Technology Division

[1F_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the
Future Generation

Chair:Takashi Matsuda(JNFL)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[1F_PL01] Introduction of Research Committee
*Tatusya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1F_PL02] Innovative technologies Available for
Reprocessing
*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)

[1F_PL03] Requirement for New Reprocessing
*Takashi Shimada¹ (1. MHI)

[1F_PL04] Panel Discussion

Fri. Sep 18, 2020

Room G

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee on Advanced
Hydrogen Safety

[3G_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear
plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[3G_PL01] Activity report of the special committee on
advanced hydrogen safety
*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City University)

[3G_PL02] Validation analysis results on hydrogen
diffusion and combustion by CFD using
existing experimental data
*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3G_PL03] Preliminary CFD analyses on hydrogen
diffusion and combustion in container vessel
of PWR and accumulated knowledge for
advancing hydrogen safety
*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3G_PL04] Public release of the CFD code of hydrogen
behavior

*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

Thu. Sep 17, 2020

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic
division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic research
roadmap and strategy for future rolling

Chair:Seiichi Koshizuka(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal
hydraulic research roadmap
*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Introduction on activities of each
organization and the rolling of the thermal
hydraulic roadmap
*Yoshihisa Nishi¹, *Oonuki Akira², *Kenichi
Katono³, *Iwaki Chikako⁴ (1. CRIEPI, 2. MHI, 3.
Hitachi, 4. Toshiba)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic
research roadmap (panel discussion)
*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of
Tsukuba)

Room H

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Thorium
Nuclear Energy Systems

[2H_PL] Current Status and Perspectives of
Thorium Nuclear Energy Systems

Chair:Naoyuki Takaki(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Global Trend of the Developments for
Thorium nuclear energy systems
*Toshinobu Sasa¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] Fundamental Understandings on Thorium and
Molten Salt Reactors
*Koichi Uozumi¹ (1. CRIEPI)

[2H_PL03] Pros and Cons and the Future R&D
*Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2H_PL04] Panel Discussion

Fri. Sep 18, 2020

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics
Division

[3H_PL] R&D status for Fuel Removal on
Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[3H_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi
Accident and Fuel Debris Information
Obtained from Decommissioning Activities
*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Overview of R&D status on Criticality
Control Technique for Fukushima Daiichi
Fuel Debris
*Makoto Nakano^{1,2} (1. IRID, 2 MHI)

[3H_PL03] Important Issues in terms of Criticality
Safety
*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor
Division

[3I_PL] Status of technology development
recommended for safety standard
demonstration reactor of SFR

Chair:Takaya Ito(MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[3I_PL01] Overview of safety enhancement
technologies
*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[3I_PL02] Recriticality-elimination technology
*Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology
*Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[3I_PL04] Three-dimensional seismic isolation
technology
*Tsuayoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

Wed. Sep 16, 2020

Room J

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

[1J_PL] Status and Future Prospects on
Technologies for Material Accountancy of
Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear
Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[1J_PL01] Current understanding of fuel debris
accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear
Power Station
*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

[1J_PL02] Issues and measures of non-destructive
assay technologies for material accountancy
of fuel debris
*Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

Thu. Sep 17, 2020

Room J

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

[2J_PL] International Framework for Utilisation
of Computer Codes and Databases and its
Future Evolution

Chair:Yoshio Suzuki(JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[2J_PL01] Activity of the OECD NEA Data Bank
*Kenya Suyama¹ (1. OECD/NEA)

[2J_PL02] Nuclear Data Activities at the IAEA Nuclear
Data Section
*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

Fri. Sep 18, 2020

Room J

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

[3J_PL] 2019 Award Commemorative lecture of
Social and Environmental Division

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[3J_PL01] Dynamics of Nuclear Power Public Opinion
*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

[3J_PL02] Transition of Nuclear Public Opinion and
Information Acquisition Behavior
*Hiroshi Kimura¹ (1. Kimura Learning
Consultant)

[3J_PL03] Public Opinion Concerning Nuclear Energy
and AESJ members' perception
*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

Wed. Sep 16, 2020

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and

Power Subcommittee

[1K_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Taku Sato¹ (1. KEPCO)

[1K_PL02] Design Concept of the Next Light Water Reactor for Extracted Discussion Points

*Seiji Arita¹ (1. MHI)

[1K_PL03] Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1K_PL04] Panel Discussion

Fri. Sep 18, 2020

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[3K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentaro Funaki¹ (1. METI)

[3K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[3K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[3K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

Thu. Sep 17, 2020

Room L

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

[2L_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair: Yoshiyuki Narumiya (JANSI)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[2L_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[2L_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[2L_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (1. JAEA)

[2L_PL04] Panel Discussion

Fri. Sep 18, 2020

Room L

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

[3L_PL] Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

Chair: Kai Masuda (QST)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[3L_PL01] Boron Neutron Capture Therapy

*Yoshihiro Takai¹ (1. Southern Tohoku BNCT Research Center)

[3L_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*Kohshin Washiyama¹ (1. Fukushima Med. Univ.)

[3L_PL03] Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass Spectrometry

*Shu Taira¹ (1. Fukushima Univ.)

Wed. Sep 16, 2020

Room N

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Sigma Research Advisory Committee

[1N_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyusyu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[1N_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*Tadashi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02] For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[1N_PL03] My vision for nuclear data research, what

we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

[1N_PL04] Towards the future: Explore science from nuclear data

*Futoshi Minato¹ (1. JAEA)

Thu. Sep 17, 2020

Room N

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2N_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair:Noriyoshi Nakajima(NIFS)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[2N_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[2N_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[2N_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Hiroyuki Onishi¹ (1. MHI)

[2N_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[2N_PL05] General discussion

Wed. Sep 16, 2020

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Engineering Division

[1M_PL] Current status and prospect of neutron measurement technology

Chair:Kenichi Watanabe(Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[1M_PL01] Development and application of the neutron standards

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[1M_PL02] Development of light-weight neutron survey meter

*Tomoya Nunomiya¹ (1. Fuji Electric)

[1M_PL03] Development of diamond neutron detector

*Junichi Kaneko¹ (1. Hokkaido Univ.)

Planning Lecture | Special Lecture | Local Commition

[2A_PL] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives

Chair:Kazuya Idemitsu(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[2A_PL01] Hydrogen Energy R&D at Kyushu University:Current state and future prospectives

*Kazunari Sasaki¹ (1. Kyushu Univ.)

特別講演

九大における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

Hydrogen Energy R&D at Kyushu University: Current status and future perspectives

*佐々木 一成

九州大学

本講演では、水素エネルギーの技術開発動向などを概説し、脱炭素社会実現に向けた原子力と再生可能エネルギーの両立を助ける水素の役割、本学を核にした産学官地域連携での水素エネルギー社会実現とそれに向けた大学の役割や将来展望について述べる。

キーワード：脱炭素社会、水素エネルギー、燃料電池、電気化学、再生可能エネルギー、原子力

1. 緒言：脱炭素社会実現に向けた水素の位置づけ

エネルギーは我々の日々の暮らしに欠かせず、その確保は国の存立にも関わる。産業革命が契機となって、石炭から石油、天然ガスなどの化石資源の利用で世界のエネルギー需要を満たしてきた。化石資源に頼らない準国産エネルギーである原子力、国産エネルギーである再生可能エネルギー（再エネ）を含めて「一次エネルギー」と言われるエネルギー源は多様化している。世界のエネルギー使用量は、現在の新型コロナウイルスの感染拡大に伴う移動制限や経済活動停滞などもあって抑制傾向にあるが、デジタル化に伴うサーバーなどでエネルギー消費増などを加味すると、根本的にはあまり変わらないと考えられる。地球温暖化問題は引き続き重要な課題であり、欧州などではコロナ問題からの経済復興にグリーンディールを位置付ける動きも見られる。

地球温暖化要因の中で最も大きいのが、エネルギー関連でのCO₂排出である。原子力はCO₂フリーの電源として引き続き期待される。定格で運転される原子力発電所からの電気と、自然任せで変動する再エネからの電気を使いこなす必要があるが、九州などでは再エネ電力の電力系統への接続問題が顕在化し、揚水発電所のフル稼働、火力発電所の出力調整、他地域への送電だけではカバーしきれなくなりつつある。

社会全体の脱炭素化が今世紀後半に向けた世界的な方向性であるが、電力のみならず、燃料や工業原料の脱炭素化も合わせて実現

しないと、「CO₂というゴミを捨てない持続可能な社会」の実現は量的に難しい。つまり、原子力と再エネで電力の脱炭素化を進めながら、変動する余剰の再エネを将来的に水電解で水素にして貯蔵して燃料などとして使い、海外からの再エネの輸入も可能にし、回収するCO₂を炭素源として工業原料として使うような、脱炭素の資源循環社会の構築が望まれる。これを可能にするためには、使ってもCO₂を出さない化学的なエネルギー

イノベーション・アクションプランの重点領域

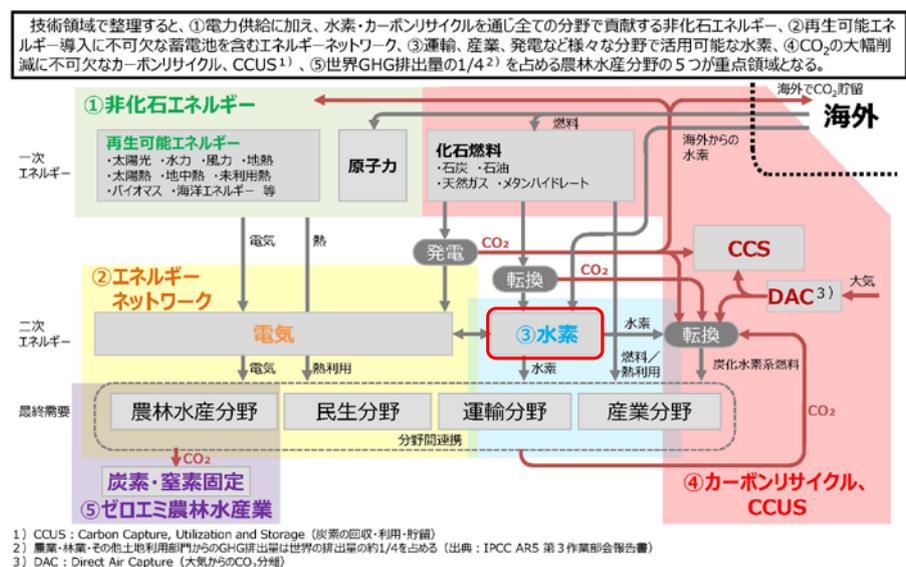


図1：革新的環境イノベーション戦略（2020年1月政府策定）[1]

媒体（二次エネルギー）が電力・運輸・産業・民生の社会全体で必要になる。これが、「水素」が注目される理由の一つである。図1に本年1月に政府が決定した「革新的環境イノベーション戦略」の概要[1]を示す。原子力も明確に位置づけられているが、再エネを使いこなし、電気とも相互変換でき、海外からも輸入でき、製鉄や化学工業などの脱炭素化に貢献でき、回収 CO₂と反応させて燃料・原料も作れる媒体として、水素が位置付けられている。

水素を使うエネルギー技術は、我が国が長年取り組んできた分野であり、多くの水素関連技術で日本が世界をリードしている。2014年12月には燃料電池自動車の市販が開始され、水素ガスが一般車の燃料として使われ始めた[3,4]。それに伴い、図2に示すように、社会インフラとなる水素ステーションの設置や関連する燃料電池・水素エネルギー技術の蓄積が進み、エネルギー分野における大きな変革の一つとなっている。水素ステーションは

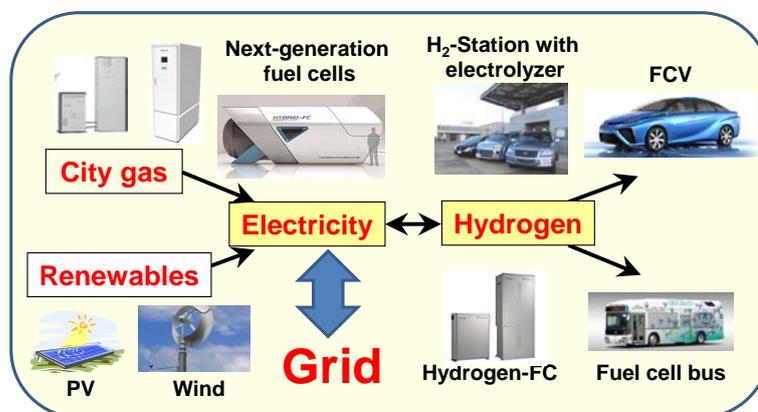


図2：水素・燃料電池を使う社会のイメージ[2]

2020年7月現在ですでに130ヶ所を超え、設置数は世界トップである。設置場所も始めは首都圏、中部、関西、北部九州の4大都市圏に限定されていたが、全国展開が始まりつつある。実際、燃料電池バスは東京で日々走行し、大型の水素製造施設が福島に設置中で、東京オリンピック・パラリンピックへの貢献も期待されている。神戸などでは水素ガスを発電用に使い、海外から輸入するための輸送技術の開発も進められている。

電気と異なり、水素は化学的なエネルギー媒体であるので、長期間貯めることもでき、使ってもCO₂を出さない。水電解などの水素製造の低コスト化がボトルネック課題の一つであり、その技術革新が進むことが前提となるが、水の電気分解で水素を作れ、水素から燃料電池で電気を作れる。水素はすでに工業用として国内外で多量に使われてきたが、燃料電池自動車のための水素ガスに留まらず、最近では、社会全体のCO₂排出を横断的に減らせる化学媒体としても位置づけられるようになってきた。工業プロセスで使う水素を化石資源由来から再エネ由来に替える分、CO₂の排出を減らせる。水素は、燃料を使ってCO₂を排出する「炭素循環社会」から、使っても出るのは水になる「水素循環社会」を実現できる媒体となる。それを実現するためのキーテクノロジーが燃料電池である。化学的なエネルギーから高効率に電気を直接作ることが可能になる。並行してCO₂排出の量的な削減に向けて、CO₂フリーの水素を火力発電所のタービンに入れて直接燃やして発電する「水素発電」も重要になってきているが、燃料電池を核にした水素エネルギー利用技術の本質的な社会価値は、以下のようにまとめられる。

- 燃料電池は、燃料を燃やさずに効率良く電気を作れる。(水素を介した電気化学反応)
- 水素ガスを燃料にすると、出てくるものは水だけになる。(ただし、水素ガスを作る時にはCO₂を排出)
- 水素で車が動けば、車産業や車社会が原油に過度に依存せず、持続可能になる。(日本の基幹産業・我々の日々の移動が、特定の資源や地政学的なリスクに依存しなくなる)
- 変動が激しい自然エネルギーからの電気が、水素の形で貯蔵可能になる。(電気を水素の形で蓄えることで、再エネからの電力の受入余地が増加)

これまで水素分野で、日本は世界の牽引役を果たしてきた。官民でロードマップを掲げて技術開発を着実に進め、水素ステーション普及、燃料電池自動車(FCV)市販、水素サプライチェーン技術開発も進めてきた。しかし最近では、米国(特にカリフォルニア州)、中国、韓国、ドイツ、そして欧州が日本を参考にしながら、日本を超える政策目標などを掲げて猛追している。

2. 水素社会実現に向けて：九大水素プロジェクト

水素利用社会の実現に向けた技術革新が着実に進んでいるが、その道のりの中での関門の一つが、「社会受容性」である。電気などのエネルギーは国民・市民にとって身近であるが、エネルギー技術は多くの人々にとってブラックボックスに見えがちである。水素社会を実現するにあたり国民や社会の理解や賛同が不可欠であるが、一般市民の目線では水素はまだ身近なものではない。原子力分野での苦勞を踏まえ、社会受容性を高めるためには、いち早く水素社会を“見える化”して、多くの人に実感・体感してもらう必要があると考えてきた。そのため、2005年の伊都キャンパス開校に合わせて設置した水素ステーションは、システム内部も見学可能にし、メリットと課題を客観的に伝える取り組みを10年以上、地道に続けてきた。見学者・視察者は累計で5万8千人を超え、この取り組みは2019年12月に環境大臣表彰を受けている。

九州大学は伊都キャンパスを実証実験キャンパスと位置づけており、「未来の社会が見えるタイムマシン」「水素キャンパス」というコンセプトを形にしてきた。日本全国の年間使用電力量の約3万分の一の電気を使う“社会”でもある伊都キャンパス全体のエネルギー量を把握しながら、未来の「水素社会」を具現化する試みを行っている。伊都キャンパスの一角を「水素ワールド」として水素エネルギー技術の普及啓発を行うとともに、エネルギー貯蔵技術としての水素の可能性の実証、ゼロエミッションの車社会の実証、世界最高水準の研究開発施設群の整備を行っている。

論文数で世界トップレベルの各種燃料電池研究や水素脆化研究、水電解を含む水素製造や水素貯蔵研究などにチームを作って取り組んでいる。さらに、基礎基盤研究に留まらず、産学連携研究、さらに社会実装を目指す研究も進めている。例えば、九州の工場で作られた三菱日立パワーシステムズ製の産業用大型燃料電池が伊都キャンパス内に設置されており、2万5千時間の運転実証を2020年1月に達成し、キャンパス内の電気の数%を賄うことができた。伊都キャンパス内で使われている電力（系統、太陽光、風力、燃料電池）とガスの使用量、水素の製造量を、エネルギー見える化サイトにて公開している。また、大学公用車としてFCVを2台導入し、再エネから作られた水素でFCVが走るCO₂排出ゼロの車社会、水素ステーションが街角に普通にある社会、燃料電池を使って無駄なく電気を作って使える社会、再エネを水素で蓄えて使いこなせる社会など未来のエネルギーのあるべき姿を世界に向けて発信している。

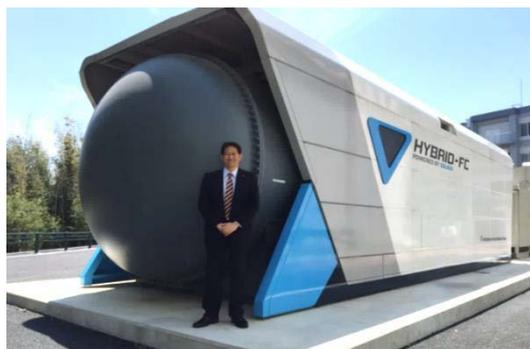


図3：「水素キャンパス」と位置付ける九大伊都キャンパス内の水素関連システム（上：九大水素ステーションと燃料電池自動車、中：各種エネファーム、下：産業用燃料電池）

3. 人材育成に向けて

21世紀は知識基盤社会であり、高等教育機関である大学にとって教育や研究を通じて社会をリードする人材を育成することは、最も重要な責務の一つである。九大水素拠点においては、2010年4月に設立された世界初の水素エネルギー分野を専門とする大学院である工学府「水素エネルギーシステム専攻」と連携し、水素エネルギー技術を核とした環境共生型エネルギー技術の基礎学理を習得した技術者・研究者の育成に貢献している[5]。

本講演者は、約30年前に北海道大学で開催された日本原子力学会大会で大学院生として学会発表デビューし、大学院では原子核工学を専攻したが、原子炉理論に代表される原子力分野独自の基礎学理を核に、材料、システム、そして放射線に関わる安全工学からなる総合エネルギー工学を学ぶことができた。水素エネルギー分野は、図4に示すように、電気化学が中核的な基礎学理であり、機能材料や水素脆化などに関わる材料力学などの材料学、熱力学・熱工学をベースにするシステム工学、そして水素

などの可燃性ガスを扱う高圧ガスに関わる安全工学から構成される。つまり、原子核工学と類似する総合エネルギー工学と言える。四力学をベースにする機械工学などを学んだ上で、既存の学問分野の壁を超える総合工学や政策論、ビジネススクールのマネジメント科目などを学ぶことで、将来、水素エネルギー分野に限らず、多様な分野で活躍できる人材の育成を目指している。

水素研究教育拠点は九大水素プロジェクトの活動を支える責任運営組織である「水素エネルギー国際研究センター」や関連センター施設群を含めると、現在、実験研究スペースは1万m²を優に超え、教員・研究者・研究支援者・関連学生も総勢200人を超える世界最大規模の拠点に成長している。これらを基盤に、水素製造から水素貯蔵、水素利用、安全まで、再エネや社会受容性向上なども含めた、水素エネルギー全体を対象とする国際的な教育研究拠点として活動している。このような集中拠点の重要性は水素エネルギー分野に限らず多くの産業分野・学術分野にも共通している。5年後、10年後の実用化を目指す革新技術の創製や、20年後、30年後の我々のエネルギー技術開発を牽引してくれる人材の育成は、息の長い取り組みが欠かせないエネルギー分野で特に重要である。産学官地域連携で、人材育成をはじめ、基礎基盤研究や産学連携、技術実証や社会実装、国際連携、未来科学創造に向けた取り組みを今後とも着実に進めていきたいと考えている。

4. おわりに

以上、述べたように、二次エネルギーとして電気、熱と並んで水素を加えることで、原子力や再エネを含めたエネルギー転換や低炭素化・脱炭素化を促進できるエネルギー体系を再構築することができる。さらに、持続可能性が企業や産業にとって重要になる中で、CO₂フリーのエネルギーを安価に入手できる地域の価値は高まる。原子力発電所の再稼働を全国に先駆けて実現し、同じくCO₂フリーである再エネの普及が進むこ

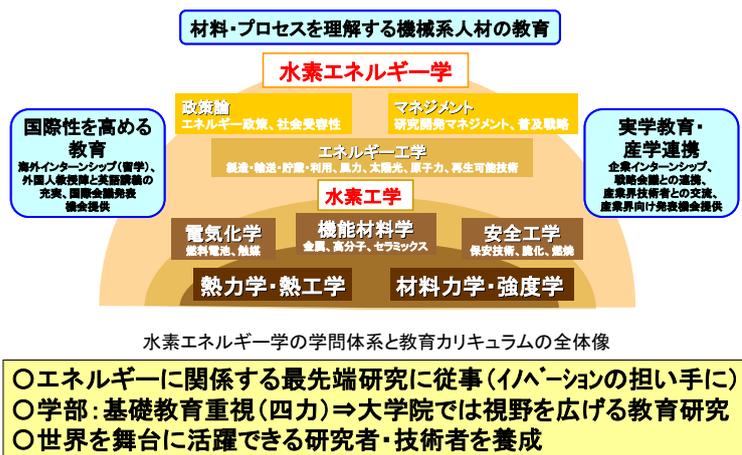


図4：世界唯一の「水素エネルギーシステム専攻」の教育コンセプト（上）と関連メンバー（下）

の地域は、国内外からの ESG 投資にも適した地になりつつある。本講演者が座長となって議論して策定した「九州の未来のエネルギーへの提言」の概要を図5に示す。「原子力の着実な運用」が柱の一つに明記された地域の産業界のビジョン・戦略が明確に打ち出された意義は大きい。このような提言に沿って、原子力発電所の安定運転や人材育成を通じた 3E+S の着実な達成が九州で進み、全国に広がることを期待したい。

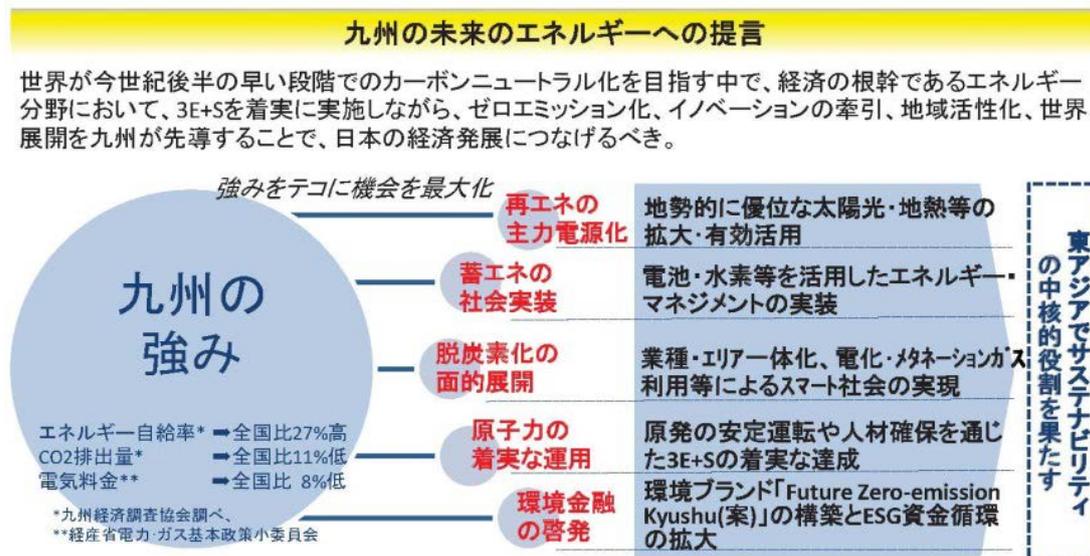


図5：ゼロエミッション化を目指す九州の未来のエネルギーへの提言
(抜粋、九州経済連合会、2020年3月4日公表) [6]

参考

[1]

イノベーション戦略推進会議、「革新的環境イノベーション戦略」（2020年1月策定）、内閣府ホームページ
<https://www8.cao.go.jp/cstp/siryo/haihui048/siryo6-2.pdf>

[2] K. Sasaki, H.-W. Li, A. Hayashi, J. Yamabe, T. Ogura and S. M. Lyth, Hydrogen Energy Engineering: A Japanese Perspective, Springer Japan, (2016).

[3] トヨタ自動車ホームページ <http://toyota.jp/mirai/>

[4] ホンダホームページ <http://www.honda.co.jp/CLARITY/>

[5] 九州大学大学院工学府水素エネルギーシステム専攻ホームページ <http://www.mech.kyushu-u.ac.jp/j/>

[6] 九州経済連合会、「九州の未来のエネルギーに関する提言書」、2020年3月4日、(一社)九州経済連合会ホームページ <https://www.kyukeiren.or.jp/report/index.php?category=suggestion&id=3148>

文献

統合イ

*Kazunari Sasaki

Kyushu Univ.

Planning Lecture | Joint Session | Health Physics and Environment Science subcommittee, Radiation Science and Technology subcommittee

[3A_PL] Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures and

Chair: Itsumasa Urabe (Fukuyama Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Zoom room 1)

[3A_PL01] Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures and

*Takatoshi Hattori¹ (1. CRIEPI)

[3A_PL02] Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*Yukihisa Sanada¹ (1. JAEA)

[3A_PL03] Discussion

*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2 NARO)

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

(1) 放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

(1) Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

*服部 隆利¹¹電力中央研究所

1. 緒言

保健物理・環境科学部会は、2011年4月に発足した原子力安全調査専門委員会放射線影響分科会、2012年6月に発足した福島特別プロジェクト及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（学会事故調）に参画し、福島第一原子力発電所事故後、福島復興を目指した様々な活動を継続してきた。以下にその主な活動を紹介する。

2. 主な活動内容

2-1. 放射線影響分科会

標記分科会を通じた当部会の主な活動は、提言等の発表（2011年5、6、8、11月、2012年9月）、緊急シンポジウム（2011年5月）における汚染状況マップと大気拡散の解析結果の発表、福島県対話フォーラム（2011年11月、2012年1、2(2回)、5、8、9、11月、2013年2月）における除染に向けたモニタリングと放射線影響に係る講演ならびに2時間にわたる住民との直接対話であった。最初の提言では、空間線量率や放射性物質の土壌濃度等のマップの早急な作成と住民に理解しやすい方法での公開等を促すとともに、緊急シンポジウムでは、そのマップの先駆けとして、2011年4月の時点で公表されていた情報をもとに、福島県内の空間線量率マップを報告した。また、フォーラムでの対話集会では、1) 質問の範疇が極めて広い専門分野にわたること、2) 月日の経過とともに説明対象となる様々な基準・考え方・公表される線量推計値等が変化していくこと、3) 質問にはすぐ回答しなければならないが、正確な信頼できる根拠に基づき定量的に回答するためには時間が必要なこと、4) 質問者の抱えている悩みはそう簡単に共有できないこと、等が回答する立場となる専門家にとって難しい点であった。

2-2. 学会事故調

学会事故調の議論に参加し、その最終報告書では、被ばく線量測定、初期対応としての環境放射線モニタリング、放射線影響、住民と従事者の長期的健康管理について執筆を担当した。

2-3. 福島特別プロジェクト

標記プロジェクト主催のシンポジウム（2012年から毎年開催）、福島県のリスクコミュニケーション活動（2013年12月、2014年6、10月、2015年6月）、除染質問コーナーにおけるQ&A対応（2013年11月、2014年3月、2015年1、2月）、地元との交流イベント（2019年7月）等に参加・協力した。

2-4. 部会企画セッション

震災後9年間の全18回開催された当学会の春の年会及び秋の大会での部会企画セッションにおいて、福島第一事故に関連するテーマを中心に取上げ、学術的かつ実務的な議論を重ねてきた。

3. 福島復興に向けて

当部会は、今後も福島特別プロジェクトを通じて、科学的な事実を判りやすく誠実に伝えられる専門家集団として、福島県のニーズに継続して応えていく所存である。

「2020 春予稿からの転載」

*Takatoshi Hattori¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

(2) 環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

(2) Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*眞田 幸尚¹¹日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門

1. はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第1原子力発電所(1F)事故から8年経過した現在、環境中における放射線モニタリングは原子力規制庁が中心となり、様々なモニタリングが実施されている。残されている避難指示区域の解除は、被災地域における重要な政策の一つであり、住民の帰還に資するきめ細かいモニタリングが求められている。2018年度より日本原子力研究開発機構が行ってきた、1Fに近い双葉町、大熊町、富岡町の特定復興再生拠点におけるモニタリングと被ばく評価をパッケージングした評価は、2020年3月の一部解除の基礎データとなっている。本発表では、環境中でのモニタリング活動の現状と放射線工学部会の事故後の活動について紹介する。

2. 環境モニタリングの現状

2-1. 陸域のモニタリング

事故直後より、人手による空間線量率のモニタリングだけでなく、車両、有人のヘリコプター及びUAVがモニタリングに活用されている。モニタリングデータは、事故後8年の間にいわゆるビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。空間線量率の実効半減期は、事故直後は1年以下の速い速度で減少し、近年では3-5年程度と評価されている。また、異なった手法を相互比較することにより土地利用の違いや地面の被覆状況による空間線量率の減少傾向の違いが考察されている。これらのデータを元に住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

2-2. 海域のモニタリング

海域においては、海水や海底土のモニタリングが関係機関によって継続的に行われている。それらの情報と海底地形の測量結果を重ね合わせ汚染分布の状況が可視化できている。特に、海底が窪んだ地形になっている場所には放射性セシウムの濃度上昇が確認されている場所があるものの、全体のインベントリーとしては数%程度に過ぎない。また、それらのモニタリングデータの経年変化から表層海底土における放射性セシウム濃度は物理的半減期よりも早い速度で減少している。特に河口域等では鉛直分布の変化が確認されているが、その堆積過程のメカニズムの解明も進んでいる。また、台風等のイベントにより陸域から海域への放射性セシウムの移行状況についても明らかになりつつある。

3. 放射線工学部会の活動

事故直後から放射線工学部会では、環境修復、安全確保に向けた取り組みを強化し、専門家集団として責任を果たすとともに、その内容を一般の方々に広く発信していくことが必要であるとの考えに基づき、以下の4つのワーキンググループを立ち上げ、活動を行ってきている。(1) 環境モニタリングWG, (2) 測定技術WG, (3) 線量概念検討WG及び(4) 国産安全解析コード開発戦略検討WGである。これらの活動内容は、学会の企画セッション等を利用し、報告されてきた。本発表ではこれらのWGの活動の概要を紹介する。

・本予稿は原子力学会2020年春の年会から転載である。

*Yukihisa Sanada

¹Japan Atomic Energy Agency, Fukushima Environmental Safety Center

(Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[3A_PL03] Discussion

Future perspectives from the view of radiation effects

*Tetsuo Yasutaka, *Yuzo Mampuku (1. AIST, 2 NARO)

放射線影響分科会は福島事故後、放射線被害と社会混乱を最小限にとどめることを目指し、放射線被ばくのリスクをめぐる情報の整理と一般の人との対話を続けてきました。事故9年を迎えた現状においても、環境修復と被ばく線量低減化対策、住民の被ばく線量の再構築、また除染により除去された土壌等に関連しても多くの残された課題があります。本企画では分科会に関わる3部会（分野）での企画や一般発表を中心とした動向を総括するとともに、飯舘村長泥地区での再生利用実証事業例も参照しながら、行政側および専門家側の双方の立場から住民との協働・合意形成における課題について理解を深め、今後の分科会のあり方について議論を行います。

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

[1B_PL] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Future-oriented approach and exploration of challenges

Chair: Daisuke Sugiyama (CRIEPI)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[1B_PL01] Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuyuki Kato (1. NDF)

[1B_PL02] R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Masaaki Matsumoto (1. MRI)

[1B_PL03] Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*Hideki Yoshikawa (1. IRID)

[1B_PL04] Panel Discussion

*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵,

*Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介します。将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供します。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃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）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは2021年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後10年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叢智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成25年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和2年度7月時点では、17件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は4件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む5大学、49社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叢智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

IRIDは、NDFを中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下にIRIDが進める主な研究開発について記す。

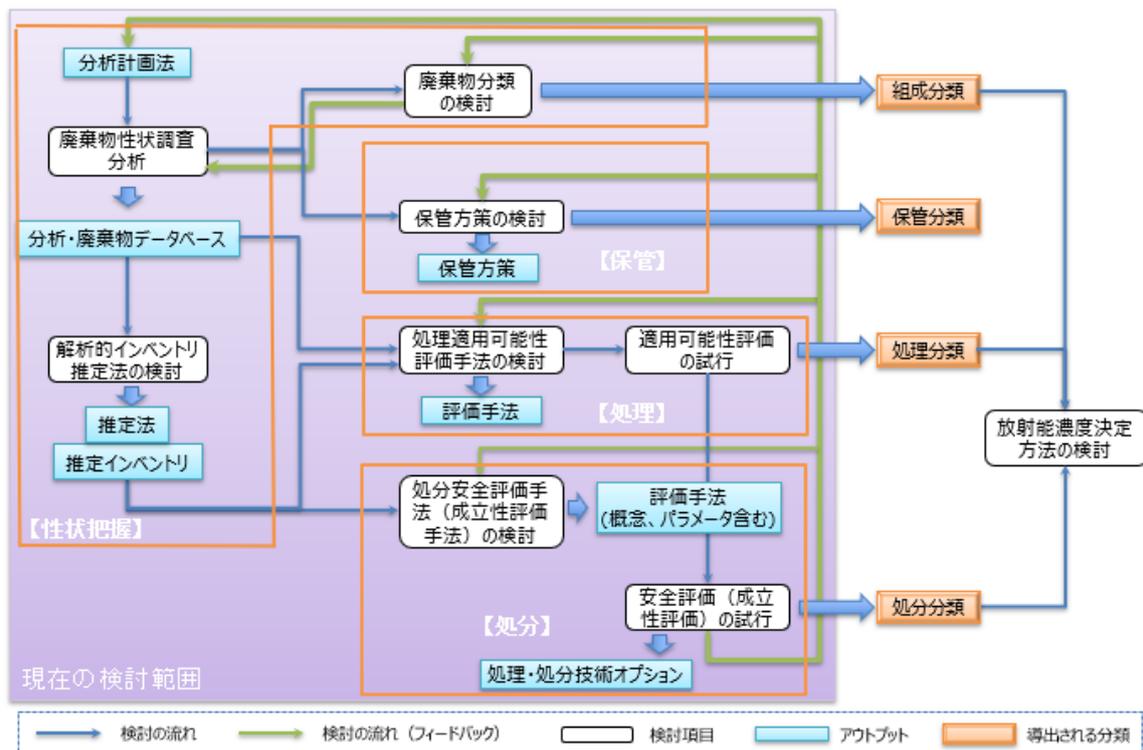


図1 IRID実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射エネルギー）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射エネルギーの不確かさを定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特にAAMの長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介します。将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供します。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃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）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは2021年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後10年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叢智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成25年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和2年度7月時点では、17件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は4件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む5大学、49社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叢智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRIDは、NDFを中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下にIRIDが進める主な研究開発について記す。

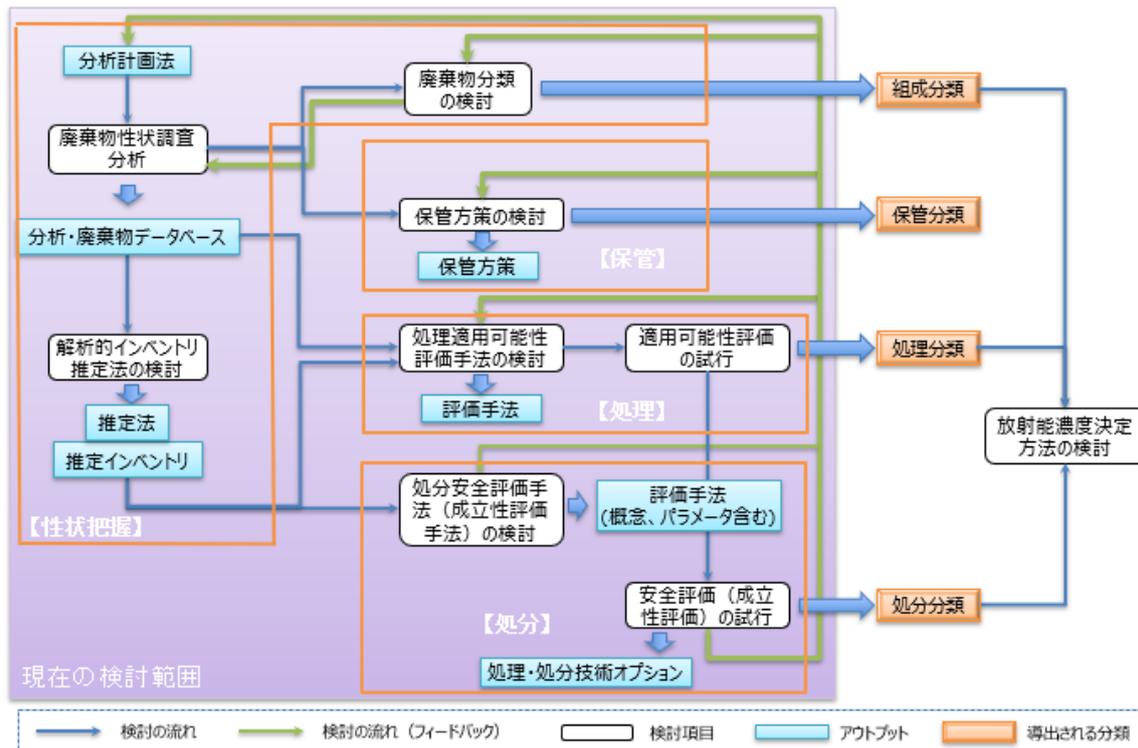


図1 IRID実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射エネルギー）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射エネルギーの不確かさを定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特にAAMの長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後
—将来を見据えた取り組みと課題発見—Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

(1) 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear
Power Station

(2) 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之¹, *松本 昌昭², *吉川 英樹³¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構, ²三菱総合研究所, ³国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に現在の検討状況を紹介します。将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供します。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃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）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは2021年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後10年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叢智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成25年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和2年度7月時点では、17件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は4件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
 - 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）
- 等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む5大学、49社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叢智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRIDは、NDFを中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下にIRIDが進める主な研究開発について記す。

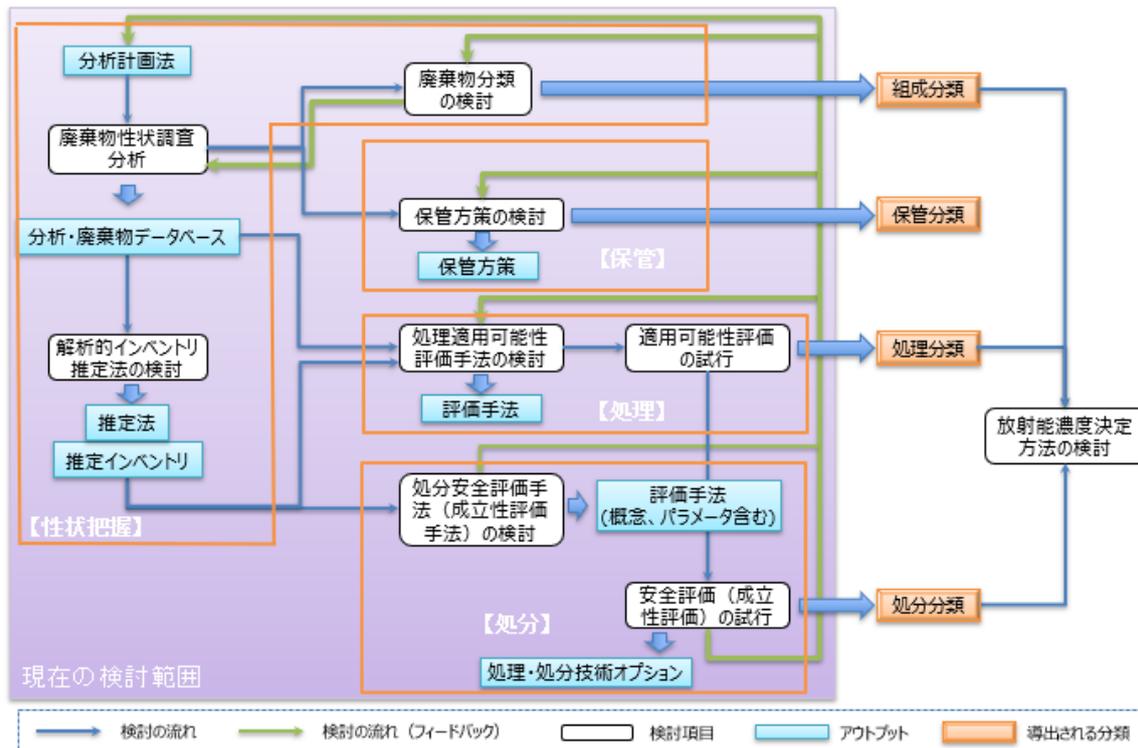


図1 IRID実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図1に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射エネルギー）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射エネルギーの不確かさを定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特にAAMの長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の3つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato¹, Masaaki Matsumoto² and Hideki Yoshikawa³

¹ Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), ² Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),

³ International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[1B_PL04] Panel Discussion

Challenges for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Overall Process and Solid Radioactive Waste Management -

*Naoki Kondo¹, *Kazuyuki Kato², *Yoshikazu Koma³, *Tamotsu Kozak⁴, *Osamu Tochiyama⁵, *Naoki Shichida⁶ (1. MRI, 2. NDF, 3. JAEA, 4. Hokkaido Univ., 5. NSRA, 6. TEPCO HD)

In the decommissioning work of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F), the storage, treatment, and disposal for the radioactive waste become more important with the progress of decommissioning. In this session, it introduces that the current status and future of radioactive waste on 1F decommissioning and R&D activities on 1F decommissioning in the project of decommissioning and contaminated water management, which has been carried out by support of the Ministry of Economy, Trade and Industry. In order to understand the issues related to radioactive waste management and to consider the approaches from the back-end of nuclear fuel cycle to promote the 1F decommissioning, this panel session discusses issues that should be addressed and studied in advance with focus on the completion of the decommissioning.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Risk Science and Technology Division, Social and Environmental Division]

[2B_PL] How do we cope with invisible threats?

COVID-19 and radioactive hazard

Chair:Etsuro Saji(MHI NS ENG)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Zoom room 2)

[2B_PL01] Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*Sae Ochi¹ (1. Jikei Univ. School of Medicine)

[2B_PL02] At-a-Glance, Risks and Alternatives

*Akira Yamaguchi¹ (1. Univ. of Tokyo)

[2B_PL03] Responses to risks by citizens

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

[2B_PL04] Discussion

*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of AESJ)

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—
How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(1) COVID-19 から原子力災害へ

(1) Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*越智 小枝¹¹ 東京慈恵会医科大学

1. はじめに

この抄録作成時点（2020年8月現在）、新型コロナウイルスパンデミック収束の兆しは見られない。東京の感染者数は増加の一途を辿っており、人々はリスクと共に暮らす社会をいよいよ真剣に考えなくてはならない時期に来ている。

原子力発電所（原発）事故後の福島を見てきた者であれば、2月にパンデミックが起きた当初からリスクコミュニケーション・科学コミュニケーションが必要であることは明らかであった。たとえば福島における甲状腺スクリーニング時の状況を想起すれば、性急に開始した検査が偽陽性・偽陰性に係る問題や検査陽性者への差別を引き起こすことは容易に想像ができたし、感染回避が放射線回避と同じく長期的な健康被害を起し得ることも十分予測ができた。しかし残念ながらこのような懸念につき、当初十分なコミュニケーションを行っていたとはいえない。

なぜ福島の知恵は今般のパンデミックに応用されなかったのか。そこには、原子力災害について学びながら「おらが災害」の枠を超えて知恵を共有しきれなかった我々の責任も大きいだろう。本報告では、原子力災害と新型コロナパンデミックに共通する課題について考察し、災害横断的な学びの重要性につき改めて提言できればと思う。

2. インフォデミックを助長する「正解信仰」

人々の不安が高まる時には様々な誤情報や陰謀論が流布する。その結果偏ったリスク回避やある特定の人々に対する風評・差別が生じる。これらの情報災害（インフォデミック）の根源は、この情報化社会において我々が分からないことに脆弱になっているためだ。

今の情報化社会に生きる我々は、今回の災害時のように何か分からないことが起きるとまず検索をする習慣が染みついている。それは即座に情報を得られるという意味で、決して悪いことではない。しかし回答を得ることに慣れすぎた結果、「正解が存在するのかどうか」と問われることは益々稀になっている。

災害のさなかには、「正解がない」あるいは「今の所分からない」情報が多々出現する。しかしたとえば「今自粛をすべきかどうか」を検索すれば、ほとんどの検索結果は「すべき」「すべきでない」の両論のいずれかを返すだろう。「状況による」「予測不能」という回答を検索から得ることは難しい。

人々が最も頻繁に知りたがる「正しいリスク選択」という問いには、本来正解はない。リスクはその性質上「不可知性」を含有しているからだ。つまり検索によりリスク選択の正解・不正解を得ることは本来不可能であり、予測不能な事態であればあるほど、検索により誤った、あるいは偏った回答を得る可能性が高いという事になる。一方で災害の規模が大きくなるほど予測不能性が上がると同時に人々の不安は募る。その結果人々が検索を行う頻度は急増する。大規模災害時にインフォデミックが氾濫する理由は、この相乗効果によるものだろう。

インフォデミックを最小限にとどめるために、科学者が災害時にすべきことは、現状でどの情報に正解があり、どの情報は未知・不可知であるかを明確に発信することである。しかし災害時にはしばしば周囲の過度な専門家依存に寄り、専門家が容易には「分からない」と発言できない空気が醸される場面がみられる。

3. 正解信仰が生む専門家依存

どこかに正解があるに違いない、という正解信仰はまた、「誰かが正解を知っているに違いない」という他者への依存へもつながる。未曾有の災害という正解のない状況においてもなお「専門家」へ過剰な期待と責任がかけられるのはそのためだ。

もちろんパンデミックにおいてウイルスの基礎知識や PCR 検査の基礎知識、診察や検査の現場の実情をそれに携わる人々に語ってもらうことは重要だ。しかしそれを元にどのように暮らすのか、どのリスクまで許容するのか、というのは本来生活者自身が決めることである。例えば専門家が「感染収束の為に 8 割の自粛が必要」と試算したところで、それが可能か不可能か、それに社会が耐えられるのかどうかを議論するのは数理疫学者一人の知識が及ぶ範囲ではないだろう。ましてや未知のウイルスの動態・人の動態が 100%予測可能なはずもない。それにもかかわらず、自身の暮らしの在り方や将来予測の責任までを専門家に負わせるかのような報道もしばしば耳にする。

自分の人生までも専門家に預けるかのようなこの過剰な専門家依存は、一方では「自称」専門家の安易な扇動に乗る劇場型マスメディアを作り上げ、耳当たりのいい回答を流布することでインフォデミックを加速した。

社会の在り方、人の暮らし方を設計・予測できる専門家など存在しない。情報を元に行動を選択するのは日々を暮らす我々だ。専門家もまた、「下々の者に正解を示す」傲慢を自制する必要がある。本来専門家がなすべきことは、あくまで材料の提供、つまりあるリスクとそのリスク回避により呼び込み得るリスクの両者を提示し、人々が自身の価値観に基づいてリスクを選択できるようコミュニケーションを繰り返すことだ。

4. 悪人・責任を求める正義信仰

大災害の後にはしばしば行政等の対応が不十分であることから「これは天災ではなく人災である」という人が必ず出る。誰かが悪いから災害が拡大したのだ、というこの発想は、災害の本質を見誤っているように見える。

災害とはある事象が社会のキャパシティを超えた状態を指す。つまり災害時には必ず平時のシステムが許容量オーバーとなっていることが前提とも言える。そもそも平時のシステムが対応可能であれば災害とは呼ばれないことを考えれば、天災の中には必ずそれまでの対策の破綻、という「人災」が含まれる。

たとえば日本ではマグニチュード 4 の地震が災害になることは殆どない。それは建物の耐震構造のお蔭だ。ではマグニチュード 9 の地震で建物が崩壊したら、それは耐震基準の設定を甘くした政府のせいなのだろうか。実はそれは順番が逆であり、耐震基準を超える地震だから災害と呼ばれるのである。そういう意味では「この天災は人災だ」というのはトートロジーに限りなく近い。

もちろんだからと言って対応責任者が努力を怠って良いという意味ではない。むしろ、全ての災害において災害対応者は、自分が「人災」の一端を担い得ることを自覚する必要があるだろう。

一方で、ジャーナリズムについては災害時には人・モノ・金が不足することが前提となることを理解した発信が必要だ。誰かを叩けばモノが出てくるような「打出の小槌」は存在しない。しかし弱者＝正義という古いジャーナリズム精神に則った過剰な「責任者叩き」により現場の人間に「マスコミ対応」という余計な負担をかけるべきではないだろう。

5. 施策にゼロリスクは存在しない

極論を言えば、災害に関わる政策はすべからく人災を引き起こし得る、という認識が、全ての人に必要だ。たとえば今般のパンデミックにおいて、種々の自粛要請、GoTo キャンペーンのような経済活動促進、いずれの政策決定でも被害者が出る。前者では飲食業や接客業が廃業の危機に立たされたし、後者では感染者の急増により医療や保健所が物理的・精神的に限界に達している。それは政策決定前から容易に想像できることだ。

問題は、施策決定そのものにあるのではなく、「ゼロリスクの政策」が存在するかのような幻影の下、政策の是非論ばかりが議論されることだ。政策には必ずそれにより損失を被る者が出る。その被害者を前提としない政策の推進は、防災システムばかりを強化して避難訓練を行わない施設のようなものだ。ある政策を決定する時には、被害者がゼロであるふりをするのではなく「被害者の出ない政策決定など存在しない」という前提の下、予測される被害者への対策を同時に行うことこそが必要だ。

たとえばどんなに注意を払っても、人が動く限り感染は増える。それは施策そのものの抱える加害性である。今の施策はその加害性から逃避するために、「夜の街クラスター」「ルールを守れない若者の感染」などとある特定グループに責任を押し付けることにより、規制さえ強化すれば感染はアンダーコントロールとなるかのような、誤ったゼロリスク信仰を広めているように見える。

これは原子力政策にとっても他山の石だろう。原子力の安全性を施設の規制強化にばかり頼み、その責任を関係者のみに帰すことは、再びゼロリスク信仰を生むこととなる。住民との対話を怠る限り、その信仰から脱することはできないだろう。原子力政策が被害者を生み得ること。それを前提に住民自らの災害対策も呼びかけなければ、将来の被災者への備えが不十分な政策が未来の被災者を増やす結果となりかねない。

6. 正義・正解・ゼロリスクからの脱却

上記の例は、原子力災害とパンデミックという2つの災害を比較した時に見えてくるごく簡単な例に過ぎない。しかしその簡単な課題ですらあまり議論されないのは、災害横断的な情報共有という概念自体が未だ乏しいためだと思される。原発事故の知恵をパンデミックに共有できていれば防げたかもしれないインフォデミックや住民不安があるのではないだろうか。繰り返すが、その被害の原因は、原子力災害からの学びをパンデミックに充分活かせなかった我々にもある。

今、原子力からパンデミックに何が貢献できるのか、自分事として考える一助になれば幸いである。

*Sae Ochi¹

¹The Jikei University School of Medicine.

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—
How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(2) リスクリストと選択肢リスト

(2) At-a-Glance, Risks and Alternatives

*山口 彰¹¹ 東京大学

1. はじめに

現代はさまざまなリスクが複合的に絡み合う。目に見えない脅威は、感染症や放射線だけではない。むしろ、目に見える脅威の方が稀である。目に見えない脅威に対処するには、脅威を知ること、リスクシナリオの重要性を判断すること、適切な対策を取ること、対策の効果を監視することが重要である。コロナウイルスへの対応と放射性物質への対応（これには福島県第一原子力発電所事故への対応を調べることが最も適切であろう）を対比しつつ、脅威に対処するために何をすれば良いのかについて考察する。

2. リスクリスト

脅威に対処するにはリスクの制御と管理で行うというのは常道である。脅威を抑え込むことはできない（そもそも抑え込むことができないものが脅威となる）ので、それに対して適切な対策をとってリスクを制御し、重大な影響が顕在化しないようにリスクを管理するのである。リスクを制御し管理するためにはリスクリストが必要である。原子力発電では、リスクリストは整っていた。原子力の安全目標は国際的に議論されてきたし、炉心損傷は予測確度の高い、晩発性の健康影響に対応する性能目標として利用されている。また、放射性物質の大規模放出は、より不確かさは大きい急性の健康影響に対応する性能目標と認識されている。

コロナウイルスはどうであったか。リスクとは何かが共有されていなかったと思う。当初は、ダイヤモンドプリンセス号の対応[1]で代表されるように、船内でPCR検査と健康観察を行い、ウイルスを国内に持ち込まないことを目標とした。その後、国内に感染が広がると、感染者を分離することによって感染を拡大させないことを目標とした。感染者が増加すると患者の重症化を防ぐため医療体制を充実させる。さらに、重症化する感染者が増加するに伴い医療崩壊をもたらさないよう無症状や軽症者は自宅などで経過観察、中等症患者の病棟を用意するなどの識別救急（トリアージ）策をとった。経済の停滞が顕著に現れると経済活動制限を緩和することに重点が移った。このように、水際対策、感染防止、重症化防止、医療体制維持、経済活動維持と、徐々に目標を拡張しつつ重点をシフトさせた。

両者を比べれば対照的である。この違いは、私たちに知識があったかどうかによっているようである。原子力では約50年におよぶリスク評価による知見の蓄積があった。ところが、感染症は、SARSやMERSに対応できたという経験から、日本には新感染症に対する危機感が欠如しており、危機管理体制が整っていなかったと云われる[2]。原子力にはリスクリストがあったが、コロナウイルスにはリスクリストがなかったと考える理由である。

3. 選択肢リスト

リスクリストがあれば、リスクの制御と管理に成功するのだろうか。福島第一事故では、私たちにリスクリストがあったにも関わらず、混乱をきたした。選択肢リストを用意していなかったからである。異常の発生防止に多くの労力を注ぎ、優れた設計と品質管理、運転管理がゆえに、設計基準を逸脱する状況は極めて起こり難いと考えられていた。原子力安全委員会の安全目標専門部会報告書は、「わが国の発電用原子炉施設におけるシビアアクシデントのリスクの抑制水準は国際的に遜色のないものと判断されている」と述べている[3]。シビアアクシデント防止の完成度を高める一方で、その影響緩和や原子力防災に対して十分な対応ができていなかったとは、福島第一原子力発電所事故報告書で指摘されたことである[4]。シビ

アアクシデントに目を背けていたとは言わないが、そのような事態が起きないであろうとの願望のもと、選択肢リストをきちんと用意しておかなかったのではないだろうか。

コロナウイルスに対しても選択肢リストはなかった。そもそも、リスクそのものが十分に理解されていなかったからである。しかし、このような不確かな状況の中で、対策は概ね成功したのではないかと考える。先に述べたように、状況の変化に応じて、リスクを制御し影響を緩和する目的をダイナミックに変えていくことにより、その都度の選択肢リストを提示することができたのではないか。その結果、とった対策は、ベストとは言わないまでもそれほど悪くはない選択であった。リスクの制御と影響緩和策は、どれかの対策が成功すれば結果は改善されるものである。じっくりと状況を観察して、得られる知見を反映して選択肢リストを用意するという冷静な対応を続けていれば、結果影響がカタストロフィックにならない確率は格段に高まる。その結果は、重症者数や死亡者数、経済への影響が、諸外国に比べて相対的に小さいことから示されるのではないか。

4. 考察

目に見えない脅威に対応するには、まず脅威に関する知識を増やすことである。それは、不確かさを低減することと同じである。将来の不確か目で目に見えない脅威に備えて、私たちは、定量的リスク評価を行っている。その成果はリスクリストである。リスク評価はリスクが小さいということを示すためのものではなく、何が不確かで何の知識が欠如しているかを明らかにすることである。次に、リスク評価を活用しなければならぬ。これはリスク管理である。リスク管理の成果は選択肢リストである。リスクの制御と抑制のための選択肢を用意しなければならぬ。リスクリストと選択肢リストが用意されていれば、見えない脅威に対しても相当の対応が可能であると思う。“不十分な”リストであっても“十分に”役に立つ。

福島第一発電所の事故では、選択肢リストが十分に用意されていなかったが、事故の状況を見据えて冷却水の注入、格納機能の健全性維持、放射性物質の放出抑制といったやるべきことは明確に共有されていた。それはリスクリストがあったからである。コロナウイルスでは、リスクリストは用意されていなかった。しかし、日々、変わりつつある状況をその都度見極めて、適切な目標を設定して、ダイナミックに選択肢を提示していった。そのことが重症患者や死亡者の抑制につながったと考える。

原子力では、安全研究の成果により、津波と全電源喪失に起因する福島第一事故のシナリオは理解されていた。しかし、それはあまりに稀有な事象であるに違いないという願望と炉心損傷頻度は十分に小さいというリスク評価の結果によって有効性ある選択肢リストを用意するには至らなかった。しかし、リスク評価で得た知見は、困難な状況の中でも影響緩和の適切な選択肢を採ることに役立った。コロナウイルスについては、リスク評価も行っていないし、選択肢リストも用意されていなかった。しかし、タイムリーにリスク分析を行ってシナリオと選択肢リストを提示していた。リスクリストと選択肢リストは、リスク評価の手法やデータがどのような成熟レベルであってもつくり出すことができる。リスク評価の完全性を求めるあまり、いつまで経ってもリスクリストも選択肢リストも用意しようとしないうことこそ憂慮すべき事態ではないだろうか。

5. まとめ

目に見えない脅威に対処するために、脅威の理解、リスクの評価、重要度の判断、適切な対策、効果の監視が重要である。リスク評価とリスク管理により、リスクリストと選択肢リストをさまざまなリスク指標に対して用意しなければならない。これは私たちのリスクに対する知識を充実させ、脅威に適切に対処するに役立つものである。

参考文献

- (1) 例えば、厚生労働省ホームページ、https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_09546.html
- (2) 例えば、PHP 研究所ホームページ、<https://thinktank.php.co.jp/voice/6137/>
- (3) 原子力安全委員会、安全目標に関する調査審議状況の中間取りまとめ、平成 15 年 12 月
- (4) 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 一学会事故調最終報告書一、日本原子力学会、丸善出版、2014 年、353-356 ページ

*Akira Yamaguchi¹

¹The University of Tokyo

目に見えない脅威にどう対処するのか？ —新型コロナウイルスと放射性物質—

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(3) 一般公衆のリスク対応

(3) Responses to risks by citizens

*土田 昭司¹¹関西大学

1. はじめに

リスクは不確実な危険と利益によって構成されている。それに加えて実態、原因、対処法などがよく分かっていない不明確さが伴うリスクは、危機的な状況をもたらす重大なリスクとなる。原子力施設事故と今般の新型コロナウイルス感染症流行が専門家にとって不明確なものであるか明確なものであるかにかかわらず、非専門家である多くの一般公衆にとっては明らかに不明確な事態である。不明確さを伴うリスクであると認識した公衆はこれらを危機的な状況をもたらす重大なリスクと認識して、不安を募らせることとなる。

2. 一般公衆にとっての専門家・行政・政治家

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のように先端科学技術を用いなければ対応できないリスクは、非専門家である一般公衆にとっては専門家ならびに行政・政治家に解決を委ねて、専門家ならびに行政・政治家からの助言をもとに自分のリスク対応法を考え実践することになる。

ただし、一般公衆がこのようなリスク対応をとるのは、専門家ならびに行政・政治家が正しく問題を解決してくれるとの信頼があることが前提である。専門家ならびに行政・政治家に問題を解決する能力がない、さらには、問題を解決しようとする意欲が乏しいと一般公衆が認識した場合には事態はカオスに陥る。専門家ならびに行政・政治家のリスク対応に一般公衆が信頼をおけないと認識した場合には、一般公衆各自がリスク判断をしなければならなくなるが、その状況は一種の群衆行動となるからである。往々にしてそのような場合には、真偽にかかわらず事態を明確に理解していると主張する「専門家」「政治家」に一般公衆の支持が集まりやすい。

専門家ならびに行政・政治家が一般公衆から信頼を得るには、リスクに効果的に対処できたこれまでの実績（＝後述の単純情報のひとつ）を示すことが最も重要である。そのうえで、一般公衆にリスクの本質について理解を深めてもらうことが社会にとって望ましいことであろう。

3. 情報の質とリスク理解

情報はその性質から、単純な情報、複雑な情報、不確実な情報、多義的な情報の4つに分類することができる。a)単純情報は「雪は冷たい」のように、体験上よく知っている事柄や、体験すればすぐに了解できる情報である。b)複雑情報は、理解するのにある程度の背景情報あるいは教養、演繹や帰納など論理操作の能力、さらには、数式などの特殊な言語能力を必要とされる情報である。c)不確実情報は、意味する内容が真実であってもそれが現実化するかは確率などでしか表現できない情報である。d)多義的信息は、真実は誰にも分かっていない、あるいは、同じ事象についてさまざまな見解や理論などが併存しているような情報である。

先端科学技術に関わるリスクは不確実であるだけでなく多くは複雑で多義的なものであるが、リスク状況において人が信頼できて安心できる情報は単純情報のみである。なぜならば、複雑情報では、一応は納得できて自分の理解に間違いがなかったかと不安になる。不確実情報では、万一の危険が発生するのではないかと不安になる。多義的信息では、何が正しいのか分からなくなってしまうからである。

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のような先端科学技術に関わるリスクを説明する場合、真摯に正しく説明しようとするほど、単純情報で説明できることはほとんど何もなくなる。新型コロナウイルスにかかる現状では、ウイルスとそれに対応する免疫のメカニズムを正しく理解するには少なくとも大学受験

レベルの知識と理解が必要であろう。自分や自分の家族が実際に感染するかは確率の問題である。世界中の専門家が新型コロナウイルスについて分かっていないことが多いと発言している報道が毎日のようになされている。原子力施設事故と放射性物質汚染でもこの状況はほとんど同じであろう。

一般公衆にリスクについての理解を深めてもらう重要な点は、現在進行しているリスクは単純情報では説明できないことを理解してもらうことであるのだが、このことは結果的に、リスク事態が解消するまで一般公衆に不安と心理的ストレスをもたらすことになる。

4. 不安と心理的ストレスが生じさせること

人は明確な危険を知覚したとき恐怖感情を生じさせる。恐怖感情のもとでは人は危険からの回避行動を最優先して行うよう動機づけられる。これに対して、不明確な危険に対峙したとき、すなわち、危険がありそうに思えるのだが本当に危険なのかどうかよく分からないとき、人は不安感情を生じさせる。不安感情のもとでは人は危険の探索行動が動機づけられる。つまり、状況が本当に危険なのかどうかはつきりさせようとするのである。探索行動によって危険が明確になれば危険回避行動が促される。逆に、危険がないことが明確になれば安心することになる。ところが、先端科学技術に関わる危険が対象となった場合には、不安感情にかられて危険を探索するにも、自力で正確な探索を行うことは多くの一般公衆にとっては困難である。したがって、いつまでも不安感情をかかえたまま危険の探索行動を動機づけられ続けることになる。このことは人に大きな心理的ストレスをもたらす。危険に曝されるかもしれない不安だけでなく、探索行動を続けることに疲れてしまうからである。

人は基本的に心理的ストレスからのがれようとするのであり、上記の不安感情が比較的長期に続く場合には次の二つの解決策のいずれかを採りやすくなる。

一つは、危険はないと思い込むことによる解決である。人には正常性バイアスや非現実的楽観主義などの心理メカニズムによって、客観的に危険な状況に在っても「自分だけは安全でいられる」と思い込もうとする性質がある。新型コロナウイルス感染症流行の状況において行政が自粛生活を呼びかけてもこれに応じようとしない人々がいる理由の一つがこれであると考えられる。

あと一つは、危険があると決めつけることによる解決である。これにより恐怖感情が発生するため危険回避行動を動機づけられることになるが、危険回避行動は単純情報にもとづくため、不確実で不明確な危険探索行動よりは心理的ストレスが小さい。心理的ストレスをより小さくするためには、より明確で単純な情報にもとづく危険回避行動を採ることが効果的である。すなわち、少しでも危険に思えるものは間違いなく危険であると断定して強固な回避行動をとるのである。危険回避行動をすること自体はリスク対応として適切なことであるが、このような状態においては、しばしば不必要に過度な危険回避行動がとられることがある。過ぎたるは及ばざるがごとしであり、不必要に過度な危険回避行動は社会的に困難を生じさせかねない。客観的ではなく自分の主観的な判断基準にもとづいて他者にも危険回避行動を強要する行為、危険に関わった人々あるいは関わりそうだとされる人々を必要以上に非難する攻撃的行為などが伴いかねないからである。報道されている新型コロナウイルス感染症流行におけるいわゆる自粛警察や外国人などに対する差別的行動、1 F事故後における福島県からの避難者に対するいじめや偏見などは、これによって生じたと考えられる。

リスク事態において一般公衆が安心し信頼を寄せるのは単純情報による説明や対策が提示されたときである。しかし、原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症流行などの先端科学技術に関わるリスクは、客観的には単純情報による説明や対策の提示はできない。これにより一般公衆には心理的ストレスを強いることになることをふまえた対応が専門家や行政・政治家には望まれる。

参考文献

- ・ 土田昭司「リスクのコミュニケーションとガバナンス」 in 土田昭司(編著)『安全とリスクの心理学』培風館、2018年、89-119
- ・ 土田昭司「リスクコミュニケーション」 in 日本リスク研究学会(編)『リスク学事典』、丸善出版、2019年、208-211

*Shoji Tsuchida¹

¹Kansai University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B)

[2B_PL04] Discussion

*All Presenters, *Ken Nakajima¹ (1. President of AESJ)

新型コロナウイルス禍が止まらない。ウイルスという目に見えない脅威によってもたらされている社会の現状は、かつて放射性物質という同じ目に見えない脅威の拡散を招いた東電福島第一原発（1F）事故、それによって引き起こされた社会の混乱を彷彿とさせる。情報の不足や不確かな知見、専門家や政府への期待とその反作用としての不信や反発、人々の心理的ストレスと認知バイアスが引き起こす過剰反応、不適切な対応が生み出す副次的被害等、多くの類似点を見出すことができる。様々なリスクをどうバランスさせて対処すればよいのか、社会は正解のない難問に苦しんでいる。この現状から、原子力界は何を学ぶべきか？また1F事故の経験から、ウィズコロナ、アフターコロナの社会に生かすべき教訓はないか？といった観点での考察を試みる。

Planning Lecture | Invited lecture | Cabinet Office

[3B_PL] Grand Challenge of Japanese Nuclear Nuclear Policy and Issues

Chair:Ken Nakajima(President of AESJ)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:00 PM Room B (Zoom room 2)

[3B_PL01] Grand Challenge of Japanese Nuclear
*Yoshiaki Oka¹ (1. Atomic Energy Commission)

招待講演

グランドチャレンジ:日本の原子力の大挑戦
原子力政策と課題

Grand Challenge of Nuclear Community in Japan

*岡 芳明¹¹内閣府原子力委員会

1. グランドチャレンジ:日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカー/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力:成果と停滞、原子力発電所の輸出:日本が輸出を考えるべきだったのは1970年代、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は? 日本の原子力の1990年代からの停滞の原因と対策:まず課題の認識を、なぜグランドチャレンジが必要か、なぜ英語で検索する必要があるのか。

2. 原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方:各ステークホルダの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、高速炉開発について(見解)、核燃料サイクルと高速炉:中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。フランスの核燃料サイクル政策、人材育成(見解)、大学原子力教育、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について(見解)、TMI事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

3. コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備(見解)コミュニケーションのインフラ作り、日本のコミュニケーションの課題例、原子力は極めて危険?自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション?・容易でない、安全(リスク)の説明は規制側の役割

4. 研究開発機関の役割と知識基盤

JAEAの中期目標の変更について(答申)、原子力利用の知識基盤、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、

5. 日本の原子力政策の考察

演繹型ではなく帰納型の思考を、上から目線では帰納型の思考ができない、研究や安全の話に偏りすぎ、餅は餅屋に、餅屋がいなければ育てるしかない、自己改善の仕組みを持つのが良い、生き残りをかけて努力する必要がある、負けに不思議の負けなし、まず問題の認識を

6. 原子力の役割

日本の課題の例、原子力発電の特徴と役割、原子力は発展性のある分野

*Yoshiaki Oka¹¹Japan Atomic Energy Commission

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

[2C_PL] Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

Chair: Mitsuhiro Kodama (NFD)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Zoom room 3)

[2C_PL01] Development of Materials Irradiation Using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*Shigetaka Maeda¹ (1. JAEA)

[2C_PL02] Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*Tamaki Shibayama¹ (1. Hokkaido Univ.)

[2C_PL03] A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*Hideki Yuya¹ (1. Chubu Electric Power)

[2C_PL04] Discussion

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と 開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

(1) 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田 茂貴¹

¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用される原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

「常陽」は、1977年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983年からMK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004年から2007年までは高性能化したMK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で144GWd/tの燃焼度を達成したほか、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として1984年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに40,000試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績^[1]も有している。

現在は、新規基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 $2.9 \times 10^{15} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$) のMK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



図1 「常陽」及び照射後試験施設

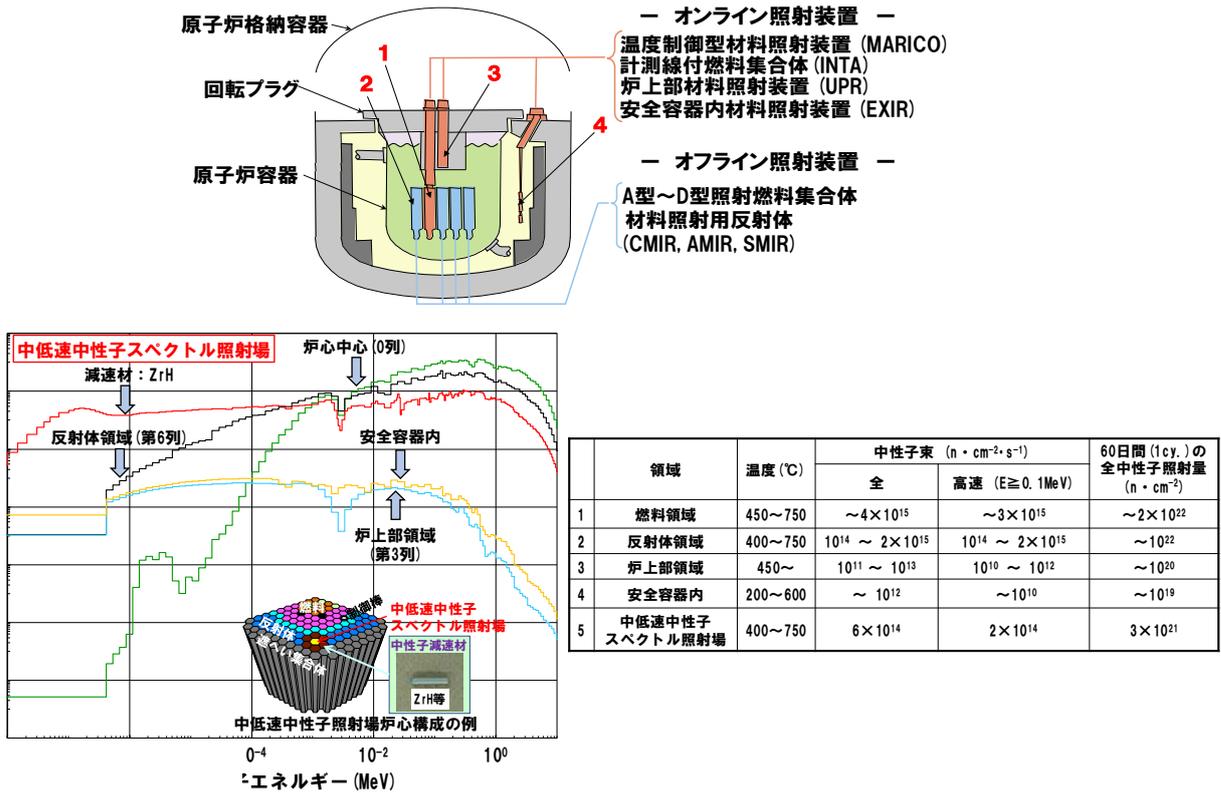


図2 「常陽」照射場の特徴

3. パラエティーに富む照射場

図2に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷によるMAやLLFPの核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300°C)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した1000°C以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求(図3)に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している(図4)。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している(図5)。

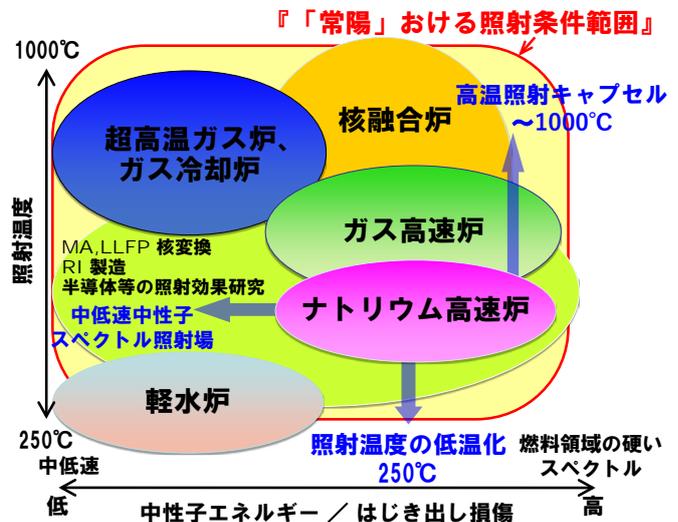


図3 「常陽」における照射条件範囲

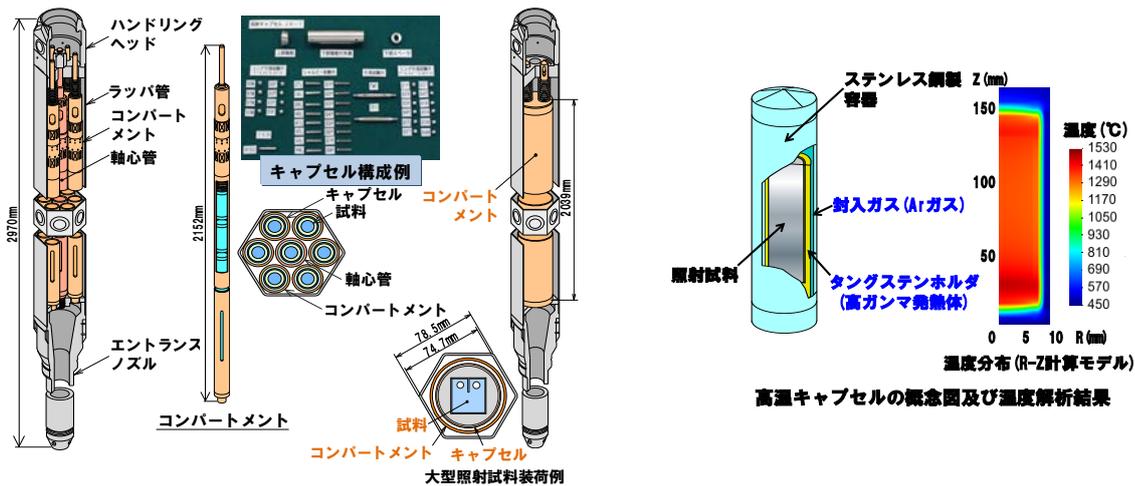


図4 照射装置

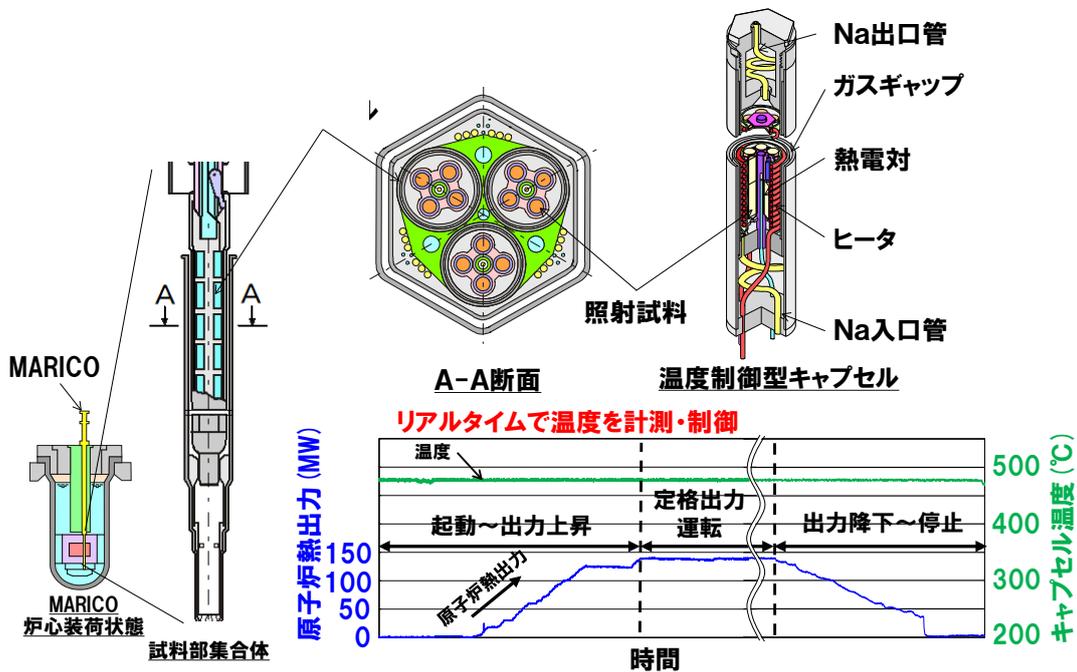


図5 オンライン照射装置による温度制御の例

4-2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図1に示したPIE施設が隣接しており、利用者にPIEとセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE施設では、図6に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

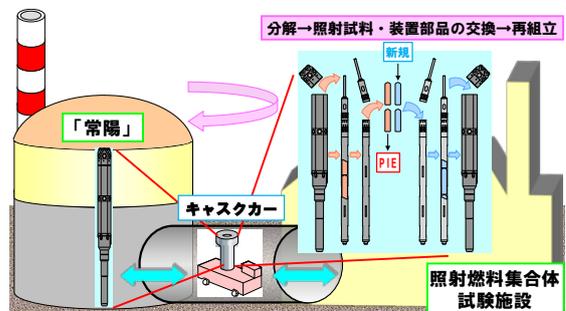


図6 照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5-1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化(図7)し、照射試料周辺の中性子束やγ線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ (HAFM) の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5~10%、線出力密度は 3~5% の精度で評価できることを実証している。

5-2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している

(図8)。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器(直径 4.4 mm、長さ 30 mm) にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃~750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性(中性子スペクトル、温度)を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素(^{10}B)添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上^[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業(産業界等からの技術提案の実現可能性調査)で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

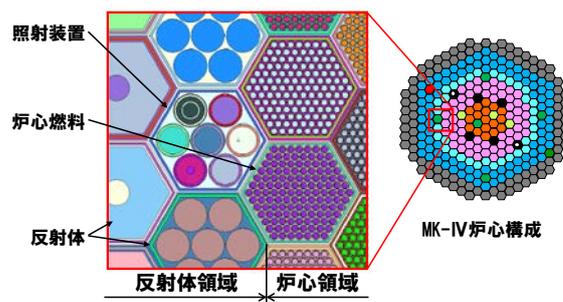


図7 照射装置周辺の計算モデル

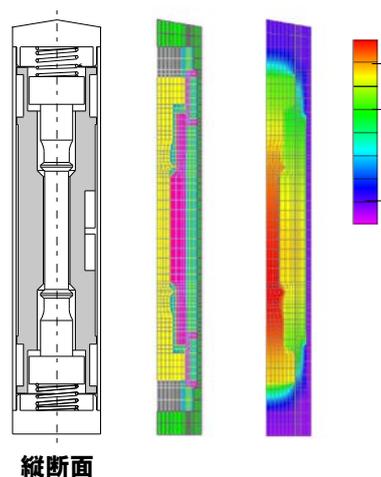


図8 照射キャプセル温度評価結果の例

参考文献

- [1] 松井他, “実験炉組合せ照射 (JRR-3⇔「常陽」) 及びホット施設 (WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF) の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072
- [2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載し、一部加筆・修正したものである。

*Shigetaka Maeda¹

¹Japan Atomic Energy Agency

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と
開発方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(2) 国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*柴山環樹¹¹北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された¹⁾。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター²⁾と高速中性子実験室³⁾、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)⁴⁾が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET)、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V. (HV) 社製である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確認した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデントを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている^{5,6)}。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である⁸⁾。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離れたガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高圧電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。30 年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTA で実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置 MARICO を利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

- 1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
- 2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
- 3) <http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html>
- 4) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
- 5) <https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html>
- 6) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
- 7) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
- 8) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.

※本予稿は、2020年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

*Tamaki Shibayama¹

¹Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発 方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

(3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究(シャルピー衝撃試験)

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹¹, 西田憲二², 木村晃彦³

¹中部電力株式会社, ²電力中央研究所, ³京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉圧力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の圧力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉圧力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉圧力容器の照射影響としては、クラディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉圧力容器のクラディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ポートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉圧力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ポート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機圧力容器からの実際のポート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等はない。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した14個のポートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靱性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ポートサンプルから12個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある1/3サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径1mm程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径0.3mmの熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能なIWASAKI SYSTEMS社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は26℃程度と判定された。この26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部(HAZ部)の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡1号機の実機原子炉圧力容器(高速中性子照射量:約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$)クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

※本予稿は、2020年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

*Hideki Yuya¹, Kenji Nishida² and Akihiko Kimura³

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Kyoto University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL04] Discussion

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受けて総合討論を行い、今後原子力材料分野の研究をより高度化させていくための議論を行う。

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1D_PL] Necessary of Risk

Informed Applications in Standards for New Inspection System

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[1D_PL01] Risk Informed Approach in New Inspection System

*Naoto Sekimura¹ (1. Univ. of Tokyo)

[1D_PL02] Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*Takashi Takata¹ (1. JAEA)

[1D_PL03] Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*Kenta Murakami¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

(1) 新検査制度におけるリスク情報活用

(1) Risk Informed Approach in New Inspection System

* 関村 直人¹, 成宮 祥介²¹ 東京大学, ² 原子力安全推進協会

1. はじめに

新検査制度については、規制機関、事業者が真摯な検討を続けてきており、2020年4月から本格運用がなされている。原子力学会標準委員会は従来から原子力安全の基本的考え方といった上位概念を示したのから実施基準に至る種々の標準や技術レポートを整備してきた。特に、リスク情報活用については福島第一原子力発電所事故以前から PRA 標準やリスク情報活用の標準の制定に取り組み、活用されている。本稿では、リスク情報活用の視点から、活用を踏まえた標準整備に加え、新検査制度を俯瞰した課題について述べる。

2. リスク情報活用の意義と標準整備

原子力安全を継続的に向上させていくためには、深層防護をより確固たるものとし、原子力の施設及びそれにかかる活動が有する不確かさに合理的に対処していくことが必要である。決定論的に保守的な条件設定などによる対処だけでなく、不確かさを定量化して把握し、プラントシステムとしての安全という視点から適切な対処を行うことが求められている。そこで、リスク情報を得るリスク評価方法の開発、リスク情報を活用した安全性向上の取り組みが種々、行われてきた。リスク情報を用いた意思決定で行う確率論的解析について、Meserve 氏が挙げている利点[1]を要約すると次のようになり、原子力安全を遂行する様々な局面でリスク情報が有益であることが判る。

- ・ 現実的な事故シナリオの顕在化、それによる脆弱性の明示
- ・ 優先順位を付けるための定量的な結果の提示
- ・ パフォーマンス、柔軟性、および費用対効果の更なる向上
- ・ 不必要な要求事項を判別と削減
- ・ 安全状態の監視

特に PRA（確率論的リスク評価）は、原子炉施設のような複雑なシステム系の挙動を不確かさとともに定量化できることから、継続的な安全性向上のためにも多くの貴重な情報を提供できる。ただしリスク情報だけによる判断は、評価手法が確立されていないことやデータ・モデルの整備が間に合っていないなどの不確かさの点で、効果的な安全性向上につながることは難しい。そこで確定論的解析との補完的活用により、有効な意思決定ができる。しかし PRA とリスク情報活用の実施においては、課題もある。データ、モデル化、成功基準解析、人間信頼性解析、外部ハザード解析など、対象とするものの不確かさを定量化するアプローチのため取り組みを継続していく必要がある。

標準委員会ではこれらの意義を踏まえて PRA 標準をリスク情報活用の目的に合致した情報を提供できるように整備してきており、またリスク情報活用が合理的明確に行えるように意思決定プロセスを示した標準も整備してきた。本稿に続く2稿で詳説している。

3. 新検査制度の概観

3-1. 制度の特徴

新検査制度[2]の根幹は、規制機関と事業者との双方に考え方の改革が必要であること、また、事業者が規

制要求を満たしているかをみる従来の「逐条型検査」から、事業者がリスクを考慮して複雑な原子力施設を安全に運転しているかに重きを置く「パフォーマンスベースの検査」に変革することである。その意味で設備や管理活動などが安全確保のための機能を発揮できているかを検査する「安全機能着眼型検査」と言える。

新検査制度の実効性確保のために「統合的なリスク情報を活用した意思決定」の考え方を具現化していくことが重要である。ここでリスク情報は、PRA より得られる計算結果や知見だけでなく、決定論的考慮事項、深層防護、安全余裕、そして定性的なリスク評価も含んだ「統合方法」が確立されることが必要である。この考え方と方法については、2020年6月に原子力学会標準委員会より IRIDM 標準[3]が発行されていて、新検査制度の本格運用に照らして時宜に適ったものと考えている。IRIDM 標準については3稿で詳述される。新検査制度では原子力施設と事業者のパフォーマンス監視に重点が置かれるが、IRIDM 標準においても、設備の状態だけでなく活動の状況も含めモニタリングを行い、問題点を抽出し解決につなげていくことを提示しており、原子力施設の継続的な安全性向上に効果のある方法である。

意思決定においては不確実さをどのステップで扱うかが重要である。不確実さを設計の余裕でみることも有効であるが、その後の対策実行・モニタリングも含めたトータルでみることで、不確実さに対する備えがより効果的となる。加えて、IRIDM に必要な基礎的なデータの蓄積や世界に視野を広げた知見の収集分析は、不確実さをより正確に認識することに有効であると同時に、継続のドライブフォースとして重要な役割を果たす。

新検査制度に関係する規格や文書等の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要であろう。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの体系を整備[4]しており、一方学協会では、安全性向上に資する規格を中心に整備をしてきている。それらの整合性が確保されることが望ましく、学協会規格の高度化における課題である。

3-2. 取り組むべき点

新検査制度の運用に関しては、リスクインフォームドの取り組み、グレーデッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者を含む関係組織がそれぞれの役割を果たし、実効的な運用を進めるとともに将来にわたる人材を育成していくことが課題であると考えられる。

リスクインフォームドについては、上述のように PRA 結果だけでなく多くの要素を統合的に分析して、意思決定し実行するに留まらず、モニタリングによる問題抽出を新知見に照らして続けていくことの根幹をなしている。グレーデッドアプローチについては、意思決定においてベースになる考え方であり、その依拠する情報を明確にする客観的で理に適ったものであるべきである。新検査制度における SDP（重要度決定プロセス）や事業者の CAP（改善措置プログラム）につながるものである。

新検査制度には関係組織の役割と組織間のコミュニケーションが重要である。規制、事業者の双方の努力により安全性向上を達成することを理念にして、それぞれの役割に従い取り組むことになる。学協会の役割とコミュニケーションについては次項で述べる。

新検査制度は原子炉施設だけでなく、核燃料サイクル施設などについても対象としており、施設間の特性の違いと共通する安全性向上への考え方とを比較して取り組むべきである。たとえば「閉じ込め機能」でも施設の特性により深層防護を確保するための対応が異なるので、施設共通の一律の評価基準は適切ではない。原子力学会における核燃施設などにかかる取り組みについても、次項に述べる。

関係する各組織が今回の制度改革を契機に、将来にわたり継続的に必要な能力を有した人材が確保・供給できるように、組織内の教育プログラム構築、知識の拡充、深くかつ広く考察できる人材の育成に努める必要がある。

4. 日本原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会は、学术界、事業者や産業界、そして規制機関、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場を提供する。また原子力学会の他、電気協会と機械学会などが参画する「原子力関連学協会規格類協議会」は、原子力事業の遂行のための規格・標準等の学協会規格類の作成・維持・運用を効率的、かつ、合理的に

進める事を目的として、2003年に発足した組織であり、相互理解と意見交換を通じたコミュニケーションの基盤を形成している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方に代表される上位の概念から、実施基準に至る階層的な体系構造を有した「標準」、さらには技術レポートを策定してきており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通的課題や協働を促す役割も果たしていく。検査の実効性確保のためには、リスクインフォームドの取り組みが円滑かつ合理的効果的に実施される必要がある。PRAだけでなく広く多面的に分析し意思決定を行う「統合的なリスク情報を活用した意思決定」、IRIDIM (Integrated Risk Informed Decision Making) が実現されることが重要である。

標準委員会では、表1に示すようにリスク情報活用の推進のために IRIDM 標準や PSR⁺指針[5]を発行しており、PRA 標準の整備なども進めている。標準を実際の業務に適用するために、PRA モデルの整備、基礎的なデータ・知見の収集、さらに PRA が示す不確かさの扱いを定めておくことも重要であり、今後とも産業界や電中研 NRRC における取り組みに期待したい。またリスク情報活用のように、学協会間の協働が必要な規格・標準は、議論を重ねて策定・改定を進めていく。さらに原子力学会内での協働も活発に行っていく必要があり、原子力安全部会、リスク部会、発電炉部会を始めとする部会活動との協働を図っている。たとえば原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施と中長期的課題について WG を設置して検討を行っている。リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設けて、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、これらの成果は標準委員会の標準へ反映されている。

また標準委員会では核燃料サイクル施設、研究炉等に関して標準の整備を行っており、再処理施設、燃料加工施設、廃棄物処理処分施設などの施設設備の設計、運用などの標準化に取り組んでいる。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーデッドアプローチ

新検査制度では「事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られる」ことが基本となる。リスク情報活用などによる安全上の重要度に応じた効果的な活動の実現や民間規格活用などによる保安活動の透明性が、その運用のポイントとなる。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し多様な保安活動を行う。リスク情報を活用し設備や管理などの脆弱点を見出し、対策を施すこと、将来のリスク低減のために予見性をもって対策を検討し実施すること、新知見の適切な反映を続け合理的な安全性向上活動にすること、リスク情報を活用し多面的な要素を統合して意思決定すること、などを組合せて高いパフォーマンスを達成していく。それらを事業者検査などを通じて改善していく。規制機関の検査官は、事業者が達成しているパフォーマンスを事実による観察から規制検査を行い、気づき事項がある場合にその安全上の重要度を評価し分類し、規制機関による対応措置を検討する必要があるとした場合には対応措置の必要性を検討する。

この一連の流れが進められる過程で、新検査制度の成果としての安全性向上が実現していくことと安全性向上評価制度との関係を考察しておく必要がある。事業者の観点からみた新検査制度として CAP 活動を例にとれば、重要度に応じた是正措置が進められることで安全性は向上すると考えられる。さらに、事業者は保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。これらに加えて安全性向上評価制度の枠組みを活用して、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そして PRA 評価などを行い、総合評価を経て改善措置を決定していく。新検査制度ではこれらの活動の結果としてのパフォーマンスが評価されることの好ましい循環が生まれていくこととなる。

図1と図2は、これらの多様な活動に適用されうる原子力学会標準を示したものである[6]。ここで総合評価とは安全性向上評価制度における総合的な評定を行うステップを示しており、PSR⁺指針を活用することができる。またその具体的な評価方法については、IRIDM 標準に示す多基準分析などの方法を適用することができる。

5. おわりに

2020年4月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。東京電力福島第一原子力発電所事故以降の規制基準適合性審査に加えて、我が国の原子力安

全の確保活動を大きく変革させようとしている。

本稿は、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を示した。PRA 標準、リスク情報活用の標準（IRIDM 標準、PSR⁺指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものである。今後、実例を分析して、適用経験を標準に対してもフィードバックすることで、よりリスクを低減させていく活動を可能としていかなければならない。原子力学会標準委員会は、規制機関、事業者へ適切な考え方や標準を提供するとともに、原子力施設の継続的な安全性向上のための中核として機能するように、様々なステークホルダとの議論を一層、密にしながらその役割に取り組んでく。

本予稿は、2020年春の年会の内容に、新検査制度の実施状況を追加したものである。

参考文献

- [1] 電中研 NRRC, シンポジウム 2018, Richard A. Meserve, “リスク情報を活用した意思決定の考え方” (2018)
- [2] 原子力規制庁, “我が国の検査制度の見直しの基本的考え方と具体的な仕組み,” 2017年3月3日原子力規制庁金子修一,(2017)
- [3] 日本原子力学会, “原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準: 2019, AESJ-SC-S012: 2019,” (2020)
- [4] 原子力規制委員会, “原子力規制検査等実施要領,” (2019)
- [5] 日本原子力学会, “原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針: 2015, AESJ-SC-S006: 2015,” (2015)
- [6] 原子力規制庁, 検査制度の見直しに関する検討チーム第16回会合, 資料 5-1, 令和元年7月29日(2019)

*Naoto Sekimura¹ and Yoshiyuki Narumiya²

¹The University of Tokyo, ²Japan Nuclear Safety Institute

表1 標準委員会のPRA及びリスク情報活用にかかる標準

分類	標準名
PRA	レベル1PRA標準:2013
	レベル2PRA標準:2016
	レベル3PRA標準:2018
	停止時PRA標準:2019
	PRA用パラメータ推定標準:2015
	地震PRA標準:2015
	津波PRA標準:2016
	内部溢水PRA標準:2012 内部火災PRA標準:2014
	PRA共通用語定義標準:2018
	PRA品質確保標準:2013
	外部ハザード評価方法選定標準:2014
	核燃施設リスク評価標準:2018
	リスク情報活用
PSR ⁺ 指針:2015	

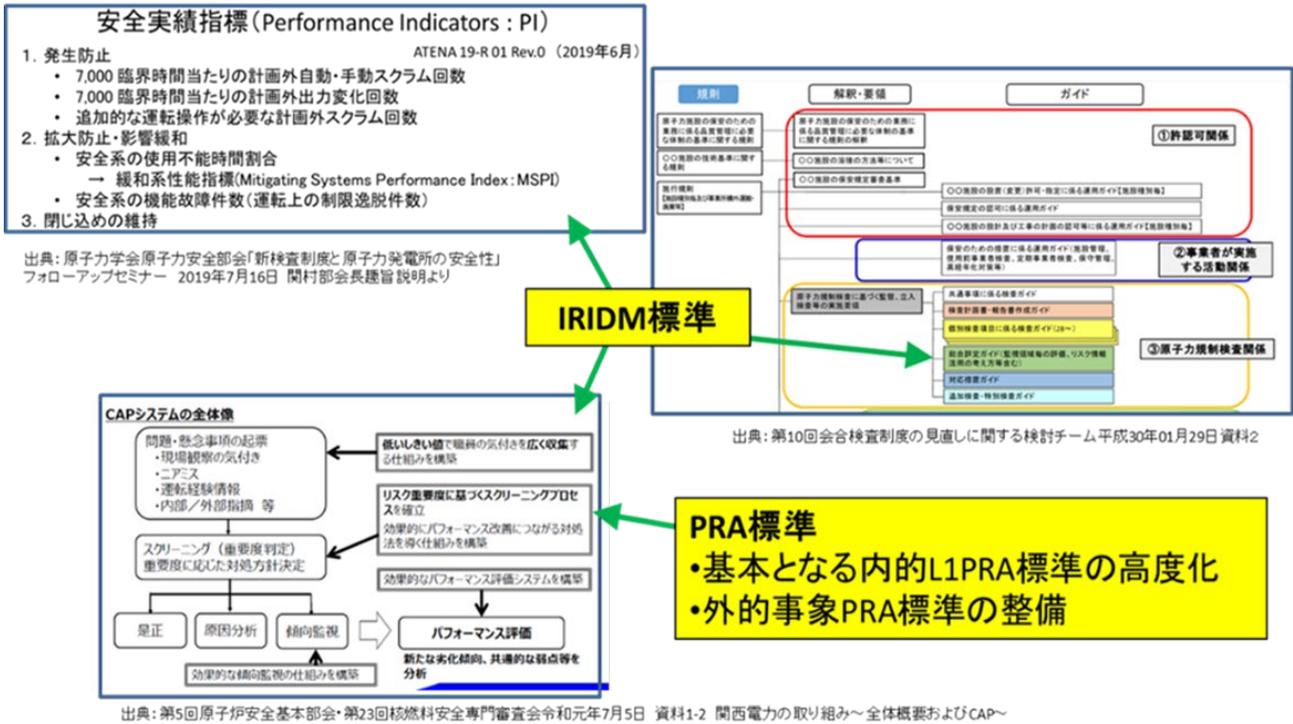


図1 新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

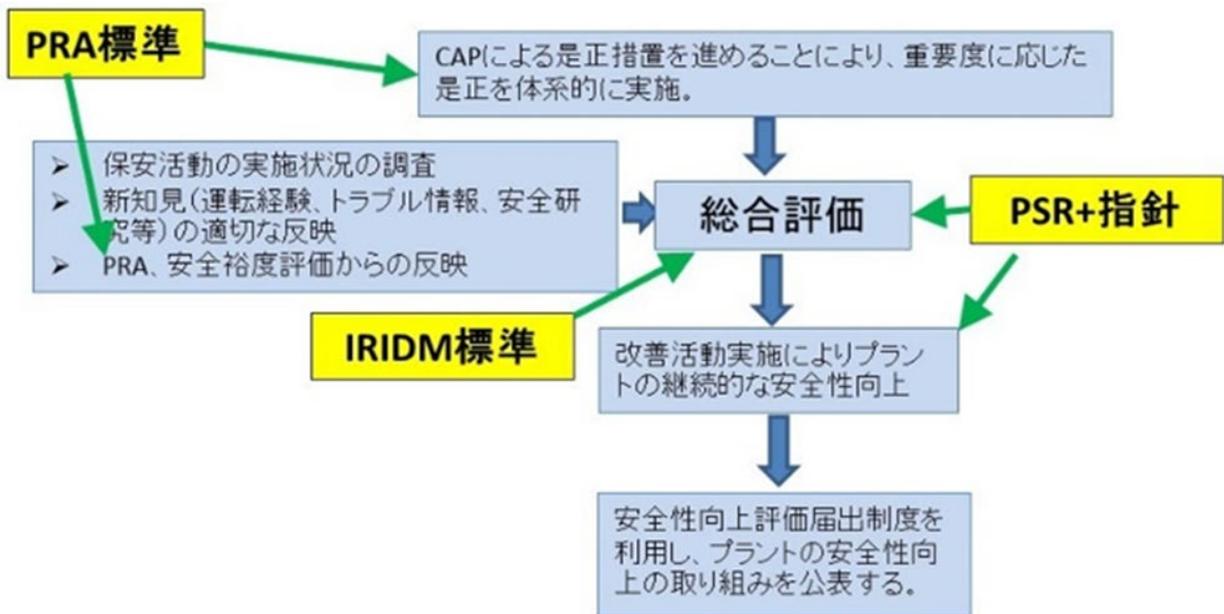


図2 新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～
Necessary of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

(2) 新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とその実現

(2) Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*高田 孝¹¹原子力機構

1. はじめに

標準委員会では、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る階層的体系構造を有した標準の策定を行っている。新検査制度の確実で効果的な実行は、我が国の原子力安全向上に重要であり、この中でリスク情報の果たす役割は大きい。確率論的リスク評価（PRA）標準の整備では、リスク情報活用に必要な種類と品質のものを標準委員会で整備を行ってきた。本報では、今後必要となる PRA 標準の体系的な構造や品質ならびその実現について考察する。

2. 活用のためのリスク指標

リスク情報を活用するためには、PRA 標準も含めリスク評価の過程で得られるリスク指標とリスク情報活用の対象を明確化することが重要となる。リスク指標はプラントライフの様々な場面で活用されるものであり、プラントの設計、安全評価やプラント運用、運用中の変更、監視活動（モニタリング）に加え新検査制度にも関係する安全上の問題の評価が含まれる[1]。

リスク指標の一例として、プラント状態の監視では、状態監視活動をリスク上重要な領域に向けることで、リスク寄与度を確実に低下させることを目的とし、Fussell-Vesely（FV）重要度、リスク増加価値（Risk Achievement Wort, RAW）、炉心損傷頻度の変化（Change in Core Damage Frequency, Δ CDF）、早期対規模放出頻度の変化（Change in Large Early Release Frequency, Δ LERF）等が挙げられる[1]。またオンラインメンテナンスでは、計画上又は実際のプラント構成時のリスクを計算することで、補償措置、スケジュールの変更、注目度の高い重要な保全活動を含む推定リスクが高い構成に対するリスクマネジメント措置を目的とし、CDF、 Δ CDF、LERF、 Δ LERF 等が挙げられる[1]。

特に検査制度におけるリスク指標の観点としては、日常的な利用を考慮し、あまり複雑な評価方法とならないことも重要であり、必要とされる品質とも繋がるものと考えられる。

3. PRA 標準の体系化

リスク評価で用いられる PRA は唯一無二の手法で実施されるものではなく、リスク評価の目的に応じて用いられる手法も変化する。現在標準委員会で取り組まれている PRA 標準の体系化（階層化）では、新技術や新手法が迅速に導入されるよう、国際的な PRA 標準の構成も踏まえ、性能的規定（What to do）と仕様の規定（How to do）、さらに詳細な方法や事例で構成される階層化をレベル 1PRA および地震 PRA において検討している（図 1）。

4. 必要な品質とその実現

品質とは、JIS Q9001:2015（品質マネジメントシステム）[4]の定義では、「対象に本来備わっている特性の集まりが、要求事項を満たす程度」であり、脚注の中で要求事項は異なる利害関係者又は組織自身から出されることがあるとされている。品質におけるポイントは、要求事項は単に与えられるものではなく、実施者自ら考える必要があり、そのための基本的な考え方を各ステークホルダーで共有することが重要となる。

PRA 標準に求められる品質は、モデルやパラメータの精緻性といった高い品質（high level of quality）を意味するものではなく、リスク評価の目的に応じた精度（不確かさを含む）となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。また新検査制度での PRA 標準の品質は、その範囲もパラメータ、PRA モデル、成功基準解析、専門家判断やピアレビュー等多岐にわたることに留意する必要がある。

2020年4月から正式に運用が始まった新検査制度では、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド[2]において、「詳細なリスク評価」として PRA を用いた Δ CDF や格納容器機能喪失頻度の変化 (Change in Containment Failure Frequency, Δ CFF) の評価結果がリスク情報として活用されている (図2 参考)。また、その際利用される「詳細なリスク評価」としての、PRA モデルの品質の適切性についてもガイドが示されている[3]。新検査制度では、「詳細」としてフルスコープの PRA を対象とし、その品質について学会標準や米国 PRA 標準を参考にガイドを設定している。原子力安全に係る重要度を評価する観点で、「詳細」がフルスコープを対象とすることは判断基準として妥当であると思われる。その一方で、本来「詳細」は、目的とする結果の詳細度に対して十分な品質を確保していることを意味することに留意する必要がある。新検査制度は全ての原子力施設に適用されるものであり、施設の特性を考慮した品質の確保が重要となる。

この品質確保の考え方は IRIDM 標準[5]における選択肢の総合的な優先付け (7.4.4 節) が参考となる。IRIDM 標準では定量的リスク評価はキーエレメントの一つであり、附属書 O および P に PRA に関する規定や参考も記載されており、これらも参照となる。総合的な優先付けでは、NUREG-1855 Rev.1[6]を附属書 R として補足している。

NUREG-1855 では、Stage B として、リスク評価に利用する PRA の範囲や詳細度 (PRA scope and level of detail) を評価する (図3 参考)。ここで重要となるのは、実際に必要とされる範囲や詳細度を特定すること (Identify) であり (Step B-2)、目的によっては必ずしもフルスコープの PRA は要求されない (以下、原文。*Not all portions of a full-scope PRA will always be required to evaluate an application. Furthermore, some portions of the required PRA scope may not be important to the decision process.*)。新検査制度において、効果的に PRA 評価を活用するためには、目的に応じた「詳細」度としての品質の基準を明確にすることが重要となると考えられる。例えば、着目した事象については PRA モデルで詳細化し、影響のない部分を簡素化したモデルを用いた評価の場合、簡素化した部分は「完全性の不確かさ (completeness uncertainty)」に分類される。この時、PRA の結果に対し簡素化した影響が十分に小さいことが明確になっているのであれば、そのモデルは品質を満たすことになり、「詳細なリスク評価」として妥当であるといえる。

一方で品質には、不確かさの程度に代表されるように、明確な閾値での基準化が難しいものも含まれている。PRA の実施においては、評価結果に含まれる不確かさとしての適用限界を認識し、その適用限界を PRA が持つ品質の一つとして共通的に理解し、評価から得られるリスク情報を有効に活用することも重要となる。

このような品質の考え方を実現するために重要となるのは、判断基準 (上記「影響が十分に小さい」) について各ステークホルダー (規制、事業者等) 間で共通のものが構築されることである。ステークホルダー間でリスクを議論するときにリスク指標が共通的な「言語」となることは認識されているものの、その判断基準 (価値基準) の共通化がなされない限り「言語」とはなり得ない。標準の体系化 (3.) において、指標の判断基準は仕様の規定あるいは詳細な方法や事例に該当し、将来的な体系化において迅速に最新知見の反映が可能になると考えられる。

今後、標準委員会が、**事業側および規制側を含めた**ステークホルダーの一員として、判断基準の土台としての考え方を**ステークホルダーとの議論を踏まえ**提示し、共通認識を醸成することが重要と考えられる。また共通化された考え方をもとに、品質確保を要求・実施する側でその実践例を積み上げていくことが必要となる。このような考え方や実践例の提示がリスク評価としての PRA の成熟の一助であり、新検査制度は PRA の実践的活用の非常に良い機会となる。また一方で、PRA を含めた定量的リスク評価手法の適用事象の**拡張 (新検査制度において適用可能となるリスク評価の対象や範囲の拡張)** や、評価手法としての先進的な考え方や方法論についても、学協会の一員としてその進展に貢献することが重要となる。

なお、新検査制度においてリスク評価は効果的な安全性向上を実践するための一つの手段であり、リスク評価を行うこと自体が目的とならないよう、確実に意思決定に活用されなければならない。

5. おわりに

新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とは、PRA が目的に応じた精度となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、その基本的な考

え方や実践を、各ステークホルダーと協働で提示するが重要となる。また、新検査制度の確実で効果的な実行には、PRA から得られたリスク情報を確実に活用する枠組みの構築が必須となる。

PRA の成熟（性能や品質の改善）には、実践結果のフィードバックが極めて重要となる。今後、事業者・規制側ともに新検査制度で実施した PRA の評価過程を明らかにし、これを検証可能とするとともに、学会標準に継続的にフィードバックしていく活動が望まれる。

本予稿は、2020 年春の年会予稿からの転載に、2020 年 4 月から本格運用が開始された新検査制度に関する考察を追加したものである。

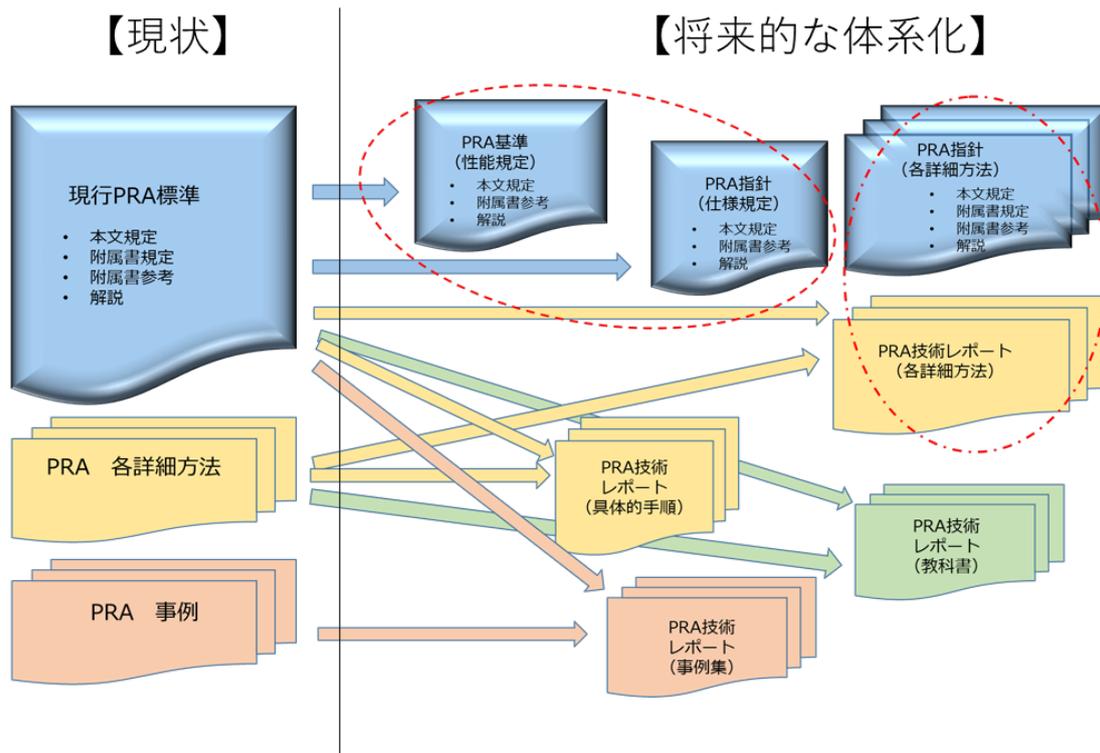


図 1 PRA 標準の体系化イメージ

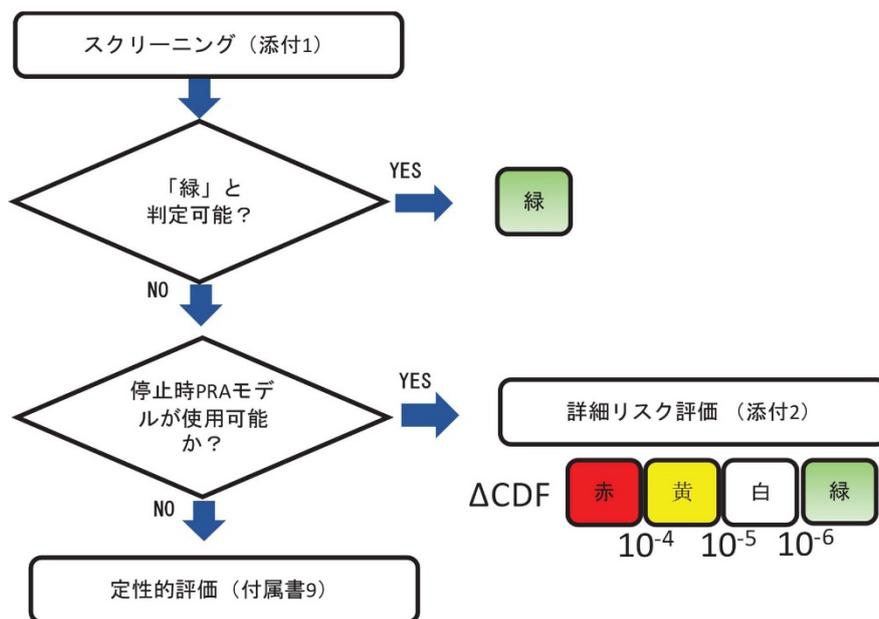


図2 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー（停止時）[2]

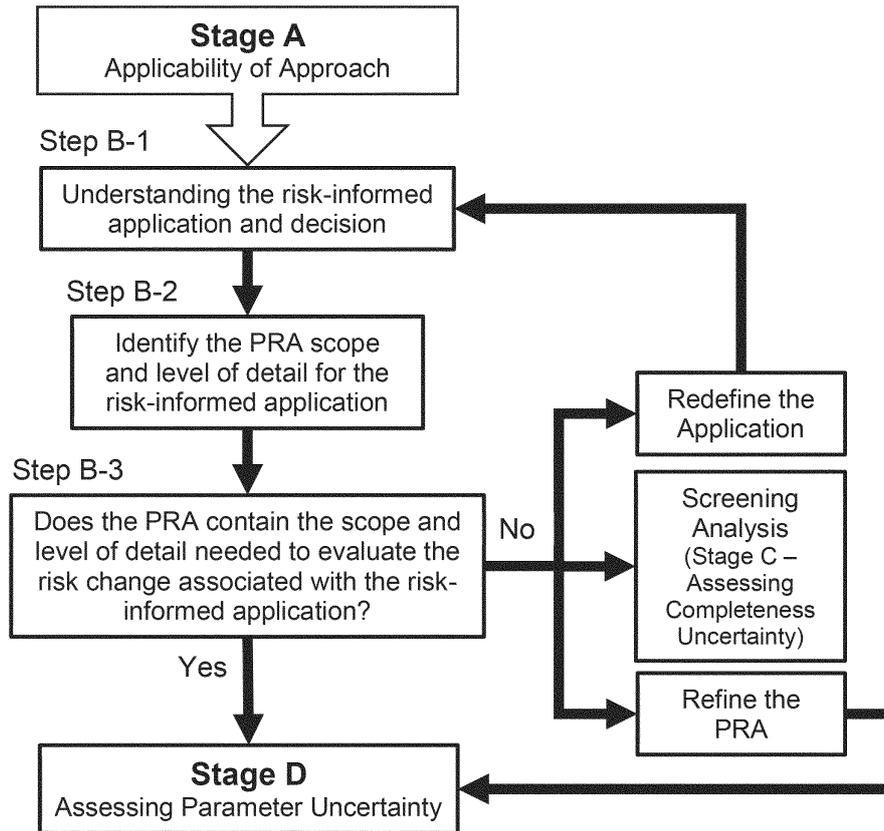


図3 NUREG-1855 における Stage B（Assessing PRA scope and level of detail）概要[6]

参考文献

- [1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.
- [2] 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド, GI0007_r0, 原子力規制委員会, 2020.
- [3] 原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性ガイド, GI0010_r0, 原子力規制委員会, 2020.
- [4] JISQ9001:2015 (ISO9001) 品質マネジメントシステム, 2015.
- [5] 原子力学会標準、”原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019”, AESJ-SC-S012: 2019, 2020.
- [6] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

*Takashi Takata¹

¹Japan Atomic Energy Agency

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～
Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety
Improvement

(3) 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

(3) Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*村上 健太¹¹長岡技術科学大学**1. IRIDM 標準の策定経緯**

統合的安全性向上分科会は、「リスク活用の実務への適用が具体化」していくことを期待し、「安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための具体的な基準及び実施方法を規定する標準」を作成するために標準委員会システム安全専門部会の下に設置された[1]。同分科会は、安全性向上対策採用の考え方に關するタスクの成果[2]をベースとしつつ、標準委員会リスク専門部会 PRA 品質確保分科会と協働しながら標準の策定を進めた。分科会では、検査制度の改革においてリスク情報が重要な役割を果たすようになることを踏まえ、事業者のみならず原子力安全に関するステークホルダ全てにとって有用な標準となることを目指し、リスク情報を活用した統合的意思決定 (IRIDM: integrated risk-informed decision making) のあるべき姿に関する議論が重ねられた。その成果は、「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」(以後 IRIDM 標準と呼称)として2020年6月に発刊された [3]。

何とか新検査制度の本格運用に間に合った形となったが、制定プロセスで沢山の意見や質問が寄せられ、IRIDM 標準の完成には多くの時間と労力がかけられた。そもそも IRIDM に関連した用語の使い方には、人によって大きなバラツキがあった。特に対応に苦慮したのは「IRIDM を織り込むことが業務の不必要な非効率化を招いてはいけない」という点である。「用いるべきリスク指標」や「日本社会に IRIDM を根付かせるために必要な事項」という議論も重ねられた。当然ながら、IRIDM 標準策定プロセスで指摘された事項は、新検査制度において解決すべき課題と共通点が多い。

そこで本稿は、まず新検査制度におけるリスク情報活用の状況について概観し、IRIDM 標準が規定するプロセスが検査にどのように役立つかを示す。また、新検査制度をテコにして継続的に安全性を向上させるために各ステークホルダが果たすべき役割を考察する。

2. 新検査制度におけるリスク情報活用

検査制度の見直しによって、プラントを規制基準へ適合した状態に維持すること、及びそれを確認することに関する一義的な責任が原子力事業者にあることがより明確になり、使用前業者検査と定期事業者検査の実施義務が規定された。また、事業者は設置許可段階から運転段階までを包含した品質保証体制を整備することが求められた。一方、規制機関は事業者の保安活動全般を包括的に検査し、その検査結果に基づいて総合的な評定を行って、次の検査に反映していくことになった[4]。

設計レベルで安全性を確認した段階から更なる安全性向上を目指すためには、安全上の重要度に応じて効果的にリソースを配分する工夫が必要である。現実的に、機器のランダム故障や人のミスを完全に防ぐことはできないし、運転期間中にプラントの状態の変化に気付くこともあるだろう。しかし、良くない事象に関する指摘の数と、プラントの安全確保水準データの間、必ずしも正の相関がある訳ではない。このことを被規制者である NEI が定量的に示し[5]、それに応える形で規制機関である NRC が規制制度を改革して誕生したのが、日本の新検査制度が手本とした米国の ROP (reactor oversight process) である。安全上の重要度に応じた効果的な活動を実現するためには、客観的な指標であるリスク情報の活用が求められる。

新しい原子力規制検査のポイントは、規制の目的と直結する7つのコーナーストーンを定め、これと直接関係する指摘事項のみを階層的に分類して、規制行為のトリガーに定めたことである。安全文化のような組織的要因はリスクと間接的ながら重要な関係を有するものの、安全文化の劣化を直接指摘することはせず、コーナーストーンのいずれかに該当する問題が発見された時に背後要因として分析する。原子炉安全に関係するコーナーストーンでは、炉心損傷確率の変化（ ΔCDF ）が主たる指標とされる。

検査要領はコーナーストーン毎に検査の領域と視点を階層的に分類して整備されている。基本検査のガイドラインは、リスク重要度に基づいて機器等の検査頻度を設定することを求めている。検査制度の試行の中では、検査官が事業者と適切なコミュニケーションを行なって、リスク増加に直接的に関係する気付きを得ることが重視されているようである。事業者の視点に立てば、各構成員が自分の仕事と ΔCDF の関係を強く意識すれば、検査官の疑問をその場で解消し、追加的な対応業務を回避できるようになる。

検査の気付き事項のうち安全に影響を与えるパフォーマンス欠陥が、指摘事項に挙げられる。重要度決定プロセス(SDP)では、パフォーマンス欠陥の結果として安全性にどんな影響があったかを ΔCDF 等の指標で評価する。 ΔCDF が 10^{-4} /年を超える事象は「赤」と判定され、「重大な安全上の結果になり得たであろう」深刻な違反と見なされて強制措置が取られる。 ΔCDF が 10^{-6} /年以下の事象は「緑」と判定され、一定の要件を満たす場合、再発防止は原則事業者に任される。これらの中には「黄色」「白」の領域があり、安全上の重要度に応じて個別の指摘事項に対する規制行為の大きさを変える仕組みになっている。これらに加えて、規制機関は、色別に分類された事象がどのくらい発生しているかと、コーナーストーン毎に設定された運転実績に基づくパフォーマンス指標を確認し、これらを「アクションマトリックス」によって総合的に評価して、定期的に施設の安全確保水準を公表する。

新検査制度の中でもSDPは分かり易いリスク情報活用例である。関係者の多くは「白を取られないこと」ばかりを気にしてしまうかもしれない。現実問題としてSDPへと進む事象はごく少数だろう。とはいえ事業者は、旧来の是正処置プログラム(CAP)を拡張することで、リスク情報に基づいた指摘への対応に備えている。発電所では、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告をすべての階層の職員から報告される仕組みが構築され、情報のリスク上の重要度を考慮して、改善ための意思決定につなげるプロセスが整備されている[6]。安全上重要な課題に集中することで、有限のリソースを効率的に利用して安全性を高めることが期待されている。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準については、標準制定の取り組み自体が国際会議等で高く評価されている一方で、リスク情報の活用が期待されている現場からは「難しい」「具体的にどのように使うか分かりにくい」といった声もあるようである。この図書は、リスク情報抜きでは考察できない難しい問題を解決する方法を包括的に取りまとめた標準であるから、個別の問題に適用するには工夫が必要である。

では、検査の枠組みにおいて、IRIDM プロセスはどのように実施されるのだろうか。検査は、設計レベルで安全性が確認されているプラントにおいて、不測の変化に対応すると共に、安全性を更に向させるための行為である。検査では、プラントが設計通りに作られていることを確認するだけでなく、設計の意図を運転や保全活動に携わる要員が理解し、設計思想に沿ったプラントの運用が担保されることを見ていく必要がある。残っている課題の多くは、プラントの設計思想に基づく判断と、その他の重要な要素とが上手に調和しないことの結果である。例えば、原子力安全の観点からは好ましくない作業手順が、労働安全（又は作業効率、被ばく低減、核物質防護）を重視してきた結果として残っているかもしれないが、この問題を解くためには設計要件やPRAの数値に着目するだけでは不十分である。現場の作業員の教育や力量評価、作業要領書等の改訂、作業毎のリスクアセスメント、工事日程や作業リソースの管理ツールなどの中に、設計やPRAモデルからの洞察を織り込む必要があるし、原子力安全と他の要素をどのように調和させるかを具体的に検討することも大切である。机上の空論を避けて具体的かつ実効的な提案を出すため、可能な限り現場に近いレベルで検討することが望ましい。要素毎の評価精度の確認（例えば、工程あたりの ΔCDF の推定値と従業員被ばく量の推定値は相互に比較して良い精度になっているか）も必要だろう。判断の根拠を検証可能にし

ておくことは、意思決定結果をモニタリングする観点からも重要である。

IRIDM 標準は新検査制度と直接対応している訳ではないが、このような問題を扱うための手順を具体的に定めている。附属書（参考）において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える図書となっているが、本文規定は 36 ページであり、マネジメントの各プロセスに対応する箇所は更に短い。やや設備改造等に寄った書きぶりになっている部分もあるが、業務プロセスの改善等にも適用できるように工夫している。これらの業務に関係する方には、ぜひ一度手に取って、自分の仕事と IRIDM 標準の本文規定の対応関係を比較して頂きたい。仕事にリスク的な考え方を取り入れるためのヒントを容易に見つけることができるだろう。それから、関係する附属書を参照することで、自分の業務に直接使える評価手法を見つけることもできるかもしれない。

IRIDM 標準は、意志決定者、及び分析者を主語とした実施基準である。意志決定者とは、解決すべき問題に対する権限を有する者であり、経営者だけでなく、部門や現場の長が該当することもある。効果的な問題解決には、なるべく低いレベルで意志決定が行われることが重要になる。「意思決定者」という用語には、これらの長が「関係者とコミュニケーションを取りながら形成した知識を利用して、個人の効用関数を最大化するために決定を下す」という含みがある。個人の効用関数と安全性向上に正の相関をもたせることが、安全のための組織文化を醸成する目的である。

意志決定は個人の知識と選好に依存するから、意志決定者が関係者とのコミュニケーションを行って判断に必要な材料を収集することや、意志決定の反響を確認することが重要である。そこで、IRIDM 標準では、IRIDM プロセスに求められるコミュニケーションの特徴をまず記載した(7.1 節)。その上で、IRIDM プロセスに乗せるべき問題を特定するための情報収集(7.2 節)、情報を分析して「何が問題か」を決めるプロセス(7.2 節)、特定された問題を解するための具体的な選択肢を提案するプロセス(7.3 節)を定めた。組織内で情報や問題意識を共有する方法は、前提とする組織構造や構成員の雇用形態に強く依存する。海外の事例を参考にしながら一般的な IRIDM に関する図書を実施基準の形に書き下ろすにあたり、日本の組織において合理的な方法を定義するために、かなりの議論が交わされた。

選択肢はキーエレメントと呼ばれる 7 つの観点に基づいて分析し(7.4 節)、意志決定者が最良と考える選択肢を決定する(7.5 節)。個々の観点について、どのように情報を収集して評価するか、情報の不確かさをどのように扱うか等を附属書で可能な限り具体的に示した。不確かさを有する新知見の処理や、意思決定において何をどのくらい重視したかのエビデンスを残す方法を規定して、物事がどのように決められたかを外部から検証することも可能にした。また IRIDM プロセスによって対象とする問題のリスクプロファイルが変化していくので、どのタイミングで関係者との意思疎通を積極的に図るべきかを検討し、規定に織り込むと共に、意志決定を実施する段階でのリスクマネジメントの方法(7.6 節)や、結果のモニタリング(7.7 節)についてもプロセスとして明示した。

4. 今後に向けて

IRIDM 標準は、リスク情報を用いた分析が必要で、かつ設計要求とリスク情報だけに基づいて解決することはできない問題を扱うための標準的なプロセスを定めた実施基準である。今後は、IRIDM 標準を参考書として、個別の具体的課題への対応が検討されていくことだろう。例えば、原子炉運転中にオンラインメンテナンスを行うには、 Δ CDF 等の数値に基づいて実施可否を判断するだけでは不十分であり、オンラインメンテナンスに関する意志決定基準をプラントの保安活動の全体方針と調和させるための丁寧な作業が求められるだろう。IRIDM 標準は、そのためのプロセスを丁寧に規定したものであり、PRA の数値目標を提供しているだけではない。分科会としても、本文規定全体の流れを理解して頂けるよう、啓蒙活動を行ってきたい。

検査の過程で見出された問題を分析した結果、特定の機器等において、設計要件と他の要素（例えば、PRA や訓練のパフォーマンス）とのバランスが悪いことに気付くことがあるかもしれない。据わりの悪い設計要件が規制基準に紐づくこともあり得るだろう。IRIDM 標準は、設計要件と他の要素とが相反する状況にも適用することが可能であるし、原子力事業者以外の実施主体が IRIDM プロセスを実行できるように記載さ

れている。新検査制度の中で、事業者の取り組みから得られた知見を規制活動の継続的向上のためのインプットとして活用し、規制機関が自らの検査や審査の指針を改善していくことに期待したい。

さまざまな判断材料を集めて意志決定する IRIDM プロセスと、さまざまな研究開発や運転経験から得られた情報に基づいて知識を標準化するプロセスには類似点が多い。IRIDM 標準は「最新の科学的知見を含める情報収集」の方法を規定しているが、われわれは研究開発と標準策定の現場間で効果的なコミュニケーションをはかれているだろうか。意志決定の在り方を改善することで、標準策定活動のパフォーマンスを向上させることはできないだろうか。IRIDM 標準の策定に合わせ、IRIDM プロセスを踏まえた標準制定プロセスの改善にも期待したい。

参考文献

- [1] システム安全専門部会「安全性向上分科会の設立趣意書」STC37-6 (2016)
- [2] 標準委員会 技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」AESJ-SC-TR012 : 2015, (2018)
- [3] 原子力学会標準 「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019」 AESJ-SC-S012: 2019 (2020)
- [4] 原子力規制庁長官官房制度改正審議室 「検査制度の見直しについての説明」 検査制度見直しに関する事業者説明会 資料 (2017年5月10~31日) <https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/201706/RRO/index.html>
- [5] Towers Perrin “Nuclear Regulatory Review Study” (1994)
- [6] 電気事業連合会 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」 (2018)

*Kenta Murakami¹

¹Nagaoka University of Technology

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[1D_PL04] Discussion

All Presenters

2020年4月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。

PRA標準、リスク情報活用の標準（IRIDM標準、PSR+指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものであり、本セッションでは、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を論じる。

総合討論では、本テーマに関する標準委員会活動の実績と今後の課題と解決策について、参加者と意見交換を行う。

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

[2D_PL] Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Hiroshi Miyano(Hosei Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[2D_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*Masumi Ishikawa¹ (1. TEPCO HD)

[2D_PL02] Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Noriyoshi Nakamura¹ (1. NDF)

[2D_PL03] Overview of IRID R&D

*Naoaki Okuzumi¹ (1. IRID)

[2D_PL04] Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Yuichi Niibori¹ (1. Tohoku Univ.)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*石川 真澄¹¹東京電力ホールディングス株式会社

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5回改訂がなされ、最新の第5回改訂版は、2019年12月27日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

- ① 復興と廃炉の両立
- ② リスクの早期低減と安全確保の最優先
- ③ 当面（10年程度）の廃炉作業全体の最適化

主な改訂内容

- ・汚染水対策：汚染水発生量を150m³/日程度（2020年内）まで低減させる現行目標を堅持しつつ、これに加えて100m³/日程度（2025年内）まで低減させる新たな目標を設定。
- ・プール内燃料の取り出し：燃料取り出しの開始時期は、1号機で4～5年、2号機で1～3年後ろ倒ししつつも、2031年内までに1～6号機全てで取り出し完了を目指す。
- ・燃料デブリ取り出し：初号機として2号機で、気中・横からの試験的取り出しに着手し（2021年内）、段階的に規模を拡大。
- ・廃棄物対策：ガレキ等の屋外の一時保管エリアを2028年度内までに解消。

3. 中長期実行プラン

「廃炉中長期実行プラン2020」は、計画的かつ戦略的に廃炉に取り組む作業計画として、中長期ロードマップや原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するべく、2031年までの廃炉全体の主要な作業プロセスを示すことを目的に作成した。「復興と廃炉の両立」の大原則の下、地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めるべく、廃炉作業の今後の見通しについて、より丁寧に分かりやすくお伝えしていくことも目指していく。本プランも廃炉作業の進捗や課題に応じて定期的に見直ししながら、廃炉を安全・着実かつ計画的に進める。

4. 汚染水対策

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

染水対策を実施している。

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

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

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の94%が完了しており、現在は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施している。また、雨水の建屋流入対策として、3号機建屋の屋根損傷部への堰設置、損傷部シート掛け等を実施している。

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

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015年度）の490m³/日に対して、陸側遮水壁閉合後（2019年度）は180m³/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位/建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

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

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

5. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

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

1号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015年7月から10月に屋根カバーの撤去、2016年9月から11月に壁パネル撤去、2017年3月から5月に柱・梁の取り外しを完了し、2017年12月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。2018年1月から北側のガレキ撤去に着手し、並行し

て進めてきたガレキの状況やウェルプラグの汚染状況の調査を踏まえ、よりダスト飛散に留意した慎重な作業の観点から、ガレキ撤去前に大型カバーを設置する工法を採用することとした。また、2020年6月から南側にある使用済燃料プールへのガレキ等落下防止・影響緩和対策を実施している。

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

3号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015年11月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016年12月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017年1月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018年2月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019年4月15日より燃料取り出し作業を開始し、これまでに566体中266体（2020/7/30時点）の燃料を取り出し、2020年度内の燃料取り出し完了に向けて引き続き安全最優先で作業を進めていく。

6. 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号機の格納容器内の調査は、2012年10月、2015年4月、2017年3月に実施した。2015年4月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内1階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017年3月の調査では、地下1階面のペDESTAL外側の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けて準備作業を進めている。

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

ることができた。

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

最新の「中長期ロードマップ」（第5回改訂）では、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、迅速性、使用済燃料の取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2号機と決定した。気中工法で原子炉格納容器底部に横からアクセスして、まず試験的な取り出しを2021年に開始し、その後、取り出し方法の検証や確認を行った上で、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

7. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面10年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第4次改訂2020年7月）。

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

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

*Masumi Ishikawa¹

¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略

(2) Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

* 中村 紀吉¹

¹原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF)

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF) は、政府の中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること、及び取戻し計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」(戦略プラン)を2015年以降毎年取りまとめている。戦略プラン2020では、東京電力による廃炉中長期実行プランが策定されたこと、廃炉作業における安全確保の考え方の明確化、規模の更なる拡大に向けた燃料デブリ取り出し方法の検討に必要な要求事項の抽出、研究開発の重要性の高まりを受けた管理体制の強化などを特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に技術戦略の基盤となる取組と考え方を述べた上で、廃炉の技術戦略や研究開発に係る取組について紹介する。

2. 技術戦略の基盤となる取組と考え方**2-1. プロジェクト管理に係る取組****(1) 廃炉中長期実行プランの策定**

東京電力は、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力災害対策特別措置法及び原子炉等規制法に基づく要求や、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議において決定された中長期ロードマップの目標工程に従い、廃炉事業を実施してきた。今回、事故後10年を迎えるにあたり、東京電力はこうした目標工程をどのように達成するのかを示した廃炉中長期実行プランを作成・公表することで、複雑かつ長期にわたる作業見通しを具体化するとともに、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにした。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は不確実性が大きい事業であるものの、廃炉中長期実行プランを踏まえることで、研究開発、人材、調達についても中長期を見据えた計画を作成できるため、廃炉中長期実行プラン作成の意義は大きい。今後この廃炉中長期実行プランを効果的に役立てるためにも、新知見や現場状況などを踏まえて不断の見直しを行っていくことが重要である。

(2) プロジェクト活動における「安全とオペレータ視点」の充実

工法や設備などの設計検討(エンジニアリング)のような取組を進める際に、特に技術的難易度の高い課題に対しては、工法や設備などを物理的に実現させることに重きをおく傾向がある。しかしながら、取組の成果を実際に現場で実現するためには、物理的な実現に加え、

- ・核燃料物質等という危険物を扱う事業執行者としての「安全の視点」
- ・福島第一原子力発電所廃炉の現場を熟知したオペレータが持つ「オペレータの視点」

の各視点が、当該の工法、設備に十分に反映されていることが不可欠である。

そのためには、工法、設備を現場で実現するまでのプロジェクト活動において、これらの視点が十分に反映される必要がある。十分な反映がなされなければ、結果として現場に適さない成果(工法、設備等)がもたらされ、安全かつ安定的な廃炉の妨げとなる。

こうした事態に陥らないよう「安全視点」及び「オペレータ視点」をプロジェクト活動の上流で取り入れるための業務プロセスを早期に確立する必要がある。

(3) オーナーズ・エンジニアリング能力の向上

燃料デブリ取り出しのように得られた情報が限られ（不確かさが大きい）、かつ、過去に前例のない高難度の作業に対しては、従来型のエンジニアリングの進め方が当てはまるとは限らない。廃炉の事業執行者である東京電力からの要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も、試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングをある程度イタレーション型（繰り返し収束型）に行っていく必要がある。

イタレーション型のエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来のなものとはならないため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。そのためには、プロジェクト管理能力に加え、サプライチェーン全体を最適化するために事業執行者として有すべき能力、具体的には、工学的判断をする能力、事業リスクを評価する能力などの事業執行者である東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

2-2.廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

(1) 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針

リスク低減に向けた廃炉作業を進める上で、燃料デブリ取り出しなど技術的に難易度が高く、大きな不確かさを有する廃炉作業において、安全を確保することが最も重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉においては、各作業工程における十分な安全評価の結果を踏まえて、作業判断を行うことが安全対策の基本となる。この安全評価の結果を活用することで、作業工程における寡少又は過剰なりソース投入を行うことなく、必要かつ十分な安全が確保される合理的に実行可能なリスク低減対策が実現できる。また、福島第一原子力発電所の廃炉においては、中長期的な視点で見た場合には、速やかな廃炉作業の進展が廃炉全体の安全確保に大きく資する。そのため、ヒト、モノ、カネ等のリソースに一定の裕度を持つ通常炉の安全確保とは異なり、特に時間軸を意識した速やかな廃炉作業の進展とリソース投入を、全体バランスとの関係を踏まえ、合理的に判断することが求められる。

(2) 安全確保の実現に向けた考え方の導入

実際の廃炉作業において、燃料デブリ取り出しなどに使用する機器・装置の安全性・信頼性の向上は、廃炉を進める上で安全確保に直結するものである。しかしながら、前述の通り、原子炉建屋内の調査などにより、ある程度は明らかになってはいるものの、なお不確かな情報は数多く存在する。このような状況における機器・装置の開発は、設計時の限られた情報に依存することには限界があり、実際の適用段階において新たに明らかになった情報を、適切に改良や次の設計に反映する、これを反復させることにより、機器・装置の安全性・信頼性の向上を図っていくことが重要である。東京電力は、この考え方を実際のエンジニアリングやプロジェクト管理に速やかに導入していく必要がある。これにより、廃炉作業を速やかに進展させることにつながり、中長期的なリスク低減の観点から福島第一原子力発電所の廃炉における安全確保に資することになる。

3.福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

3-1.燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 安全対策をはじめ周知な準備をした上で、燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

- (2) 燃料デブリ取り出しの初号機である 2 号機で試験的取り出しに 2021 年以内に着手し、段階的な取り出し規模の拡大など一連の作業を迅速に開始することで、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発（廃炉・汚染水対策事業、東京電力自主事業）、現場環境整備等に関する進捗を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

試験的取り出しについては、PCV 内の状況把握が限定的であり、ロボットアームの開発や堆積物、干渉物の除去に不確実性及び難しさがあることから、モックアップ試験時に十分に安全性や現場適用性を確認し、着実に進めていく必要がある。東京電力は強化したプロジェクト管理体制のもと、これまでの経験から得られた検討の初期段階からこれまで以上に安全評価を行い、現場適用性を考慮した要求事項を明確化することの重要性などの留意点を踏まえ、エンジニアリングを主導的に推進していくことが重要である。

また、取り出し規模の更なる拡大については、作業、装置、施設の大規模化が進むことなどにより、福島第一原子力発電所全体を見据えた取り出し方法の検討が一層重要となるため、研究開発や内部調査などから得られる新たな成果、情報を取り出し方法の検討に反映し、取り出し方法の検討について柔軟な取組を進めることが必要であること、また、現場運用から得られる情報を次の設計に反映していくなど、設計と現場運用による安全の確保が重要である。

3-2.廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直しながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
- (2) 性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

性状把握を着実に推進するため、放射性物質分析・研究施設の整備、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要であるとともに、今後は東京電力が主体的に分析をしていくための分析体制の在り方について検討が求められる。

3-3.汚染水対策

汚染水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 汚染水問題に関する 3 つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年以内に汚染水発生量を 100m³/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。
- (2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

2019 年 3 月以降の調査により、2、3 号機原子炉建屋のトラス室底部では比較的高い全 α が検出されており、2022 年度～2024 年度に原子炉建屋の滞留水を 2020 年末の半分程度に低減させていく際には、 α 核種の拡大防止は重要な課題となる。対策としては、各建屋・水処理設備の α 核種濃度の監視、性状分析を強化するとともに、 α 核種を含むスラッジ状沈殿物の除去方法の確立に向けた研究開発が必要である。

3-4.使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実にを行い、1 号機は 2027～2028 年度、2 号機は 2024～2026 年度にプール内燃料の取り出しを開始する。3 号機については、2020 年度内にプール内燃料の取り出しを完了する。

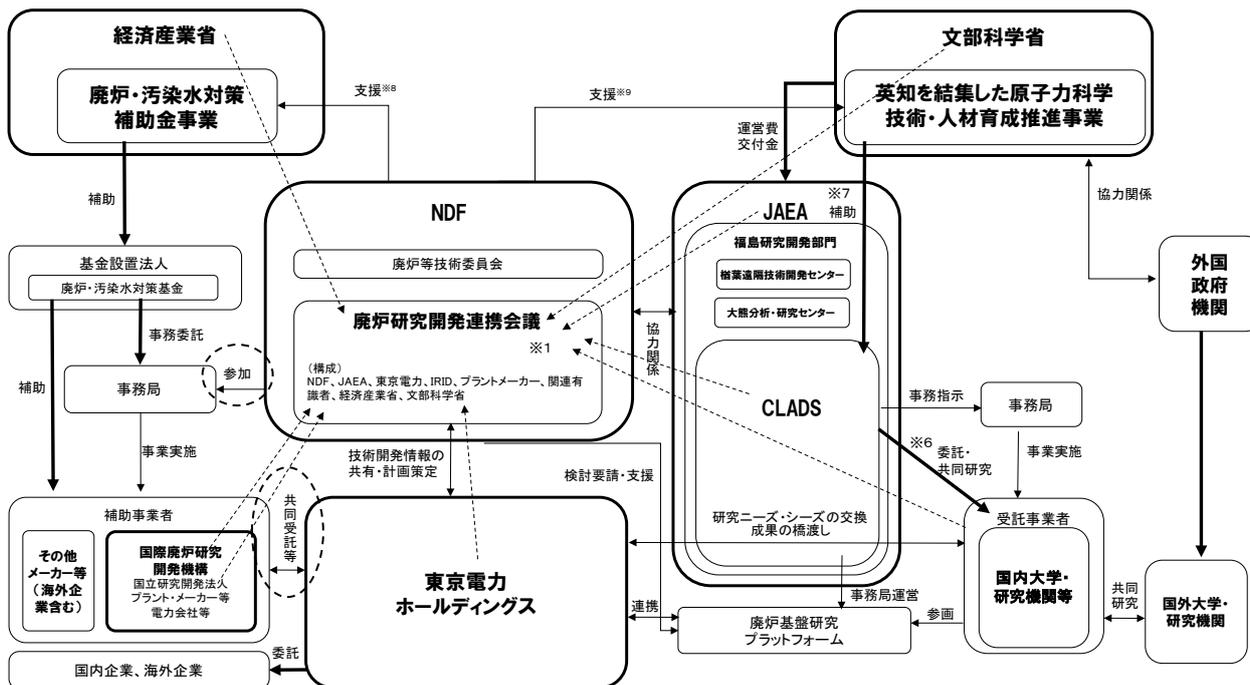
- (2) 事故の影響を受けた1～4号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出したのち共用プール等に移し適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお共用プール容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
 - (3) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。
- 1、2号機については、決定された工法の実現に向けて、着実に作業を進めることが必要である。

4.研究開発に係る取組

東京電力は、これまで至近の廃炉作業に係る研究開発に注力していたが、現在では廃炉中長期実行プランを公表するなど、研究開発においても、中長期的な計画に基づいた戦略的な取組に移行してきている。この状況を踏まえると、廃炉・汚染水対策事業は、東京電力によるニーズや現場適用を見据えた研究開発をより強化する必要がある。このため、今後の廃炉・汚染水対策事業に対するNDFと東京電力の関与を一層高めていくこととした。

具体的には、廃炉・汚染水対策事業において、プロジェクトの企画立案及び進捗管理の両方の機能を強化すべきという課題認識のもと、NDFが廃炉・汚染水対策事業の事務局に参画する体制に移行するとともに、東京電力の現場適用者としての関与を明確化する体制とした。

研究開発体制強化に係る変更箇所(2カ所):



※1 廃炉研究開発連携会議は、廃炉・汚染水対策チーム会合決定によりNDFに設置。
 ※2 太い実線矢印は研究費・運営費等の支出(施設費除く)、細い実線矢印は協力関係等、点線矢印は廃炉研究開発連携会議への参加を示す。
 ※3 JAEA等、一部機関は複数個所に存在している。
 ※4 各機関はそれぞれMOU等に基づき外国機関との協力関係を有する。
 ※5 電力中央研究所等が独自に実施する研究開発は本図では省略した。
 ※6 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業のうち、平成29年度までの採択分は文部科学省から受託事業者への委託であるが、本図では省略した。
 ※7 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の補助金は、JAEAに交付されるが、わかりやすいためCLADSに交付されるものと表現した。
 ※8 廃炉・汚染水対策補助金事業は、中長期ロードマップや戦略プランにおける方針、研究開発の進捗状況を踏まえ、NDFがその次期研究開発計画の案を策定し、経済産業省が確定する。
 ※9 NDFは、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業のステアリングコミティに構成員として参加する。

図1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略

*Noriyoshi Nakamura¹

¹Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

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」廃炉に向けた技術開発の現状
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(3) IRID の研究開発概況

(3) Overview of IRID R&D

*奥住 直明¹¹国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2019 (原子力損害賠償・廃炉等支援機構 NDF、以下、戦略プラン) では燃料デブリ取り出し初号機として「現場の状況(線量、既存の安全システムによる気密度)や格納容器内の状況を踏まえ、燃料デブリ取り出しを「安全」、「確実」、「迅速」に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を得られるため、廃炉作業全体の最適化の観点からも 2 号機が適切である」と評価している。

IRID は上記戦略プランの期待に応えるべく、引き続き「格納容器内部調査」を進めるとともに、「燃料デブリ取り出し」及び「放射性廃棄物の処理・処分」に係る研究開発を推進している。

2. 損傷状況の調査及び燃料デブリの試験的取り出し

炉心損傷の発生した各号機の燃料デブリの状況を把握するため、遠隔による格納容器内部調査技術の開発と現地実証試験を行ってきた。1 号機については格納容器内部の原子炉圧力容器本体基礎(RPV ペDESTAL)外側で調査装置による現地実証試験を行い、各種画像情報、線量データなどを取得してきた。2 号機、3 号機について RPV ペDESTAL 内側の画像情報等の取得に成功した。この結果、RPV ペDESTAL 内側下部の損傷状況や底部に堆積物が広がっている様子が明らかとなった。さらに 2 号機については堆積物に対して接触調査を行い、一部の堆積物は掴まみ上げること等により動かせることを確認した。現在、より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載することのできる大型の調査装置の開発を進めている。大型の調査装置を格納容器内に安全に投入でき、同時に、より広範囲・長時間の調査が可能となるようなアクセスルートを構築する技術及び高い耐放射線性を有する各種センサーの開発も進めている。また既存の X-6 ペネトレーションを使用して格納容器内部にアクセスし、調査するとともに燃料デブリの試験的取り出しをすることのできるアーム型アクセス装置の開発を進めている。

3. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し

格納容器内部調査用のアーム型アクセス装置の開発成果を活用しつつ、燃料デブリを少量単位で取り出すシナリオを策定し、取り出し装置の設計・試作、安全検討、燃料デブリ搬出のための設備検討を進めている。具体的には、小石状・砂状のデブリに特化した把持装置と、デブリの塊から粉やコアを採取する切削回収装置を試作するとともに、安全対策としての中性子モニタシステムの開発、燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車の開発などを進めている。

4. 燃料デブリ取り出し・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大

燃料デブリの取り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。

4-1. 水循環システムの構築技術

冷却は発熱量の低下等により自然冷却に切り替えられる可能性もあるが、水循環系統で維持される場合を想定し、格納容器内部のドライウェル(D/W)及びサブプレッションチェンバー(S/C)からの取水のためのアクセスルート構築を検討した。また S/C からの取水に対しては取水部構築技術を実規模スケールで試験・検証し

た。

4-2. 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

汎用熱流体解析コードGOTHICを用いて、格納容器から異常漏洩が発生した場合の原子炉建屋内部の流れの特性やダスト沈着量の傾向を把握した。

4-3. 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

中性子計測に基づく未臨界度測定手法の開発を進めている。今回は燃料デブリが不均一に分布する体系に対する未臨界度測定方法の成立性を確認するため京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)を用いて種々の未臨界炉心を構成し中性子信号を取得した。今後この信号から未臨界度を評価し測定方法の成立性の確認を実施する。また臨界を防止するための中性子吸収材としては中性子吸収能のあるホウ素を含む五ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えているが、一方で水に対して非溶解性の中性子吸収材も開発している。粘性体タイプ、粉粒体タイプの中性子吸収材について水中への投入方法、構造材への腐食影響などについて検討した。

4-4. ダスト集塵システムの技術開発

燃料デブリの切断加工においては、加工部近傍で切粉や粉塵などの様々な粒径のダストが発生すると考えられる。これらのダストは被ばく低減の観点から極力加工点近傍で回収することが望ましいため、燃料デブリ加工装置に装備できるダスト集塵・飛散抑制システムの概念検討を行った。

*Naoaki Okuzumi¹

¹International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

(4) 学会廃炉委における廃棄物の取り組みと今後について

(4) Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning
of the Fukushima Daiichi NPS*新堀 雄一¹¹東北大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会では廃棄物検討分科会（主査：柳原 敏先生）の中間報告として「国際標準からみた廃棄物管理」を取り纏めた¹⁾。本報告書（以下、同様に呼称）は日本原子力学会のHPからダウンロードでき、既に多くの方の目に触れている。ここでは、本報告書の位置付けや内容の概要を説明するとともに、それらを基盤として今後の方向性について、廃棄物の処分に携わるものの一人としての私見を述べる。後者については、福島第一原子力発電所(1F)におい発生する廃棄物に関連する学会における取り組む視点について、1Fの廃棄物について更に議論を深めることに繋がる一つの叩き台となればと考える。

2. 本報告書の位置付け¹⁾

エンドステートとはその名の通り最終的な状態を指す。本報告書では、1Fのエンドステートに着目し、事故後9年が過ぎ、いよいよ燃料デブリ取出し作業が開始されようとしている同発電所の廃炉の課題として、あらかじめエンドステートの概念を関係者で共有した上で、廃棄物管理に係る対策などの取り組みを進めることの必要性やエンドステートに至る過程の代表的な選択肢を、現在まで得られている情報を基に海外の知見等を踏まえてまとめている。ここで留意すべきは、本報告書はあくまでも中間報告であり、本報告書の内容を今後どのように福島第一の廃炉に活かしていくかを、地元の方々をはじめ様々なステークホルダーから多様な観点のご意見を伺った上で更なる検討を深めると共に、廃炉作業の進捗に伴う追加情報を得て改訂していくことが必要と考えていることにある。

3. 本報告書の内容¹⁾

3.1 「廃止措置」、「廃炉」および「環境修復」の基本的な考え方

図1に事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムラインを示す。本検討では、1Fのように事故で停止した施設の場合、「廃止措置」ではなく「廃炉」と記述している。すなわち、原子炉施設（原子炉建屋、タービン建屋など）および関連する施設（廃棄物処理建屋、汚染水管理エリア、地下水管理施設など）、管理棟、港湾施設を対象とした除染・解体作業を「廃炉」とし、原子力サイトの土壌・地下水など環境に対する除染・修復をサイト修復として取り扱う。商用原子力発電所の廃止措置では、燃料を炉心から全て取り出した後からの作業を「廃止措置」として定義し、立案される計画は認可の対象になる。また、通常炉の廃止措置計画の申請では、廃止措置終了までの期間および必要となる費用を記載することが求められている。一方、1Fは1-3号機において、残存燃料および燃料デブリが炉心やその周辺に分布しており、汚染も広範囲に拡がっているため、通常炉の手順に従ったものではない。1Fは既に特定原子力施設に指定されており、本報告書では、1F施設の除染・解体を通常炉の廃止措置と区分して「廃炉」と呼称し、IAEA^{3),4)}の廃止措置に係る基本的な考え方に基づき、「「廃炉」を施設に課される規制から除外するための行政的、技術的な活動」とし、また、OECD/NEA⁵⁾に従って「「サイト修復」を周辺の施設以外の土壌や地下水等について、放射能汚染の除去によりサイトを放射線管理上の措置が不要とすること」と改めて定義している。なお、通常炉と事故炉に関する廃止措置（廃炉）の違いについては学会事故調報告書⁶⁾にも整理されている。

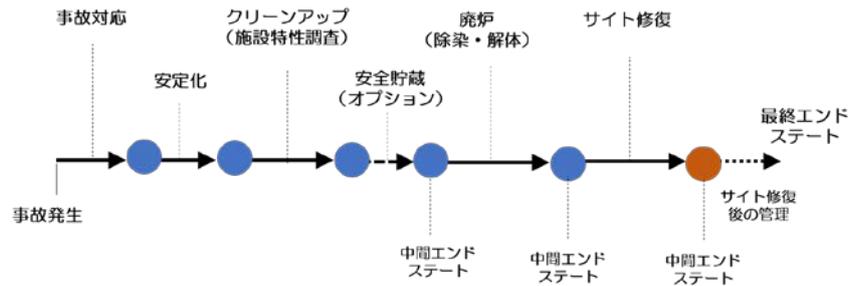


図1 事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムライン¹⁾

これまで、関連する様々な議論において「廃止措置」、「廃炉」および「サイト修復」のキーワードが使われ、使い分けがなされている。このことは今後も、新たな言葉の定義が是認されるまでは、同様となることから、特にこれらのキーワードを明確に使い分ける必要がある。本報告書では、1Fの廃炉およびサイト修復も目指す状態（施設の規制解除および放射線管理上の措置を不要とすること）が、原則的に通常炉と同様にあることを述べている。

3.2 廃炉および環境修復のプロセス

廃炉のプロセスは、通常炉の廃止措置からもいくつかの選択肢がある。IAEA²⁾では、即時解体、遅延解体、原位置処分（Entombment）に分類している。即時解体とは、放射能汚染物質を含んでいる器材、構造物、設備の部分を撤去するか、又は、規制当局が示す無拘束の許容レベルか制限付き許容レベルまで除染することを基本方針とする。この場合、廃止措置作業は運転停止後に速やかに開始される。この基本方針は廃止措置の迅速な完遂を意味し、全ての放射性廃棄物を保管施設か処分施設へ移送することを含んでいる。また、遅延解体とは、安全貯蔵、安全保管、安全隔離などと呼ばれ、放射能汚染を含む施設の一部を処理するか安全に貯蔵・維持できる状態にして管理し、その後に規制当局が示す無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで除染又は解体撤去することを基本方針とする。ここでは放射性廃棄物の扱いは即時解体と同様である。他方、原位置処分とは放射性核種で汚染した物質を、放射能レベル、核種の化学形態および周辺環境等を考慮して適切な安全機能を施した上で原位置に処分すること、又は、構造的に長寿命材料の中に格納するなどして、規制当局が示す施設の無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで放射能の減衰を待つことを基本方針とする。これらの考え方を基盤とすれば、「廃炉」の過程についても、複数の選択肢が存在する。

事故炉の環境修復は、通常炉とは大きく異なる過程の一つである。IAEA や OECD/NEA などの国際機関では、事故及び環境汚染を対象にして、原子力施設の廃止措置（廃炉）および原子力サイトの除染・修復などに係る過去の経験や現状のレビューを行い、その結果を幾つかの報告書にまとめている^{5), 7)-10)}。1Fにおける施設の除染・解体及びサイトの除染・修復を実施する上で有益と考えられる事項としては、例えば、「事故直後から施設の修復が終了するまでのタイムラインにおいて、施設の除染・解体のほか、サイトの除染・修復までを含めた様々な活動が必要であること」、「事故後の取り組みでは、エンドステートを見据えた上で、そこに至るまでの道筋と計画を十分に検討することが重要であること」、「十分な情報がなくエンドステートが明確に定義できない段階では、複数のエンドステートの選択肢を設定し、それぞれの利点・難点を検討することが有用であること」、「放射性廃棄物管理計画を廃炉、環境修復の作業計画と統合して検討すること」、「環境修復とは汚染からの被ばくを低減することであり、完全な除染や、サイトをバックグラウンド状態に戻すことでは必ずしもなく、長期のステewardシップを環境修復活動として考慮することもあり得ること」などである。ここでステewardシップとは、「(アクティブな) 環境修復、環境評価の終了後、残留物による健康、環境への影響からの長期にわたる保護が必要な場合にとられる技術的、社会的な対応策（サイト管理、モニタリング、保守、情報管理など）」と定義されている。さらに「放射性廃棄物の処分などの取り組みは周辺住民を含む様々なステークホルダーとのコミュニケーションおよび社会的合意なくして解決が困難である」⁸⁾ことも有益な事項の一つとして取り上げている。

3.3 廃棄物量

図2に通常炉での廃棄物の区分と目安となる量を示す¹⁾。ここでは一例として、沸騰水型軽水炉(BWR)の110万kW級1基分を想定している。区分は放射性廃棄物と非放射性廃棄物との分類、およびそれぞれの取る扱いによって分類がなされている。ここで重要なことは、放射性廃棄物に区分される物量は合計の廃棄物量(非放射性廃棄物を含む)に比較して、制限されることである。他方、表1に示すように、1Fの廃棄物は、現状では、L3相当以上の放射性廃棄物が多量に存在する。したがって、廃炉および環境修復のプロセスの検討では、これらの物量を如何に合理的に低減するかが重要な視点となる。

区分	量 (ton)	
L1	80	放射性廃棄物 中深度処分相当の放射性廃棄物
L2	850	ビット処分相当 //
L3	11,810	トレンチ処分相当 //
CL	28,490	クリアランス対象物
NR	495,420	放射性廃棄物でない廃棄物
合計	536,650	非放射性廃棄物

図2 通常炉の廃止措置で発生する機器・構造物の量^{1,11)}

表1 1F 廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の試算例^{1,12)}

分類	1-6号機	他の施設	水処理施設	廃棄物処理/貯蔵施設	サイト修復	合計
燃料デブリ	644	0	0	0	0	644
HLW	2,042	0	0	0	83	2,125
TRU	0	0	16	0	830	846
L1	100,135	104,543	310	1,050	76,030	282,068
L2	429,462	329,364	38,174	200	1,424,600	2,221,800
L3	951,309	2,825,634	151,320	26,325	1,375,000	5,329,588
合計	1,483,592	3,259,541	189,820	27,575	2,876,543	7,837,071

HLW: 高レベル放射性廃棄物相当 TRU: TRU廃棄物相当
L1: 放射能レベルが比較的高い廃棄物 L2: 放射能レベルが比較的低い廃棄物 L3: 放射能レベルが極めて低い廃棄物

3.4 シナリオの検討

本報告書では、前述の多量の廃棄物量を念頭に、基本的に4つのフェーズを設定している。その概要を図3に示す。フェーズ1では廃炉作業のうち主要施設(原子炉建屋・タービン建屋)の解体が終了するまで、フェーズ2は残存する他の構造物の解体が終了するまで、フェーズ3は汚染土壌・地下水の除去・処理等サイト修復が終了するまで、そして、フェーズ4はサイト利用に必要な準備が終了するまで(廃棄物の管理などを含む)を指す。ここでは、フェーズ1の起点を、燃料デブリ取出し完了としているが、予め設定した量の残存燃料及び燃料デブリが取り出せない場合は、一旦作業を中断して別の取り組みを検討する(遅延解体)必要があるものとして考慮する。他方、エンドステートは、機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染が全て取り除かれた状態を基本とするものの、それらの一部を管理・監視する状態をも考慮する。本報告書では上述したタイムラインおよび領域区分に対し、2つのエンドステート(制限なし解放、制限付き解放)と2つの廃炉方式(即時解体、遅延解体)を組み合わせた4つのシナリオを設定している。図4にその概要を示す。時間軸の考え方の目安の一例として、Aには中長期ロードマップの目標工程として挙げられている30年程度、Bには100年程度、Cには低レベル放射性廃棄物処分施設の管理期間と同様の300年程度が考えられる。

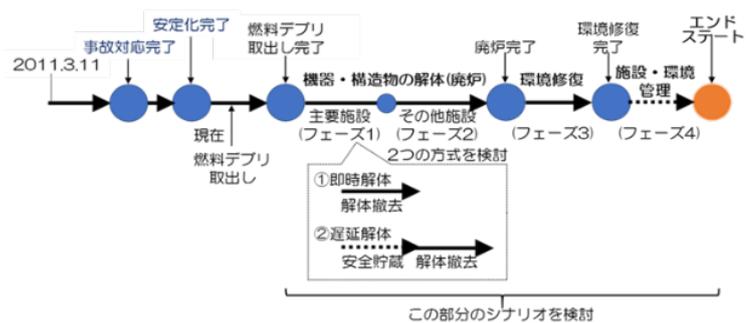


図3 検討対象範囲と時間軸¹⁾

本報告書は、これらいくつかのシナリオの検討を通して、放射性廃棄物の減衰による放射性廃棄物量のみではなく、複眼的に比較検討が必要となることを指摘している。たとえば、サイトの有効利用(一部/全部、制限/無制限)が可能か、安全性(作業員及び公衆)は確保されるのか、合理性(経済性)は確保されるのか、放射性廃棄物の安全な管理は可能か、放射性廃棄物の行先を決められるのか、サイトの利用計画が社会的受

容性を有するか、そして、エンドステートまでの概略工程が社会的受容性を有するか（地域間及び世代間等の公平性、意思決定プロセスの透明性）などが、シナリオの検討には重要となることに言及している。

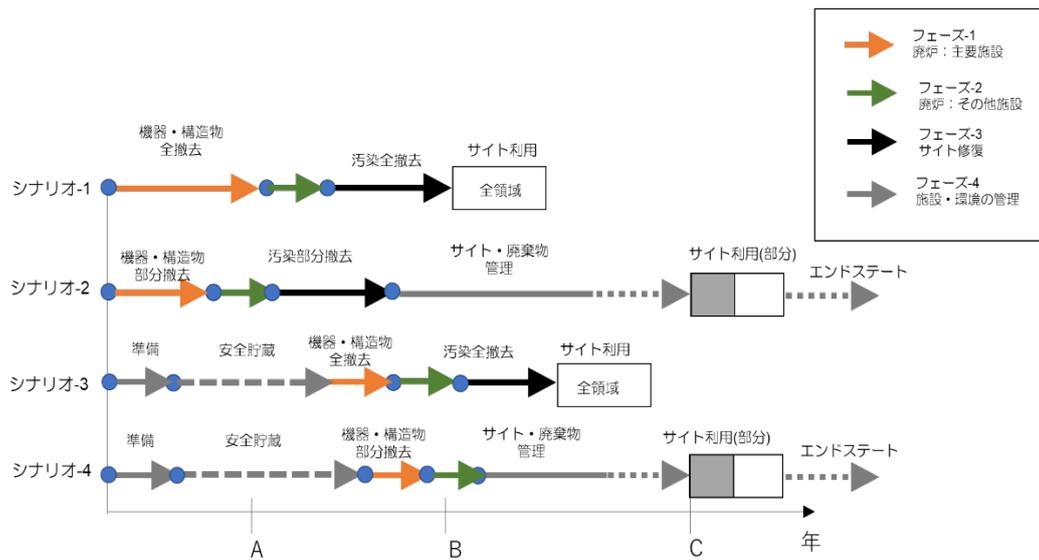


図4 検討した4つのシナリオの概要¹⁾

4. 今後の方向性(私見)

放射性廃棄物の最終的な処分までを考えれば、1Fサイトおよびその周辺のみではなく、廃棄物を処分するサイトのことも考慮する必要がある。その意味では、特定のサイトのエンドステートも、搬出する先の廃棄物の処分サイトを含めて俯瞰すれば、事故修復の一つの中間的なステートということになるかもしれない。そのような背景を理解しつつも、特定のサイト、すなわち1Fサイトのステート(状態)を、関係者(ステークホルダー)で共有し、そこに向けて進捗を管理し、また課題を抽出するとともに、その解決に向けた技術や関連する規制の整備、また、何より大切な社会的側面での議論を深めることは重要と考える。

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¹³⁾における工程・作業内容は、策定時の知見や号機ごとの状況の分析に基づいて策定され、現場の状況、廃炉・汚染水対策の進捗、研究開発成果等を踏まえて見直すこととされている。現状では、燃料デブリの取り出しが予定されており、燃料デブリの炉内での分布や性状に関する詳細な情報の蓄積が、達成目標やその選択肢の議論には必要となる。また、これまで得られたデータを踏まえ、燃料物質の計量管理方策や事故進展挙動評価に加え、遠隔操作技術、分析技術、処理・処分技術の構築に関する継続的な検討が重要となっている。これらの現状を考慮すれば、本報告書に示されている関連の海外事例、さらにその選択の背景についても整理しつつ、放射性廃棄物や今後取り出すデブリの合理的な安定保管を念頭に置く中間エンドステートの議論を深める段階にある。

他方、放射性廃棄物の物量の低減について、現在、1Fでは、焼却などによる減容が図られている一方、クリアランス制度(放射性廃棄物として扱わなくてよい 廃棄物のサイト内外の再利用、クリアランスレベル以下の廃棄物と放射性廃棄物の合理的な分別手法と規制の整備を含む)の検討が重要になる。再利用では、通常炉で既に検討される処分容器の一部としての利用に加え、バリア機能(低透水性や低拡散性)を持つ資材への大規模な利用も)廃棄物の中で考えていく必要がある。これらの検討は廃炉および環境修復の過程にも大きく影響する。

さらに、これらの過程(廃炉および環境修復)に定義上含まれない放射性廃棄物の処分についても前述のように議論を要する。放射性廃棄物の減容は、処分事業に大きく関係してくる。そこでは、1Fに関連する放射性廃棄物の定義やその 処分事業の実施主体とその体制に関する議論も必要となる。現状では、今後のデブリ取出しを経て、それらの分布状態や性状が段階的に明らかになること、また、1Fの状況をこれらのデータをも加えて把握し、データを蓄積、整理していくことが期待される段階にあることを認識しつつも、放射性廃棄物の処分についての議論を進める上では、燃料デブリの取出しを本格的に進めていく前に、デブリを

含んだ放射性廃棄物の定義について踏み込んだ議論も開始する時期に来ていると考える。現状では、デブリは放射性廃棄物として定義されていない。しかし、処分の議論ではデブリの位置づけが大きな要素になる。放射性廃棄物の処分は、インベントリの同定およびその化学形態の特定が基本にあり、濃度上限値のみでは処分は進まない。そもそも濃度上限値は、代表的な処分システムを想定し、その性能評価結果を基に、多様な処分サイトにも対応できるように、一桁程度大きく設定されている。また、ヨウ素やテクネチウムのように、陰イオンは、地下を構成する土壌（主にケイ酸塩鉱物からなる）の表面が、通常の地下水の環境では負に帯電していることから、固相との相互作用を期待することができない。これまでもいわゆる TRU 廃棄物の中の ^{129}I は、地層処分相当の廃棄物に区分され、単に、 α 核種濃度および $\beta \cdot \gamma$ 核種濃度との関係における放射性廃棄物の処分形態の分類とは異なる処分形態が必要となる。さらに、管理型の処分システムでは比較的長期にわたる期間の管理が必要となり、サイトが開放され処分システムが閉鎖されるまでを考慮する。現場での状況を把握しつつ、廃炉を進めている現状において、1F から得られる新たなデータに加えて、その他の放射性廃棄物の処分事業の状況を把握し、1F に関連する放射性廃棄物の処分に必要なことは何かをステークホルダー間で共有していくことは、廃炉および環境修復を進める上でも、大切なことと考えている。

5. おわりに

本報告書の重要なメッセージの一つは、1F の廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の取り扱いは、世代を超えた長期にわたることが予想され、エンドステートを念頭にサイト内においても中間エンドステート（廃炉（除染・解体）やサイト修復等の各活動の達成目標）を定め、着実にステップを踏むことが重要となることを指摘している点にある。前述において、放射性廃棄物の処分サイトのエンドステートにも言及したが、本報告書では、燃料デブリ取出し作業が開始されようとする 1F サイトにおいても、その状況によって、廃棄物を安定に管理し、段階的に目標とすべきステート（状態）を議論していくことの重要性にも併せて言及している。

学会における廃棄物分会では、クリアランス制度、廃棄物の再利用、放射性廃棄物の定義、処分までに至る間の安定な保管とその処分に及ぼす影響の把握、さらには、処分サイトを含む 1F の事故修復の段階的な進捗について、ステークホルダーとの意見を進め、処分サイトを含むより広義のエンドステートについての議論も重要な時期に来ていると考える。

謝辞：本講演を勧めて頂いた福島第一原子力発電所廃炉検討委員長 宮野先生および同委員会廃棄物検討分会主査 柳原先生に深甚なる謝意を表すとともに、本報告書に携わった委員会、分科会メンバーおよび事務局をはじめとする関係の皆様へ厚く御礼申し上げます。

引用文献：

- 1) 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会廃棄物検討分科会：中間報告-国際基準からみた廃棄物管理- (2020).
- 2) IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide, Safety Standard Series No. WS-G-2.1 (1999).
- 3) IAEA, Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, Safety Requirement, No. WS-R-5 (2006).
- 4) OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of nuclear Installations, OECD NEA No. 7290 (2016).
- 5) IAEA, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents, Safety Guide No. WS-G-3.1 (2007).
- 6) 日本原子力学会東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会：その全貌と明日に向けた提言（最終報告書），丸善（2013）.
- 7) IAEA, Management of Long-Term Radiological Liabilities: Stewardship Challenges, Technical Report Series No. 450 (2006).
- 8) IAEA, Lessons Learned from Environmental Remediation Programmes, Nuclear Energy Series No. NW-T-3.6 (2014).
- 9) OECD/NEA, Management of Radioactive Waste After a Nuclear Power Plant Accident, NEA No. 7305 (2016).
- 10) IAEA, Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, Nuclear Energy series, No. NW-T-2.7 (2014).
- 11) 原子力安全基盤機構，平成 20 年度廃止措置に関する調査報告書；廃止措置ハンドブック（2009）.
- 12) H. Kawamura, et al., Decommissioning and Environmental remediation Scenario development for Fukushima Daiichi, Proceedings of TopSafe 2017, 12-16, Feb., IAEA (2017).
- 13) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議，東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ，令和元年 12 月 27 日（2019）.

*Yuichi Niibori¹

¹Tohoku University

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3D_PL] Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

Draft revision of code of ethics based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Zoom room 4)

[3D_PL01] Statement of the AESJ Ethics Committee on the incident of receipt of cash-and-gifts committed by KEPCO

*Shin-etsu Sugawara¹ (1. KANSAI Univ.)

[3D_PL02] About Draft Revision of AESJ Code of Ethics

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

-Draft revision of code of ethics

based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸¹, *菅原 慎悦²

¹日本原電, ²関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程, 倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは、1998年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後、約1年の準備期間を経て、日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第1回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのはJCO臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき、2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後、日本原子力学会は、制定委員会の精神を継承する組織として、常設委員会としての倫理委員会を設置し、第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は、(1)本会の制定した倫理規程（前文、憲章、行動の手引）の改定案の作成等、倫理規程に関する事項、(2)倫理問題の事例集や教材の発行、(3)研究会等の実施、(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査、(5)倫理問題に関する意見の表明、(6)その他必要な事項、の6点が定められている（倫理委員会規程第2条）。

また、倫理委員会発足時から承継している委員の責務として、(1)倫理規程制定の基本精神に基づき、規範は時代とともに変化するものであることを忘れず、常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに、その遵守状況を見守っていくこと、(2)会員が、原子力界はもとより、昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を、常に自らの問題として捉えられること、(3)会員が、原子力に携わる者、あるいは技術者として、誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること、(4)自己の確立に向け、会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること、の4点を掲げている（倫理委員会運営細則第3条）。

これら任務と責務を踏まえ、倫理規程の改定、倫理規程の浸透等のための研究会の開催、学会年会・大会における企画セッション、事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は、学会誌アトモスにとりまとめている^[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後、これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」）が起き、事故に関わる倫理的な問題、あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか、また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね、2014年の改定を行った。この改定では、米国PE協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに、事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya¹ and * Shin-etsu Sugawara²

¹ JAPC, ² Kansai Univ.

表1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ2次系Na漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第1回会合	JCO臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	・倫理規程改定 2003年（1回目） 2005年（2回目） 2007年（3回目） 2009年（4回目） ・倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所3号機2次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5回目）	
2016	倫理規程改定（6回目）	
2018	倫理規程改定（7回目）	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する（行動する）重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の5点も重視した。

2016年の改定を経て，現行の倫理規程は2018年1月に改定したもので，1F事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会ではほぼ終えていた2017年の秋以降，自動車メーカーによる不適切な完成検査や素材メーカーによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った^[3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019年9月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書（2019年9月11日）や第三者委員会調査報告書（2020年3月14日）をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおよそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性（憲章4），行動原理（憲章1），組織文化の醸成（憲章7）の3点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて、1F事故後に行われてきた多くの改革は、事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし、本件のように、調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば、事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては、上記のような観点から議論を積み上げつつ、委員会としての「見解」を作成中である（2020年7月末現在）。倫理委員会では、これまでも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い、意見表明を行ってきた¹⁴⁾。現在、新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下、メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが、「見解」をとりまとめの上、倫理委員会 HP (<http://www.aesj.or.jp/ethics/>) 等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では、倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった、原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば、本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から、原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか、という意見があった一方で、本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも、自律的なマネジメントを阻害している点は見逃げない、とする見方もあった。さらに、既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ、法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり、とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか、といった議論も為された。

また前節に述べたように、本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが、それらは従来の倫理規程においても深く認識され、憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず、それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ、また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ、学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに、同様の問題が幾度も発生してしまうことは、倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは、との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では、倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが、この「見守る」の意味や具体的な行動については、従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では、一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし、またその範を超えるべきでもないと考えるが、会員個々の所属組織とは別の、緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について、この改定を機に改めて議論したい。

このほか、問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず、葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか、との意見もあった。序章に述べたように、1F事故以降、倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし、これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず、ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう、学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお、本件「見解」の取りまとめの過程では、この他にも数多くの論点が出され、委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は、あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることとお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2で述べた品質不正問題の議論を経て、次の倫理規程改定に向けた検討を、2019年4月から本格的に開始した。重要な論点として3で述べた金品授受問題も加えて、会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。2019年7月時点の検討状況を表2に示す。

表2 倫理規程改定に係る主な検討状況^{※1}

検討箇所 ^{※2}	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して、組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が、社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて、「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて、「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて、原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や、社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相手方は、「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要はないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけでなく、「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は、「分野横断的な取り組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第117回倫理委員会（2019年7月9日）時点

※2：番号は、現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02/02_02/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し、総合討論を行う。総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め、2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ、その後パブコメの実施（2ヶ月間）、パブコメでいただいたご意見の検討を行い、最終案をとりまとめて学会理事会に上申していく。

参考文献

- [1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019。
- [2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019。
- [3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01，2019。
- [4] 倫理委員会，意見表明一覧。 http://www.aesj.or.jp/ethics/03/03_051/

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior

-Draft revision of code of ethics

based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸¹, *菅原 慎悦²

¹日本原電, ²関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程, 倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは、1998年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後、約1年の準備期間を経て、日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第1回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのはJCO臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき、2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後、日本原子力学会は、制定委員会の精神を継承する組織として、常設委員会としての倫理委員会を設置し、第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は、(1)本会の制定した倫理規程（前文、憲章、行動の手引）の改定案の作成等、倫理規程に関する事項、(2)倫理問題の事例集や教材の発行、(3)研究会等の実施、(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査、(5)倫理問題に関する意見の表明、(6)その他必要な事項、の6点が定められている（倫理委員会規程第2条）。

また、倫理委員会発足時から承継している委員の責務として、(1)倫理規程制定の基本精神に基づき、規範は時代とともに変化するものであることを忘れず、常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに、その遵守状況を見守っていくこと、(2)会員が、原子力界はもとより、昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を、常に自らの問題として捉えられること、(3)会員が、原子力に携わる者、あるいは技術者として、誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること、(4)自己の確立に向け、会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること、の4点を掲げている（倫理委員会運営細則第3条）。

これら任務と責務を踏まえ、倫理規程の改定、倫理規程の浸透等のための研究会の開催、学会年会・大会における企画セッション、事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は、学会誌アトモスにとりまとめている^[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後、これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」）が起き、事故に関わる倫理的な問題、あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか、また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね、2014年の改定を行った。この改定では、米国PE協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに、事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya¹ and * Shin-etsu Sugawara²

¹ JAPC, ² Kansai Univ.

表1 日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ2次系Na漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第1回会合	JCO臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	<ul style="list-style-type: none"> ・倫理規程改定 2003年(1回目) 2005年(2回目) 2007年(3回目) 2009年(4回目) ・倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか 	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所3号機2次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定(5回目)	
2016	倫理規程改定(6回目)	
2018	倫理規程改定(7回目)	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する(行動する)重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の5点も重視した。

2016年の改定を経て，現行の倫理規程は2018年1月に改定したもので，1F事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会ではほぼ終えていた2017年の秋以降，自動車メーカーによる不適切な完成検査や素材メーカーによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った^[3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019年9月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書(2019年9月11日)や第三者委員会調査報告書(2020年3月14日)をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおよそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性(憲章4)，行動原理(憲章1)，組織文化の醸成(憲章7)の3点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて、1F事故後に行われてきた多くの改革は、事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし、本件のように、調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば、事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては、上記のような観点から議論を積み上げつつ、委員会としての「見解」を作成中である（2020年7月末現在）。倫理委員会では、これまでも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い、意見表明を行ってきた¹⁴⁾。現在、新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下、メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが、「見解」をとりまとめの上、倫理委員会 HP (<http://www.aesj.or.jp/ethics/>) 等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では、倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった、原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば、本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から、原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか、という意見があった一方で、本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも、自律的なマネジメントを阻害している点は見逃げない、とする見方もあった。さらに、既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ、法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり、とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか、といった議論も為された。

また前節に述べたように、本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが、それらは従来の倫理規程においても深く認識され、憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず、それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ、また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ、学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに、同様の問題が幾度も発生してしまうことは、倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは、との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では、倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが、この「見守る」の意味や具体的な行動については、従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では、一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし、またその範を超えるべきでもないと考えるが、会員個々の所属組織とは別の、緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について、この改定を機に改めて議論したい。

このほか、問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず、葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか、との意見もあった。序章に述べたように、1F事故以降、倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし、これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず、ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう、学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお、本件「見解」の取りまとめの過程では、この他にも数多くの論点が出され、委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は、あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることとお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2で述べた品質不正問題の議論を経て、次の倫理規程改定に向けた検討を、2019年4月から本格的に開始した。重要な論点として3で述べた金品授受問題も加えて、会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。2019年7月時点の検討状況を表2に示す。

表2 倫理規程改定に係る主な検討状況^{※1}

検討箇所 ^{※2}	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して、組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が、社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて、「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて、「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて、原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や、社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相手方は、「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要はないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけでなく、「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は、「分野横断的な取り組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第117回倫理委員会（2019年7月9日）時点

※2：番号は、現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02/02_02/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し、総合討論を行う。総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め、2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ、その後パブコメの実施（2ヶ月間）、パブコメでいただいたご意見の検討を行い、最終案をとりまとめて学会理事会に上申していく。

参考文献

- [1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019。
- [2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019。
- [3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01，2019。
- [4] 倫理委員会，意見表明一覧。 http://www.aesj.or.jp/ethics/03/03_051/

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[1E_PL] 12th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chairman of FPC)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[1E_PL01] Where is going Nuclear Power in Japan

*Shunichi Tanaka¹ (1. Former NRA)

フェロー企画運営小委委員会セッション

第12回 フェローの集い

12th Fellows Gathering

日本の原発はどこへ行く

Where is going Nuclear Power in Japan

*田中 俊一¹¹前原子力規制委員長**1. パラダイムの崩壊**

我が国の原子力政策は、1960年代から軽水炉の使用済燃料は六ヶ所工場で再処理し、再処理に伴う高レベル廃棄物は最終処分場で処理する、さらに再処理によって得られるプルトニウムは、当面はプルサーマルで利用し、その後は高速増殖炉サイクルに移るといったシナリオを基本としてきた。これは、エネルギーの安定確保は、エネルギー資源のない日本にとっては悲願であり、それを実現するのが、プルトニウムを増殖し、利用できる高速炉サイクルであるとの考えに基づいている。

このシナリオは、MOX燃料用再処理工場（技術）、高速増殖炉、MOX燃料加工、高レベル廃棄物の最終処分等、つまり、燃料サイクル体系を構成するフロントからバックエンドまでの個々の技術が、実用レベルで利用できる場合にのみ成り立つものである。しかし、半世紀もの間、莫大な予算を費やしても、いずれの技術も実用に達成していない。つまり、高速増殖炉サイクルは、「ダーウインの海」どころか「死の谷」も越えられないままである。

高速増殖炉サイクルこそが、原子力利用であるという頑なさを抛り所に、進めてきた燃料サイクル政策は、2011年3月に発生した東京電力福島第一原発事故（1F事故）によって夢のパラダイムが崩れただけでなく、プルサーマルを基本とする軽水炉サイクルを担う原発の存続すら危うい状況にある。

2. 原子力利用の現状**2-1. 新規制基準と原発の再稼働**

1F事故は、原発事業者を中心に繰り返されてきた「安全神話」の虚構を白日に晒し、原子力の安全規制についての国民・社会の信頼を完膚なきまでに失墜させた。そうした状況の下で、2012年9月に原子力規制委員会が発足し、翌年7月にいわゆる新規制基準が施行された。新規制基準では、様々な自然の脅威やテロや人的ミスなど想定しうる全ての要因に起因する重大事故を防止すると同時に、事故の拡大を防止するための対策を事業者に求めている。さらに、1F事故では、原発サイトの内外を含めて放射線被ばくによる確定的な健康影響は認められていないものの、無計画な避難指示が多数の犠牲者を出したこと、さらに大量の半減期の長い放射性物質が環境に放出されたことで、大規模な除染を余儀なくし、かつ避難の長期化をもたらしたことを踏まえて、事故によって住民の避難に至らないような事故緩和策も要求している。

新規制基準の施行とともに、約1年の間に20基の変更申請がなされ、審査を経て2019年12月時点で9基のPWRが再稼働し、3基の設置変更が許可されている。一方、BWRについては、柏崎・刈羽6、7号機、東海第2号機が設置変更の許可を得ているが、今のところ再稼働できる具体的な見通しはない。

新規制基準ではバックフィット制度が導入され、新規制基準に適合することが、原発を再稼働させるための必要条件として求められることから、一部の原子力関係者の中には原発の再稼働が原子力規制委員会の判断に依存するかのよう考える向きもあるが、規制基準を満足することは、原発の安全を確保し、稼働させるための最低条件である。原子力規制委員会の審査をクリアしても、1F事故後に格段に厳しくなった立地自治体をはじめとした住民の合意がなければ稼働できない現実があることを認識すべきである。

そうした中で、2015年9月に九州電力川内1号機を皮切りに、2018年6月の関西電力大飯3号機までの9基の原発が再稼働できたことは、新規制基準に対する一定の信頼が得られたことを裏付けるものとして、事

故後に早期に再稼働したことと合わせて国際的には画期的なことで高く評価されている。加えて、立地住民の信頼を取り戻すという点では、再稼働した原発が、司法による理不尽な停止命令を除くと、今日まで計画外停止をすることもなく安定した運転を達成している事実は、原発事業者に対する信頼を取り戻す上で重要な実績として特筆されてよく、引き続き緊張感をもって稼働に取り組むことを望みたい。

2-2. 原発の現状の意味すること

1F 事故は、我が国の原発利用の環境を大きく変化させ、既存の原発の再稼働も容易でなく、軽水炉サイクルの実現性は、先行きが見通せない現実に直面している。そもそも、軽水炉サイクルは、六ヶ所再処理工場の稼働によって抽出される 5~6 トンのプルトニウムを消費するための策で、16~18 基のプルサーマル炉とフル MOX の大間原発で再処理によって分離されるプルトニウムを利用することによって、余剰のプルトニウムを蓄積しないためのバランスをとるための苦肉の策である。MOX 燃料を利用できる既設の原発は 10 基程度であり、16~18 基は、相当数のプルサーマル炉を新設することを前提としたものであった。現在、MOX 燃料を利用できる原発で設置変更の許可を得ている原発は 6 基だけであり、今後、許可を得られる原発を加えても、六ヶ所再処理工場で回収されるプルトニウムとのバランスはとれないことは明らかである。

我が国は、再処理を行う前提として「使う予定のない余剰のプルトニウムはもたない」ことを国際的に約束しているので、プルトニウムがどんどん蓄積されることになる状況では、六ヶ所再処理工場の稼働させることはできないことになる。つまり、六ヶ所再処理工場の稼働を止めるか、プルトニウムの消費ができる範囲で部分稼働するかを選択を間もなく余儀なくされることになるが、部分稼働だけで再処理工場を維持することは電力事業の深刻な負担になることも考えなければならない。

もともと、プルサーマルを行ってもウラン燃料の節約効果は僅か 10 数%程度と推定されており、かつ MOX 燃料がウラン燃料と比べて非常に高価であること、さらに MOX の使用済燃料を再処理することができないことを考慮すれば、プルサーマルを行う必然性はなく、軽水炉で MOX 燃料を利用するために再処理工場を稼働させなければ積極的な理由はない。

にもかかわらず、軽水炉燃料の再処理に拘泥する理由は、燃料サイクルという言葉で問題解決を先延ばしてきた原子力政策にある。再処理を止めた時に問題となるのは、使用済燃料の扱いと高レベル廃棄物の処分である。使用済燃料は、既に 2 万トン程度蓄積されており、この処理・処分は、今後の原発の稼働に拘わらず解決しなければならない課題である。我が国は、使用済燃料は六ヶ所再処理工場で再処理し、高レベル廃棄物はガラス固化体に加工して、500m 以深の地層に処分するとしてきたので、再処理の中止は、即、使用済燃料の処分、高レベル廃棄物の処理・処分政策の見なおしになる。しかし、いかなる困難があっても、燃料サイクル政策の見直しは避けられない現実にある。

3. 原子力利用の現状

3-1. 燃料サイクル政策の見直し

2018 年、資源エネルギー庁から「エネルギー基本計画」が出されたが、そこでは「我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルを推進する」という従来の基本方針が維持されている。既存の原発の維持さえも難しくなっている現実を深刻に捉えた上で、原子力利用を如何に継続的に利用するかといった観点は全くない。

高速増殖炉の実用化は、米国、フランス、英国などの原子力先進国で放棄されているという現実を踏まえ、科学的にも見通しが不明瞭になっているにも拘わらず、高速増殖炉サイクルに執着し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減を掲げる政策からは、1F 事故後の危機感の片鱗も感じられない。「もんじゅ」の廃炉が 3 年前に決められた時点で、燃料サイクルの幻想を払拭する契機にすべきものであったはずである。

2018 年には、「長期エネルギー需給見通し」も発表され、原子力は、2030 年に全電力の 20~22%を担うとされている。しかし、政府が原発への依存度を徐々に削減し、いずれ原発への依存をゼロにするとする方針を繰り返し、原発の新設の可能性は議論すらできず、既存の原発の再稼働もままならない現状を踏まえれば、

この目標は全く空虚である。今日求められていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、20～22%の目標を如何に達成するかの方針である。

3-2. 1Fの廃炉と福島

1F事故がもたらした最も深刻な問題は、放射能による環境の汚染と放射線被ばくに対する住民の不安である。放射線・放射能に係る防護基準は、安全性の判断をするための指針であるべきものが、政治的判断によって非科学的で合理性に欠ける規制や基準が施行されているため、放射線被ばくに係る住民の誤解と不安が助長され、結果的に復興の大きな障害となっている。

事故後の原子力災害対策、放射線対策、放射線防護にかかる行政判断に関して、原子力関係者の存在が無効であったことも指摘しておきたい。結果的に、時には住民の安全や復興に関して有害な存在となり、放射線被ばくに対する住民の不安を煽り、復興のための取り組みを難しくし、福島の復興を遅らせていることも指摘しておきたい。原子力の安全の究極は、周辺住民に迷惑をかけないことであるが、現実には、深刻な犠牲を強いたことと合わせて、もっとも必要とされる時に適切な発信ができなかったことを厳しく反省しなければならない。

住民が安心して復興に取り組めるように 1F の廃止措置を住民の信頼の下に着実に進めることも極めて重要で、事故を起こした事業者の最低の責任である。しかし、トリチウム汚染水の処理に係る混乱に見られるように、国や東電に対する住民の不信感は払拭されていない。廃止措置はデブリの取り出しだけでない。様々な放射性廃棄物の処理も含めて、極めて難しい課題が山積しており、住民の信頼と理解を得ながら一つ一つ着実に進めることが必要である。しかし、現実には 40 年後にはサイトが更地にできるかのような現実味のない社会的パフォーマンスが先行し、科学的に合理的に進められていない現実をみると 1F の廃止は前途多難と言わざるを得ない。

1F の廃止措置を着実に進めることが原発の再稼働・再利用のための最低条件であることを改めて認識すべきである。

3-3. 人材と技術基盤

原子力利用を支えるための基盤は、優れた人材を確保することと、確かな技術基盤である。しかし、誤った原子力政策によって、人材と技術を支える基盤への国の投資は決定的に疲弊してきており、現状は、原子力利用を継続することが難しい状況にある。

大学の原子力専攻の学科が廃止され、原子力の総合的研究開発機関として優れた人材を輩出し、原子力の基盤となる科学技術を支えてきた日本原子力研究所が消滅してからすでに 10 年以上経過し、我が国の原子力利用の足元は極めて危うい状況にあったが、そうした中で発生したのが 1F 事故である。

現在の苦境を凌ぎ、将来への展望を拓く可能性を求めらるれば、軽水炉は実証済みの技術であり、事故は起こらないという国と事業者の誤った認識の下で、人材育成や基礎・基盤の研究開発が軽視されてきたことを深刻に反省し、原子力利用を支える基盤を再構築する以外にない。

優れた人材や技術は、掛け声だけでは育たない。研究炉等のインフラが必要であるが既存の研究炉は非常に老朽化しており、我が国の研究炉はまもなく消滅する運命にある。研究炉の消滅は、原発の消滅と同じである。今、急がなければならないことは、将来の原子力利用を支える人材と技術基盤への投資である。

4. おわりに

40年規制と相俟って事業者が既存の原発を稼働させるためにどの程度の投資ができるかという問題もあり、相当数の原発は廃炉の判断がされているのが実態である。さらに、2030年時点でも、20～22%のレベルを維持するとされているが、このためには、原発の新増設が必須である。しかし、原発の新増設の難しさは想像を絶する。それは、社会的に受容されるかの問題に加え、国の脱原発の方針と電力自由化の中で事業者が新規原発建設の莫大な投資ができるかどうかという課題もある。

今、必要とされていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、これまでの原子力政策を反省し、改めて原子力発電の位置づけを冷静に議論することである。原発の安全を担保することの重要性はいうまでもないが、現実と乖離したまま、諸々の課題の解決への道筋を放置してきた原子力政策を、原子力

利用の歴史的役割を振り返り、温暖化問題という全世界的な新たな喫緊の課題を踏まえて徹底的に見直すことが必要である。其のうえで、原子力エネルギー利用について原点に立ち返って、広く国民全体で議論する以外に現状を打開できる可能性はないことを自覚すべきである。

燃料サイクルの実現を信じることは、原子力利用の再興の芽を摘むことになる。多額の予算と長い年月を費やしても実現できないことを謙虚に評価するべきで、科学技術は信じても達成できるものではない。

(注) 本稿は 2020 春予稿からの転載である。

*Shunichi Tanaka¹

¹Former NRA

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

[3E_PL] Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F- accident

Chair:Yukinori Hirose(Toshiba ESS)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Zoom room 5)

[3E_PL01] Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F- accident

*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究プロジェクト活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA の構成

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。7 個の委員会があり、その下にさらに細分化された研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が設置され、情報交換が行われている。重要課題についてはアドホックに専門家会合（EG: Expert Group）が設置されることもある。また、参加国・機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。



図 1 OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、1F から実際に燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃

炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営を担当している。

この提言に基づいて、2017年1月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二つの研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。1F での燃料デブリ取出しは想定より遅れる見通しであり、現在、PreADES と ARC-F の後継プロジェクトをどのように設置するかについて意見交換が進められているところである。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。BSAF/BSAF2 で得られた知見は、後述の ARC-F プロジェクトに引き継がれて検討が進められている。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

前述の SAREF の提言を受けて、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（当初予定したプロジェクト期間：2017.7～2020.7）。2020.2 月会合において、燃料デブリ取出しの遅れや COVID-19 の影響等を考慮し、プロジェクト期間を半年間延長することで合意した。現在、ARC-F プロジェクトの進捗も含めて、1F での本格的な燃料デブリ取出しまでの期間での OECD/NEA における後継プロジェクトをどのような形で進めるかの議論が行われている。

表 1 に PreADES のタスク構成を示す。Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。また、TCOFF からの提案による共同タスクフォースが PreADES の元で進んでいる（後述）。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。

表 1 PreADES プロジェクトのタスク構成

<p>Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization</p> <p>1-1: Estimated properties of fuel debris</p> <p>1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics</p> <p>Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses</p> <p>2-1: Needs for fuel debris analysis</p> <p>2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis, transport, treatment, storage and disposal</p> <p>2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities</p> <p>Task-3: Planning of a future international R&D framework</p> <p>3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs</p>
--

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト (ARC-F)

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト (ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) は、SAREF の提言を受けて、2019年1月から2021年12月までの3か年の予定で進められている。ARC-Fは、事故進展説明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含むBSAF/BSAF2のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-Fは以下の3個のTaskで構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2では、FP移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。OECD/NEAにおいては、現在、前述のPreADES、後述のTCOFFと、このARC-Fが1F関連プロジェクトとされ、定期的な情報交換が行われている。Task-3は、前述したように他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後議論が進められる予定である。ARC-Fの運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト (ROSAU)

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応 (MCCI: Molten Core Concrete Interaction) への影響、RPV内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト (ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties) が米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) の運営により2019年6月に開始された。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他がANLを技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリとFPの熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF)

文科省が提唱した東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン(平成26年)に基づき、1F廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省からOECD/NEAに研究資金が提供され、1F事故解析結果を参考にした燃料デブリとFPの熱力学的な特性評価プロジェクト (TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station) が立ち上がった(プロジェクト期間:2017.6~2020.7)。現在、報告書のとりまとめが行われている(2020年7月時点)。TCOFFでは、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に携わっていない基礎科学の専門家を交えたシナジーにより、燃料デブリや核分裂生成物 (FP: Fission Products) に係る研究課題について主に材料科学的な検討を進め、得られた知見をPreADESやARC-F等の国際プロジェクトや国内の1F廃炉関連研究に提供している。TF1:デブリと溶融燃料、及び、TF2:FPで構成され、各国・機関で開発されている熱力学データベースの高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、蒸発性FPの熱力学データの拡充、燃料デブリからのFP浸出、等の要素課題に関する情報交換が進んでいる。

燃料デブリの特性に関する知見は、PreADESで進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性FPに関する新たなデータはARC-Fプロジェクトで活用される予定である。さらに、TCOFFからPreADESに対し、1Fで採集された堆積物中のウラン含有物質の生成メカニズムの共同検討が提案され、現在TCOFFメンバーも加わって検討が進められている。TCOFFの運営はNEA自身が担当し、原子力機構のCLADSがテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、ユニークな試みとして、TCOFF研究基金を創設して基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダの

デルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが取得された。これらの活動は高く評価されており、現在、TCOFF 参加機関に新たなメンバー(フィンランド VTT 研究所、カナダ CNL 研究所等)を加え、フェーズ 2 に向けた予備検討が進んでいる。TCOFF は共通基盤的な基礎知見を議論する場として、1F 廃炉だけでなく、後述の軽水炉事故耐性燃料の評価研究等とも融合する形が議論されている。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合 (EGATFL)

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究が進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃料 (ATF: Accident Tolerant Fuel) への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された (2012 と 2013 年に CSNI と NSC 共催でワークショップ開催)、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合 (EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors) が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース (TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料) で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。表 2 に、EGATFL で扱った主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念 (属性) の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度 (TRL: Technology Readiness Level)」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、要素技術ごとに技術成熟度の評価を行った。EGATFL は 2019 年 1 月に最終会合を行い終了した。そこでの検討結果は、OECD/NEA 報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。システムとしての課題評価を TCOFF フェーズ 2 で実施しようという意見が出ている。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクト (QUENCH-ATF) の予備検討が現在行われている。米国、フランス、スイス、ロシア、日本等が予算拠出を検討している。

表 2 EGATFL で検討した ATF 要素技術

- | |
|-------------------|
| ATF要素技術 |
| 被覆管、その他燃料集合体部材 |
| • コーティングZry、改良Zry |
| • SiC系材料 |
| • 先進鋼材 |
| • 高融点金属(Mo等) |
| • 先進制御棒、事故耐性制御棒 |
| 新たな燃料概念 |
| • 高度化二酸化ウラン燃料 |
| • 高熱伝導度燃料 |
| • 高密度燃料 |
| • TRISO型燃料 |

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト (TAF-ID)

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる先進燃料用の熱力学データベースに関連する知見を統合し、国際標準データベースとして整備しようという検討が進んでおり、日本からは原子力機構と電中研が検討の主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、整備された TAF-ID データベース[5]は核燃料の基礎科学について様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2 燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースをそれぞれ提供する等で、TAF-ID データベース開発に大きく貢献した。

2018年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ2が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述のTCOFFに対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFFは得られた基礎データをTAF-IDに提供することで連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNIとNSCの2つの委員会傘下での活動について概説した。1F廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。国内の若手・中堅研究者には、国際会議等での論文発表だけでなく、このような国際協力場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただければ幸いである。

(本稿は2020春の年会の予稿からの転載)

参考文献

- [1] OECD/NEA, <https://www.oecd-nea.org/>
- [2] SAREF report, <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf>
- [3] BSAF report, <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf>
- [4] EGATFL report, <http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm>
- [5] TAF-ID database public version, <https://www.oecd-nea.org/science/taf-id/taf-id-public/>

*Masaki Kurata¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

Planning Lecture | Joint Session | Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation,
The Reprocessing and Recycle Technology Division

[1F_PL] Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

Chair: Takashi Matsuda (JNFL)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Zoom room 6)

[1F_PL01] Introduction of Research Committee

*Tatsuya Suzuki¹ (1. Nagaoka Univ. of Tech.)

[1F_PL02] Innovative technologies Available for Reprocessing

*Masatoshi Iizuka¹ (1. CRIEP)

[1F_PL03] Requirement for New Reprocessing

*Takashi Shimada¹ (1. MHI)

[1F_PL04] Panel Discussion

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利
電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利
電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

(1) 専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

(2) 再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚 政利
電中研

(3) 再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネジメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の8月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada

(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[1F_PL04] Panel Discussion

Future nuclear systems are expected to be only extension of existing technology, e.g., energy use, but also expand into various fields. In the future nuclear system, nuclear fuel reprocessing process must play a role as a key platform of the nuclear fuel cycle. In this session, we would like to discuss the future ideal nuclear system, nuclear fuel reprocessing system, and nuclear fuel cycles.

Planning Lecture | Over view Report | Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

[3G_PL] Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[3G_PL01] Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*Ken Muramatsu¹ (1. Tokyo City University)

[3G_PL02] Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*Masaaki Matsumoto¹ (1. MRI)

[3G_PL03] Preliminary CFD analyses on hydrogen diffusion and combustion in container vessel of PWR and accumulated knowledge for advancing hydrogen safety

*Ryo Fukuda¹ (1. MHI)

[3G_PL04] Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*Atsuhiko Terada¹ (1. JAEA)

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

村松 健¹¹東京都市大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に軽水型原子力発電施設については、日米における2回のシビアアクシデントの経験を踏まえ、継続的安全性向上の観点から一層の研究を進めることが重要と認識されており、資源エネルギー庁では、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の一環として「水素安全対策高度化」事業を進めている[1]。日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討する活動を行っている。

2. 水素安全高度化事業の概要

水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システム(CFD 水素挙動統合解析システム)を整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めている。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業(以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ)の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査・研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [2]としてまとめられている。現在の事業はそのフェーズ 2 であり、平成 28 年度から令和 2 年度までの計画で進められており、成果はコードシステム及びハンドブックの第 2 版としてまとめられる予定である。

3. 今回の総合講演のねらい

当特別専門委員会では、活動の一環として、国内外の最新知見の共有を図ることを目的に一般公開セミナーを過去 5 回開催しており、さらに学会年会での総合講演として継続的に成果報告を行っており、2019 年春にはフェーズ 2 の 2018 年度の成果[3]を中心に報告を行った。今回の総合講演では、特別専門委員会報告を含めて、次の 4 件の講演を行う。現在の予定では次年度が最終年度となることから、今回は、格納容器(CV)内の拡散・混合・燃焼・爆発解析を中心に、これまでに得られた知見と今後の予定をまとめて紹介すると共に、得ようとする成果がどのように活用できるかについても研究者の期待・提案を述べ、それを基に会場の参加者からもコメントを頂き、最終年度での取りまとめに活かしたいと考えている。

- (1) 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告(本講演)
- (2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析
- (3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
- (4) 水素挙動統合解析システムの公開について

*Ken Muramatsu¹

¹Tokyo City Univ.

4. 令和元年度の特別専門委員会の活動

令和元年度の委員会開催実績を表1に示す。第1回では、これまでの成果として、CFDコードによる燃焼伝播及び爆轟発生の解析結果とともに、アクシデントマネジメントの手順検討への活用の見通しが報告された。また、これに対する議論では、技術的な議論に加えて、開発したコードの公開に当たっては、実験解析や実機への適用解析の知見・経験を利用ガイドとしてまとめておくことが重要との指摘や、今後の実用段階では、水素の燃焼・爆発によるリスクの一層の低減に向けて、新たに導入された重大事故等対処設備を含めた幅広いアクシデントマネジメント手順や設備挙動のシミュレーションが必要となるので、それを支援するためのコードのメンテナンスや今後明らかとなる技術的課題の検討を行う研究体制が必要、といった指摘がなされた。また、福島第一事故における水素挙動に関する最新の知見についても、紹介を受け、検討した。

第2回はメール審議とし、JAEA主催「原子力水素安全に関するワークショップ2019」の紹介があった。

さらに第3回は、本日の総合講演の発表予定の情報を基に成果の評価や活用上の課題について議論を行う予定である。

5. 終わりに

本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化)」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表す。

なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 資源エネ庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化)」
https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.
- [2] 日野竜太郎他(編)、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック(第1版)」、JAEA-Review 2016-038、(2016).
- [3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」ほか、日本原子力学会「2019春の大会」予稿集、(2019).

表1 令和元年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第1回 2019年12月26日(木) 三菱総合研究所	<ul style="list-style-type: none"> ● 水素挙動統合解析システムの構築 全体計画と今年度進捗 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 実機格納容器内の燃焼・爆発解析と得られた知見及びアクシデントマネジメントのための知見の整理方法など。 ● 福島第一原発2号機の格納容器からの水素漏洩と事故防止安全対策 	三菱重工 (福田龍) 東工大 (奈良林直)
第2回 2020年2月7日(金) メール審議とし、右 記情報を配布。	<ul style="list-style-type: none"> ● 福島リサーチコンフェレンス「原子力水素安全に関するワークショップ2019」の開催結果について(報告) <ul style="list-style-type: none"> ➢ 欧州の5名を含め45名が参加。廃炉措置段階での水素安全管理など、口頭及びポスター発表20件があったことの紹介。 ● 春の年会での企画セッション(総合講演)の提案について 	事務局 JAEA (日野竜太郎)
第3回 2020年2月19日(水) 三菱総合研究所	<ul style="list-style-type: none"> ● 春の年会における総合講演について <ul style="list-style-type: none"> ➢ これまでに得られた知見、今後の活用可能性等につき議論 	東京都市大 (村松健) 三菱総研 (松本昌明) 三菱重工 (福田龍) JAEA (寺田敦彦)

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析

Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*松本 昌昭¹, 佐藤 郁也¹, 河合 理城¹, 藤山 翔乃¹, 中村 京春¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するために、数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備及び大規模多区画における水素拡散・混合試験の照合解析を行い、CFD 解析コードの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM 及び DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用し、実験データに基づく照合解析を通して成立範囲の確認を行った。本事業は平成 28 年度より開始しており、昨年度までは火炎速度と設備規模に着目して、様々な条件下での燃焼試験解析及び拡散・混合試験解析を実施してきた。昨年度までの解析結果から、燃焼試験解析については非均一水素濃度条件下での ddtFoam の適用性に課題が残り、また、拡散・混合試験解析についてはより大規模多区画な体系における OpenFOAM の適用性を確認する必要性が生じた。

そこで、今年度は、非均一水素濃度条件下での燃焼解析として ENACCEF 試験（RUN736）を選定し、特に水素濃度が低い条件下における ddtFoam の適用性を確認した。また、拡散・混合試験解析については、NUPEC 試験（M-8-1, M-4-3）を選定し、大規模体系における上部及び下部からの水素放出試験の解析を実施した。

2-1. 非均一水素濃度条件下での燃焼試験解析：ENACCEF 試験（RUN736）

非均一水素濃度条件下における照合解析結果の一例として、ENACCEF 試験の解析結果を示す。RUN736 に

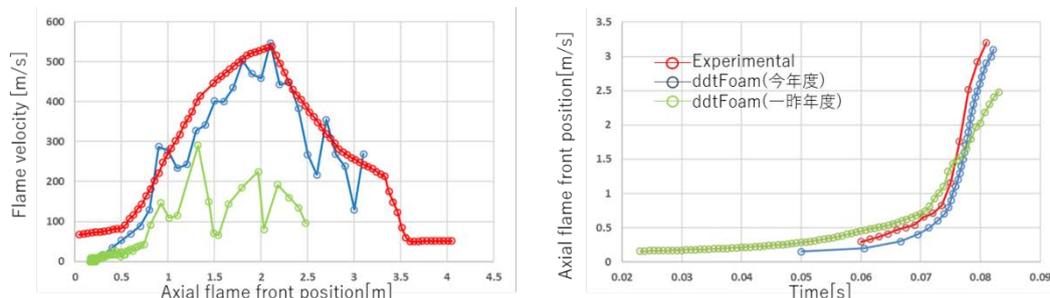


図1 火炎速度（左）と火炎面位置（右）の時間変化（ENACCEF 試験 RUN736）

ついては一昨年度も ddtFoam で

解析を実施したが、特に水素濃度の低い位置での燃焼の再現性が課題であったため、今年度はメッシュモデルを改良し、Quenching（消炎）効果を考慮しないことで水素濃度が希薄な条件下でも消炎しない解析条件とした。火炎速度及び火炎面位置に関する解析結果を図1に示す。特に、一昨年度は再現ができいな

*Masaaki Matsumoto¹, Fumiya Sato¹, Masaki Kawai¹, Shono Fujiyama¹, Keishun Nakamura¹¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

かった水素濃度が10%未満となる領域での火炎速度については消炎を考慮しないことにより実験結果を適切に再現する火炎速度分布を得ることができた。

2-2. 加圧器室上部からの水素放出試験解析：NUPEC 試験 (M-8-1)

拡散・混合試験の照合解析の一例として、NUPEC 試験の解析結果を示す。NUPEC 試験には数多くの試験ケースが存在するが、OpenFOAM による成層化の再現性を確認することを目的として、本年度の照合解析においては M-8-1 (加圧器室上部からの水素 (He) 放出、格納容器上部に水素が成層化するケース) 及び、M-4-3 (加圧器室下部からの水素 (He) 放出、格納容器全体に水素がほぼ均一に拡散するケース) を選定した。水素濃度分布の解析結果を図 2 に示す。

照合解析においてはメッシュ数を 25cm 及び 12cm として 2 パターンの条件で計算しており、いずれのメッシュにおいても成層化が確認できたが、25 cm メッシュの方がより実験結果に近い解析結果を得ることができた。25cm メッシュにおいて、より実験結果に近い解析結果を得ることができた要因としては、使用しているモデル (Realize k-ε) に含まれる乱流粘性の影響が小さく、数値粘性の影響が大きいことによる影響が考えられる。なお、12 cm メッシュにおける解析では 1 週間程度の時間を要したが、25 cm メッシュでは半日程度であった。結論として、今後実施する実機解析においては、解析に要する時間を考慮するとともに、メッシュ数によるモデルへの影響を踏まえてメッシュ作成を行うことが重要となることがわかった。

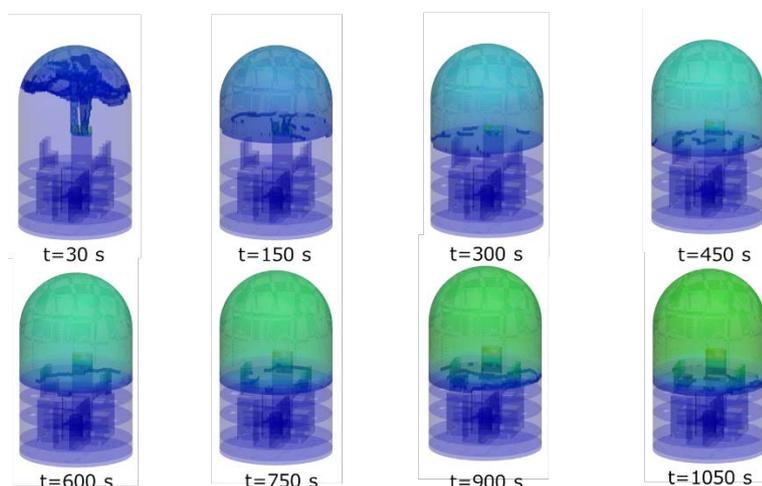


図 2 水素濃度分布の解析結果 (25cm メッシュ)

3. おわりに

これまで様々な火炎速度及び小規模から大規模までのスケールでの OpenFOAM 及び ddtFoam の適用性の評価を行ってきたが、本年度は燃焼解析として非均一水素濃度条件下に着目し、拡散・混合解析は大規模多区画の試験に着目した解析を実施した。結果として、水素濃度が低い領域を解析する場合には Quenching 効果を過大評価しないようにモデルを設定することで、より実際に近い火炎伝播速度の解析結果を得ることがわかった。また、拡散・混合解析については加圧器室上部放出による水素 (He) の成層化を確認でき、OpenFOAM の実機解析に向けた準備を進めることができた。今後は、燃焼解析と拡散・混合解析を統合し、連続的な解析が可能なシステムの整備を目指す。また、実機 CV スケールにおける解析を実施し、より大型かつ複雑形状における OpenFOAM の適用性を確認していく。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] OECD Nuclear energy agency, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA.CSNI.R(2011)9, OECD, Paris (2011)
- [2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “溶接部等熱影響部信頼性実証試験 (原子炉格納容器) に関する報告書 平成 4 年度”

熱総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants(3) CFDによる実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例
及び今後の水素安全高度化に向けた知見CFD Analysis of hydrogen behavior in PWR CV and
utilization of CFD code system for improved hydrogen safety* 福田 龍¹¹三菱重工

1. はじめに

試験照合解析で適用性が確認された各種モデルを用いて PWR 実機 CV 内での水素挙動解析に 2020 年度から本格的に着手している。CFD 解析による水素挙動の主要な目的は、LP（集中定数系）解析コードでは評価できない水素の燃焼に伴う火炎加速による動的荷重の発生の有無と程度を、拡散混合解析から得られる詳細な濃度分布も考慮して実施することである。現在まで得られている知見の報告と水素安全の高度化に向けた CFD 解析システムの活用の提言を行う。

2. 実機 CV 内水素挙動解析

2.1 CV 内水素拡散混合挙動解析による現在までの知見

水素及び水蒸気の放出位置、放出速度等を変えたさまざまな条件で解析を進めているが、放出後の水素及び水蒸気は CV 内全体で良好な混合となり局所的な高濃度が生じるケースは認められていない。また CV 内下部の各種の機器での気体の過熱及び CV 内の頂部等の壁面での水蒸気凝縮は CV 内の良好な循環流形成を促進する。AM 策である CV スプレイの効果を取り込むと、CV 内の良好な水素と水蒸気の混合をさらに加速させる結果となる。一方で個々の区画に着目すると、水素放出区画内では水素の放出継続中は、水素濃度の分布が顕著であるが、それ以外のほぼ CV 内の全区画では良好な混合により均一に近い濃度となる。

2.2 CV 内水素燃焼挙動解析による現在までの知見

予混合均一条件のもと、水素・水蒸気組成、着火位置を変えたさまざまなケースにおいて燃焼に伴う強い圧力波の生成と動的荷重の発生につながる火炎加速の有無に着目して解析を進めている。水蒸気を含有しない極端な組成（ドライ条件）では、現行の水素濃度基準 13%を超えると DDT の発生が実機解析でも確認されること、水蒸気の増加（ウェット条件）に伴い燃焼の進行は著しく緩慢となり火炎加速の発生が生じにくくなることが確認された。極端な組成条件のもと火炎加速が生じる場合、主に燃焼の進行が 1 方向に加速されやすい形状の外周部の区画での周方向での燃焼や SG 等の機器と区画壁との間隙部を鉛直方向に進む燃焼において、火炎前方の圧力波が衝撃波に増大し、そこから爆轟に遷移しやすい傾向にあることが、事前の予測通り確認された。

2.3 今後の CV 内解析

拡散解析では事故発生後、長時間の水蒸気及び水素の発生が継続した場合の PAR 等による水素濃度低減効果や長時間後のスプレイ作動による水蒸気凝縮による水素の着火・燃焼への移行のための解析を行う。燃焼解析では、拡散解析を引き継いだ非均一な濃度分布下での水素燃焼やスプレイ凝縮に伴う燃焼における火炎加速の有無に着目して解析を行う。さらに、火炎加速による強い圧力波の発生を前提とした CV 壁面への動的荷重の作用を入力とした構造応答解析を行う予定としている。これらの解析を通じて、より実

*Ryo Fukuda¹¹MHI.

用的なメッシュ、タイムステップの設定等の解析システムへのフィードバックについても検討を深める。

3. CV 解析による知見を踏まえた水素安全の高度化に向けた水素 CFD 解析システムの適用について

新規規制基準への適合審査を経て、炉心損傷事故及び炉心損傷後の水素発生事故が生じる確率はさまざまな SA 方策の導入とともに軽減されており、水素安全の向上も図られている。さらに2項のとおり、CV 内の水素挙動に係るこれまでの CFD 解析により得られた知見として、拡散・混合解析では多様な SA 対策とあいまって CV 内では水素及び水蒸気による良好な循環流が形成されること、燃焼解析では水素及び水蒸気の組成において爆轟遷移が確認された条件と実機での水素発生事故の複数のシーケンスでの条件との間で明確な乖離が認められること、等が挙げられる。これらを踏まえて、従来の LP コードによる水素挙動解析の充実に加え、CFD による解析を補完することで、以下のような水素安全の高度化への寄与が期待される。

・水素燃焼時の安全余裕の適正化と今後の追加知見への対応

LP コードと比べ直接燃焼解析で火炎加速の評価が可能な CFD 解析を活用すると、CV 内の動的荷重発生に対する安全余裕及び水素処理装置をはじめとする SA 機器の有効性のよりの確かな評価が可能となる。この適正化・定量化された余裕は、今後の水素挙動に係る知見が新たに得られた際にも、現行の安全機器による安全確保が十分であるか否かについて評価を行う際の信頼できるベースとなる。

・水素発生事故時の CV 内状態監視と AM 施策の有効活用

水素発生事故時に CV 内の圧力と水素濃度を監視しながら、必要な低減策であるスプレー散布やイグナイタの作動等のタイミングや容量等について、現場の捜査員が不安なく判断できるように、CV 内の多様な状態における水素燃焼時の安全性を LP 解析に加えて CFD 解析で補完することが有効な判断材料となる。

・CV 以外の水素安全の評価への適用

構築された水素挙動の CFD 解析システムは、CV 以外での水素安全の評価に適用が期待できる。たとえば、耐圧設計ではない原子炉建屋に CV から流出した水素挙動については、濃度分布を考慮しての可燃性雰囲気とならないことを拡散混合解析により、ベント配管を含む FV 装置内で火炎加速に伴う大きな動的荷重が発生しないことを燃焼解析により、LP コードでは困難であった詳細な評価が可能となる。

・外的事象起因の水素発生事故の評価への適用

多数の AM 策の適用が困難となりうる外的事象に起因する水素発生事故時の評価についても、CFD 解析システムにより CV 破損への影響について、従来の LP 解析よりは詳細な評価が可能と考えられるが、際限ない巨大地震の発生等を考慮した解析を現時点で行うことは時期尚早と考えられる。一方で、CFD による個々の解析結果を地震等の大きさの頻度を考慮した評価する手法については、今後の計算機技術・容量の進歩と地震 PRA 等の評価技術の進歩を念頭に、そのイメージを構築していくことを考えている。

4. おわりに

本検討は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表す。また水素安全対策特別専門委員会及び運営委員会において水素 CFD 解析システム構築の進捗及びその具体的な活用案に貴重な意見をいただいた委員各位に謝意を表す。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.

総合講演・報告 2 水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants(4) 水素挙動統合解析システムの公開について
Public release of the CFD code of hydrogen behavior*寺田 敦彦¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度から本年度迄、2 期（フェーズ 1 [1]：平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ 2：平成 28 年度～令和 2 年度（予定））にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素に関わる安全評価・対策改善に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。本報告では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた現在の取組みを紹介する。

2. システムの構成

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な説明が進められているところである。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図 1）の整備を進めている。開発は、フェーズ 1 にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し[1]、現在のフェーズ 2 では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を行った[2]。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて 3 つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[3]、OpenFOAM[4]、衝撃解析コード AUTODYN[5]である。本事業では、新たに図 1 に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮モデル、水素燃焼モデルに関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、ddtFoam[6]をベースに水蒸気特有の燃焼特性や AMR が活用できる改良を行って OpenFOAM で解析できるようにした。さらに、AUTODYN において、構造物の健全性評価を行うために

*Atsuhiko Terada¹¹Japan Atomic Energy Agency.

FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件とするためのインターフェースプログラムを作成している。

3. 公開に向けた現在の取り組み

システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラムおよびコード間インターフェースプログラム（図1※部分）について、事業終了後に安全性向上に向けた有効的な活用を希望される事業者、メーカ、研究機関等に提供できるよう、環境整備を進めている。一例として、原子力機構の PRODAS[7]を通じた提供等を検討している。また、各コードユーザを対象として、各コードマニュアルを補完する仕様と使い方をマニュアルに整備するとともに、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件等のユーザ効果による影響を参考資料として、ガイドラインというかたちで整理する予定である。各文献は、現在、初版を作成中であり、次年度、新たに得られる知見や使い勝手等を考慮して改訂を行っていく計画である。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた取り組みを紹介した。今後、当該システムが事業者、メーカ、研究機関等のユーザが安全性向上に向けて活用できる環境整備の検討を進めていく。

経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表す。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
- [2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
- [3] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、<http://www.ansys.com/>.
- [4] ESI 他、OpenFOAM、<http://www.openfoam.com/>.
- [5] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、<http://www.ansys.com/>.
- [6] ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.; SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures ”, Journal of combustion,2014.
- [7] PRODAS、<https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001>.

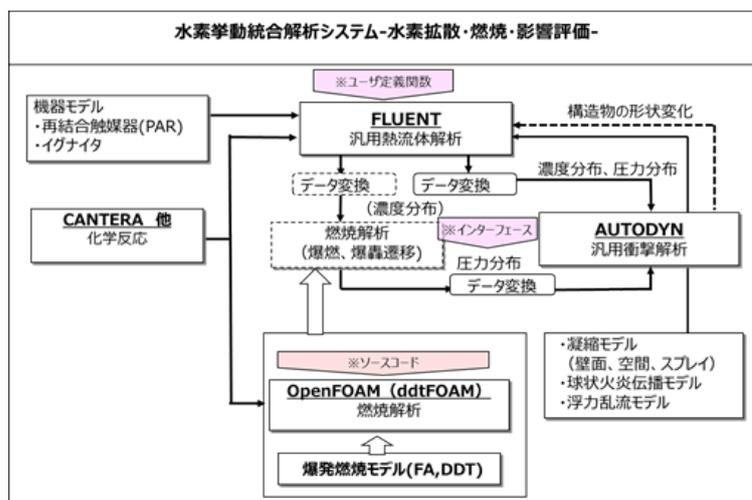


図1.水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Thermal hydraulic division

[2G_PL] Revision of thermal hydraulic reseach roadmap and strategy for future rolling

Chair:Seiichi Koshizuka(Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Zoom room 7)

[2G_PL01] Overview of the revision of thermal hydraulic reseach roadmap

*Hideo Nakamura¹ (1. JAEA)

[2G_PL02] Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*Yoshihisa Nishi¹, *Oonuki Akira², *Kenichi Katono³, *Iwaki Chikako⁴ (1. CRIEPI, 2. MHI, 3. Hitachi, 4. Toshiba)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of Tsukuba)

熱流動部会セッション

熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水カロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫 (JAEA)

(2020 春予稿からの転載)

1. 熱水カロードマップ (RM) とは

日本原子力学会は 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(熱水カロードマップ 2009)」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、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国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水カロードマップ 2017)」¹⁾へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説²⁾に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の 5 点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた 3 種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を 1 つに纏めているものが有ったが各項目と 1 対 1 に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、この様な技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実・改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施・検討することとなった。2020年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

- 1) 熱流動部会 HP : http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
- 2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

熱流動部会セッション

熱水カロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西 義久¹, *大貫 晃², *上遠野 健一³, *岩城 智香子⁴¹電中研, ²三菱重工, ³日立, ⁴東芝エネルギーシステムズ

(2020 春予稿からの転載)

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター (NRRC) では、過酷事故解析コードの1つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施 (発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究 (フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備)) し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス (含蒸気) 流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル 1 PRA、レベル 2 PRA、レベル 3 PRA (炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価) 技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の2件を取り上げる。

「水素燃焼対策」：水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」：各種機器の性能評価や設計に活用できる 3 次元 2 流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の 2 次側でのボイド率や流速の予測による U 字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立GEニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFDによる熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X線CTやワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野 健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型PCCSの開発においては、単一U字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果をTRAC、MAAPによって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらのAM策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR向けの過酸化金属による水素処理など新たなAM策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル2PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西 義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野 健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

*Yoshihisa Nishi¹, Akira Oonuki², Kenichi Katono³ and Chikako Iwaki⁴

¹CRIEPI., ²MHI, ³Hitachi, ⁴Toshiba Energy Systems & Solutions

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

[2G_PL03] Ways to update the thermal hydraulic research roadmap (panel discussion)

*All Presenters, *Yutaka Abe¹ (1. Univ. of Tsukuba)

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Thorium Nuclear Energy Systems

[2H_PL] Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

Chair: Naoyuki Takaki (Tokyo City Univ.)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[2H_PL01] Global Trend of the Developments for Thorium nuclear energy systems

*Toshinobu Sasa¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*Koichi Uozumi¹ (1. CRIEPI)

[2H_PL03] Pros and Cons and the Future R&D

*Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

[2H_PL04] Panel Discussion

総合講演・報告1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

(1) トリウム原子力システム研究開発の世界動向

(1) Global Trend of the Developments for Thorium Nuclear Energy Systems

*佐々 敏信¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況を把握するため、現在提案されているトリウム原子力システムについて、公開文献をもとに主要な性能や実現性の見通し等を調査した。

2. 調査概要

トリウム原子力システムについては、固体燃料を用いたシステムに関しては核燃料部会に設置された「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」が、また、熔融塩燃料を用いる原子力システムは「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会が、それぞれ報告書を取りまとめている。今回はこれらの報告書との重複を避け、両報告書取りまとめ後の数年間に公開文献が刊行されたシステム概念を中心に調査を実施した。調査対象としたシステム概念を表1に、主な調査項目を表2にまとめた。

3. 調査結果

トリウム資源が豊富なインドを始め、アジア、欧州、米国と世界の原子力利用国で研究が行われている。燃料には、米国 FHR 及びインド IHTR がウラン・トリウムの球状（ペブル）を採用するほかは熔融塩を用いるシステム（うち DFR, IMSBR, MSFR, SCIFR は高速中性子体系）であった。炉心熱出力は、デモ炉やモジュラー炉級の数 100MW から発電炉で最大約 5GW までの提案がある。液体燃料炉は、燃料に関わる熱的設計制限が緩和されることもあり、大出力炉の提案が見られた。実現性については、多くの提案が概念検討段階で実現性は未知数と考えられるものの、一部に許認可を狙う概念（Thorcon-R）や国内の環境影響評価が承認された概念（TMSR）もあった。

表1 調査対象

システム名称	燃料	開発国
FHR	Th,U 球状燃料	米国
IHTR	Th,U 球状燃料	インド
AMBIDEXTER	Th フッ化物塩	韓国
CAWB	Th フッ化物塩	デンマーク
CUBE-100	フッ化物熔融塩	デンマーク
FUJI-U3	Th フッ化物塩	日本
LFTR	Th 熔融塩	米国
SSR-Th	Th フッ化物塩	英国
Thorcon-R	LEU,Th フッ化物塩	米国
TMSR-LF2	LEU フッ化物塩	中国
DFR	U,Pu/Th 塩化物塩	ドイツ
IMSBR	Th,U フッ化物塩	インド
MSFR	Th フッ化物塩	欧州
MCSFR	TRU,Th 塩化物塩	米国

表2 主な調査項目

提案概念	名称、開発国・開発機関 燃料・冷却材・減速材 炉心出力
炉システムの概要	炉構造・冷却系統概念 原子炉核特性 トリウム増殖性能
燃料サイクルシステムの概要	燃料サイクル概念 再処理（online 含む）概念 燃料処理 核拡散抵抗性
開発状況	開発体制・予算規模 許認可対応状況 実現性・経済性の見通し

*Toshinobu Sasa¹¹Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

(2) トリウム炉・溶融塩炉に関する基礎的知見の現状

(2) Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*魚住 浩一¹¹電力中央研究所

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況把握の一環として、トリウム系酸化物燃料炉およびトリウムとの親和性が高い溶融塩炉について、核燃料、原子炉、サイクルの原理的・基礎的特性を、ウランと対比して整理することを試みた。

2. 調査概要

当該炉システムの炉設計・サイクル設計を想定し、表1に示す項目について、対象項目の特徴を定量的に説明できる知見の充実度を評価することで、基礎的知見の現状の明確化を図った。なお、溶融塩炉システムについては物性等が溶媒塩に支配され、「ウランとトリウムの比較」の観点としての整理が困難な場合が多いことから、フッ化物塩4種と塩化物塩2種を代表的な溶媒塩として選択し、これらの物性等についての知見の充実度を調べた。

3. 調査結果

トリウム系酸化物燃料の基礎データについては、本学会核燃料部会の「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」により精力的にデータが収集されたものの[1]、ウラン系と比較するとトリウム系酸化物燃料のデータは部分的にしか揃っていないものが多い。なお、トリウム系酸化物燃料を用いるシステムを志向する動きはあまり見られないものの、核データや再処理に関するデータの取得・検討例もある。

溶融塩炉に関しては体系的なデータ収集が試みられているものの[2]、そもそも炉概念により燃料塩組成や燃料塩処理方法などがまちまちであることから、十分にデータが蓄積されているとは言い難い。但し、乾式再処理との類似性により、特に塩化物溶融塩系では、バックエンド関連のデータが整備されつつある。一方で炉内挙動に関しては、MSREなどでの運転実績のあるフッ化物溶融塩系の方が知見の蓄積は多い模様である。いずれにしても、世界的な溶融塩炉の開発志向に従い、許認可取得を目指したデータの拡充は進むと思われる。なお、溶融塩炉システムの計量管理に関しては、溶融塩組成の迅速な分析手法の拡充のみならず、炉と再処理を分けて考える従来のものとは異なる計量管理概念の構築が必要であろう。

表1 調査項目

酸化物燃料炉	酸化物ペレット燃料の基礎物性、酸化物ペレット燃料特性、酸化物燃料炉心の核特性・安全特性、酸化物燃料のバックエンド
溶融塩炉	溶融塩燃料の基礎物性、溶融塩燃料の燃料特性、溶融塩燃料炉心の核特性・安全特性、溶融塩炉燃料のバックエンド
共通項目	Thの原子核物理的特性、資源性

[1]: 本学会核燃料部会のホームページに掲載 [2]: G. Fredrickson, et. al., INL/EXT-18-51033 (2018).

*Koichi Uozumi¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

総合講演・報告 1 トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems
(3)トリウム原子力システムの得失と研究開発のあり方

(3) Pros and Cons and the Future R&D

*高木 直行¹¹東京都市大学

1. はじめに

日本原子力学会では2010年6月、原子力学会核燃料部会に「軽水炉、高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」(主査:山中伸介)が設置され、トリウム燃料を軽水炉、高速炉で利用する方法について検討が行われた。また2013年6月には「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会(主査:山脇道夫)が活動を開始し、様々な熔融塩技術や、熔融塩を用いた原子炉概念や加速器駆動炉等の新型炉概念を調査し、熔融塩取り扱いに関する最新の知見や研究開発課題が整理された。

いずれの委員会も2017年で終了したが、世界的なトリウム燃料やトリウム燃料原子炉への関心の高まりや、これらの開発が勢いを増している状況を鑑みると、原子力学会として各国のトリウム原子力開発の動向調査を継続する意義は大きいと考え、2018年8月より「トリウム原子力システム」研究専門委員会(主査:高木直行)を設置した。以前の委員会では、トリウム燃料の形態を固体もしくは液体に限定していたが、新たな委員会ではこれらを区別せず、また本来不可分である原子炉と燃料サイクル全体の俯瞰的な調査・検討を目的とし、諸外国・国内で進められているトリウムを用いる革新的原子炉・サイクル概念の最新動向の調査(Task 1)、トリウム原子力システムの特徴や開発意義、ウラン原子力システムとの得失比較の検討(task 2)、そして我が国でのトリウム原子力研究のあり方に関する検討(Task 3)を活動項目に掲げ、1.5年で計8回の委員会活動を実施してきた。以下では、この内Task 3の活動成果について報告する。

2. トリウム炉・熔融塩炉への関心増大の背景

トリウム研究の歴史は古い。原子力黎明期の1950年代後半から1970年代の間に米、独、英、オランダ、インド、ブラジルの国々で(規模の違いはあるものの)原子炉へトリウム燃料を装荷した実験が行われている。最も熱心に取り組んだのはアメリカであり、1960年代にはオークリッジ国立研究所に熱出力7.4MWの熔融塩実験炉MSRE(Molten Salt Reactor Experiment)を建設しU-233を用いた実験を実施、1970年代後半には SHIPPINGポートにて燃料集合体や制御方式を工夫して中性子経済を向上させたPWRでU-233増殖が可能であることを実証している。しかしながら同時に進行したウラン燃料炉開発と比較して、核分裂性核種の調達、燃料サイクル確立、原子炉材料開発等の課題が多く、商業技術として日の目を見ることはなかった。

ところが今から10年少々前より、再びトリウム燃料や熔融塩原子炉への関心が世界的に高まってきた。それには国毎に異なる様々な背景が考えられるが、ここではその要因として1)レアアース生産に伴う副産物対策、2)地球温暖化対策としての原子力再評価、3)中国のTMSR(Thorium Molten Salt Reactor)計画始動、4)福島第一原子力発電所事故(1F事故)の影響、5)放射性廃棄物処分への懸念、6)余剰Puへの懸念、そして7)トリウム・熔融塩炉に関する情報発信増加、の7つの項目に着目して分析した。

2-1. レアアース生産に伴う副産物対策

電気自動車やデジタル機器等、先進技術分野で原材料として用いられるレアアースの需給拡大に伴い、レアアースに随伴するトリウムが副産物として大量に発生する様になった。レアアース抽出後に残る放射性元素トリウムの廃棄物処理は、資源開発の意思決定を左右する程の重要な問題である。モナザイトに比べてトリウムの含有量が格段に低いバストネサイトを産するカリフォルニア州のマウンテンパス鉱山は、かつてレアアース生産の拠点であったが、州の環境規制強化や中国でのレアアース生産増の影響を受け価格競争力を失い1998年に操業を停止した²⁾。アメリカに代わる生産拠点となった中国はその後レアアースの生産・輸出を政策的に規制するなどし、世界のレアアース供給体制やその価格に大きな影響を与えている。

随伴トリウムは、鉱山の廃棄物処理問題を起こす一方、核分裂資源でもある。トリウムを核燃料として利用する途が一旦開かれれば、エネルギー・環境問題に大きく寄与する物質になり得ることから、鉱山、資源

会社の後押しもあって 2000 年代初頭よりトリウム資源を擁するノルウェーや中国他でトリウム原子炉の研究が活発化してきた。

2-2. 地球温暖化対策としての原子力再評価

1997 年の気候変動枠組条約会議(COP3)で先進国の温室効果ガス排出の削減目的を定めた京都議定書が採択されて以降、地球温暖化の深刻化がより強く叫ばれ、その対策として原子力の有効性を評価する声も高まった。2000 年代中盤には、自国の軽水炉が好調な稼働率を記録するアメリカでブッシュ政権が開始した原子力新設計画などが後押しをし、世界的な「原子力ルネッサンス」の動きにもなった。

一方で、2011 年の 1F 原発事故により原子力の社会受容性は大きく低下した。温暖化対策の重要な切り札として原子力の重要性を認識する肯定派の中にも、福島事故をおこした同型の軽水炉を敬遠し、新型炉へ期待を抱く風潮が拡大した。その中でトリウム燃料、熔融塩炉という一見目新しいキーワードが魅力的な技術と捉えられ、その支持層の拡大につながったと考えられる。トリウム、熔融塩炉には一定の実績がありつつも未開発であったことが、早期に低炭素電源を確立できるとの期待を増幅させたのかもしれない。

2-3. 中国の TMSR 計画始動

中国は、経済拡大のためのエネルギー源の強化、大気汚染や温暖化対策としての原子力開発もさることながら、国内のレアアース生産の副産物として生じる豊富なトリウムを資源として活用すること、持続可能な増殖システムとしてのトリウム炉を開発すること、さらに中国独自の原子炉型として世界に先駆けて商用熔融塩炉を開発することを目的に、1F 事故直前の 2011 年 1 月に TMSR 計画を発表・開始した。

TMSR 計画は年間予算数百億円、人員数 500 名以上の大規模プロジェクトであり、その始動は世界の熔融塩炉への関心を高め(再燃させ)、数々の熔融塩炉ベンチャー設立やいくつかの国に公的予算を投じさせるきっかけとなった。

2-4. 福島第一原子力発電所事故の影響

2011 年の 1F 事故は、全世界に軽水炉の安全性への疑念や原子力への不信を拡大させた。技術的な真偽は別として、具体的には、1)軽水炉の様に一次系が高圧、燃料ピン内側も高圧の炉は、2)電源喪失し除熱不足になると崩壊熱により炉心が熔融し、3)水素ガスを発生させ爆発の恐れがあり、4)放射性物質を環境へ放散させる、5)事故後にも再臨界の可能性を持つ、との印象を全世界へ与えた。

これに対し熔融塩炉は、1)低圧システムであり、2)燃料は元々熔融状態、3)炉心部に水が無いので水素ガス発生無し、4)FP 元素はある程度塩中にトラップされ放散を軽減、5)事故時には炉底部のドレインプラグで燃料塩を排出し未臨界達成、と定性的には上記の懸念に応える炉概念としてアピールされている。

2-5. 放射性廃棄物処分への懸念

原子力発電所から発生する使用済燃料の最終処分は、原子力利用国が抱える共通課題である。トリウム炉は、燃料の主成分が原子番号 90 の Th-232 でありウラン燃料炉に比べて質量数が 6 ほど小さいため、原理的に Pu や Np, Am, Cm といった高次 MA の生成は少なく、必要に応じて軽水炉で生じたそれらの元素を効率的に燃焼可能であること、かつ熔融塩炉であれば高発熱・高線量の固体燃料の加工プロセスを排除でき、こうした多種元素のリサイクルに適する、との期待がある。

2-6. 余剰 Pu への懸念

前節で述べた理由により、トリウム炉では発電量当たりの Pu 生成量が少ない。非核兵器保有国の日本が所有する使用済燃料中の Pu がしばしば国際批判の的になることから、Pu を生産しないトリウム燃料・炉は核不拡散という観点から、一定の魅力をもつ原子炉概念と捉えられる傾向がある。

一方、軽水炉使用済燃料中の重元素を燃料原料とする熔融塩炉や、軽水炉で生成された Pu を初期燃料に用いる Th-Pu 混合酸化物燃料軽水炉では、サイクル中の Pu インベントリはウランサイクルと大差なくなる。さらに、純粋なトリウムブランケットで生成された U-233 は化学分離のみで抽出可能であり、U-235 の様に同位体濃縮を必要としない。また U は Pu の様に自発核分裂同位体を持たないため、爆縮技術を要さないなど、トリウム燃料にもそれぞれ特有の核拡散上の懸念があることに留意しなければならない。

2-7. トリウム・熔融塩炉に関する情報発信増加

以上のような背景の中、2010 年頃からはトリウム・熔融塩炉に関する情報発信が増加し、一般の関心を高めることに寄与している。情報の媒体は専門家のレビューを受ける学術論文よりむしろ、書籍、解説記事(雑誌・ネット)、You tube、SNS などであり、発信者は科学ライターや熔融塩炉を開発するベンチャー企業等が多い。

ここで懸念すべきは、その少なくない割合がトリウム燃料や熔融塩炉のメリットや優位性をやや楽観的に述べている点である。例えば、トリウム炉は安全性が高く、経済性に優れ、廃棄物は少なく、核拡散懸念も小、資源有効利用性に優れ持続可能で、技術成熟度も高く、早期導入可能といった主張である。

2000年代後半からは、トリウムをテーマとした国際会議も多く開催される様になった。中国内モンゴル自治区包頭で開催されたトリウム利用会議 TU2009、2010年のロンドンを皮切りにニューヨーク、上海、ジュネーブ、ムンバイ、ブリュッセルで約2年毎に開催されているトリウムエネルギー国際会議 ThEC、2009年のワシントン DCでの第一回会議以降、米国内で毎年実施されているトリウムエネルギー同盟会議 TEAC などがある。米国 ORNL は2015年以降、毎年、公開の熔融塩炉ワークショップを開催し、米国研究者や政府機関、更に海外も含め、多くの参加者がある。ThEC や TEAC では、ほぼすべての研究発表が主催者によって撮影・編集され、会議終了後いつでも誰でも You tube で研究発表を聴講できるよう整備されている。インターネットを通じた、動画を含む情報発信は強力な宣伝ツールである。

3. トリウム・熔融塩炉の分類と得失

トリウムを用いる炉型と言え「トリウム熔融塩炉」の印象が強いが、本委員会 Task1 の報告にもあり、トリウム酸化物ペレットを用いたトリウム軽水炉や、熔融塩中に低濃縮ウランを溶解したウラン熔融塩炉もあり、「トリウム＝液体燃料」もしくは「熔融塩炉＝トリウム」ではない。燃料、冷却材、減速材、サイクルには様々な組み合わせがあり、多様な概念が提案されているため、整理して議論する必要がある。

3-1. 燃料形態

固体と液体に分類される。固体トリウム燃料炉の開発の歴史は長い、昨今は液体燃料炉に比べ検討例は少数である。ノルウェーの Thor Energy はトリウム酸化物ペレットを軽水炉で使用するを目的に、許認可取得のためのデータを蓄積している。カリフォルニア大バークレー校では被覆粒子の中心核にトリウム酸化物を用いるペブルベッド型熔融塩冷却炉(FHR)を検討している。液体燃料としてはフッ化物塩、塩化物塩が殆どであるが、液体金属燃料増殖炉の研究も少数ある。

3-2. 冷却材形態

固体燃料を用いる場合、軽水や重水などを冷却材とする既存炉にて、ウラン燃料をトリウムに置き換えた通常炉概念と、前述の FHR の様に固体燃料を塩で冷却する熔融塩冷却炉に分類される。

液体燃料の場合は、「燃料・冷却材同一型」と「燃料・冷却材分離型」の二種類がある。主流は同一型であり、炉心で核反応を生じ高温となった塩が冷却材として炉心から熱交換器へ循環する。分離型としては、被覆管内にある塩化物燃料塩を被覆管外側のフッ化物塩が冷却する英 Moltex Energy の SSR(Stable Salt Reactor) や、燃料管内の塩化物燃料塩を冷却材である液体金属(鉛)が冷却する独 DFR(Dual Fluid Reactor)、仏 Aristos power の HSR(Hard Spectrum Reactor)などが提案されている。

3-3. 中性子スペクトル

熱中性子炉と高速炉に分類されるが、塩の種類や塩中の HM 含有割合によっては中速スペクトル炉もある。主流は ORNL の MSRE と同じ黒鉛減速材を用いた熱中性子炉だが、第四世代炉の代表炉型は上記に加えて、炉心内に減速材や構造材を配置しない塩化物高速炉を主対象としている。

高温の熔融塩中に置かれる黒鉛の材料的課題を回避するため、重水(Copenhagen Atomics)、水素化ジルコニウム(Transatomic Power)、水酸化ナトリウム(Seaborg Technologies)などを減速材に用いた熔融塩熱中性子炉も提案されている。燃料塩高速炉としては液体鉛を冷却材に用いることで硬スペクトル化し増殖性能を改善させる仏 HSR や独 DFR が提案されている。

3-4. 燃料サイクル

開サイクル(Open cycle)と閉サイクル(Closed cycle)がある。熔融塩炉の早期建設を目指し、当面はリサイクルを考えていないグループ(例: ThorCon, Elysium Industries, Terrestrial Energy)と、燃料増殖のために燃料塩や fertile 塩からの fissile 回収(マルチリサイクル)を想定するグループ(Flibe Energy, 仏 MSFR)に分かれる。但しいずれも、揮発性の FP の連続除去は想定している。

3-5. トリウム炉・熔融塩炉の様々な炉概念

上述の通り、近年検討されているトリウム炉・熔融塩炉には、用いる燃料元素、燃料形態、冷却材、燃料/冷却材の別、中性子スペクトルに組み合わせにより多様な概念が存在する³⁾。その特徴を既存炉と比較して Table 1 にまとめた。ここで注目すべきは、トリウムを社名に掲げるベンチャーや、トリウム主題とする国際

会議 ThEC など提案/検討されている熔融塩炉概念のいくつかは、トリウム燃料の利用を(当面は)考えていないことである。熔融塩炉の商業炉としての導入を考えると、当面は軽水炉使用済燃料を燃料塩の原料とし、含まれる Pu を火種として炉を臨界にするのが得策で現実的という判断と考えられる。

Table 1 Various types of thorium-fueled nuclear reactors

	Major Fuel Element		Fuel Form		Coolant			Neutron Spectrum		Fuel Cycle	
	U	Th	Solid	Liquid	Identical to the fuel	Separated	Pressure [MPa]	T	F	O	C
LWR	○ LEU+Th	○ Th+Pu	○			○ H ₂ O	7~16	○		○	
CANDU, PHWR	○ Nat.U/LEU+Th										
FBR	○ MOX+Th in Bl.		○			○ Sodium	Ambient		○		○
ThorCon, IMSR (ThorCon, Terres.)	○			○ F-Salt	○ ←		Ambient	○		○	
LFTR (Flibe E.)		○ Th+U3		○ F-Salt	○ ←		Ambient	○			○
SSR (Moltex E.)	○	○ Th+U3		○ F-Salt		○ Cl-Salt	Ambient	<----> ?		○?	
MCSR (Elysium I.)	○			○ Cl-Salt	○ ←		Ambient		○		○?
DFR, HSR (IFK, ARISTOS P.)	○?			○ Cl-Salt /Metal		○ Lead	Ambient		○		○?

F-Salt: Fluoride Salt
Cl-salt: Chloride Salt

T: Thermal
F: Fast
O: Open
C: Closed

4. 我が国の研究開発の在り方

日本はウラン・プルトニウム酸化物を基本とする燃料サイクル基盤を整備してきた。トリウム燃料や液体燃料に目を向け何らかの研究資源を投じる判断をするには、当然ながら大きな **incentive** が必要である。そもそも我が国は原子力黎明期にトリウム燃料をどう捉えていたか、日本の原子力政策の歴史を振り返ってみた。

4-1. 原子力黎明期のトリウムの位置づけ

1955年に制定されたわが国の原子力基本法"第一章 三条"には『核燃料物質』とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質であつて、政令で定めるものをいう。「核原料物質」とは、ウラン、トリウム、その他核燃料物質の原料となる物質であつて、政令で定めるものをいう』とされている。1956年9月6日の原子力長期計画の"4 方針(18)"には「原子燃料の有効利用等の見地からウラン、トリウムおよびプルトニウムについて十分な基礎研究を行うこととする」と明記され、さらに同(4)日本原子力研究所の業務計画(ホ)製錬"では「粗製ウラン塩を精練しウラン金属を製造する。(中略)トリウムについては、その将来性にかんがみ、トリウム精練技術の確立を図るものとする」と記載されている。1958年12月24日の原子力委員会資料「核燃料開発に対する考え方」の"[3]核燃料有効利用のための技術開発"では「核燃料物質としてのトリウムについては、今後におけるトリウムを使用する原子炉の開発と関連せしめつつ、その利用技術を開発すべきである。当面は日本原子力研究所に置いて進行中の熱中性子増殖試験炉の研究に必要なトリウム系燃料の製造、加工等の研究を行う他、トリウムの合金及びセラミック型燃料等に関する基礎的な研究を合わせて進めるものとする」とあり、1960年頃までは国内でもウランと並行してトリウムも検討対象とされていた。日本初の研究炉 JRR-1 が 1957年に臨界となり、原電東海発電所の天然ウラン・炭酸ガス炉が 1966年に初の商業炉として運開するにつれ、ウラン燃料への開発資源集中が進んだ。

4-2. トリウム炉・熔融塩炉の展望

それから半世紀以上を経て、1F事故を経験した現在、世界的にはトリウム炉・熔融塩炉への関心が再燃し、研究開発が活発化していることは事実である。トリウム熔融塩炉の開発は日進月歩で進んでおり、我が国の知見は豊富ではないが、本委員会での調査検討を経て、熔融塩炉がそもそも原理的に抱える課題、設計が進むにつれ顕在化してきた主要課題として以下を抽出した。

既存の固体燃料炉では燃料被覆管が放射性物質の主要な隔離境界であるが、燃料・冷却材同一型の熔融塩

炉では燃料物質やFPを含む塩が循環する一次系境界にまで拡大する。これにより熱交換器、配管、ポンプなどプラントの主要機器、そして広範な領域が(定検中にも)高線量となり、運転・点検・保守・補修が桁違いに困難となる可能性がある。廃炉時の放射性廃棄物も増大する。また定常運転時の環境放出放射能が固体燃料炉に比べて格段に多いため、環境影響評価を行うと立地がより限定され、地元受容性も悪化することが懸念される。国際政治的に深刻なのは、熔融塩炉は塩から脱離したXeガスを定期的に環境中へ放出するため、その世界的な普及は、包括的核実験禁止条約機関(CTBTO)の国際監視制度(IMS)施設に影響を与え、刷新を強いる可能性すらあることである⁴⁾。発電システムは必ず塩処理システム(簡易再処理施設)を伴うことになるため、経済性の悪化、保障措置の難化、核物質処理施設の分散化・増加による核セキュリティ上の問題が懸念される。

熔融塩炉推進派は時に、熔融塩炉のメリットについて、「ワンスルーの軽水炉」と「閉じたサイクルの熔融塩炉」を比較して説明することがある。例えば、熔融塩炉では資源利用効率が軽水炉の100倍となる、長寿命放射廃棄物を出さない、といった主張である。これは、非増殖炉か増殖炉かの違い、もしくは開サイクルか閉サイクルかの違いであり、燃料がウランかトリウムか、固体か液体かの別とは直結しない話である。こうしたやや飛躍した論法がトリウム熔融塩炉への公衆の過度な期待を助長する要因となっていることは否めない。これは安全性の説明についても同様である。

一方で、陽イオンと陰イオンから成り立つ熔融塩は化学的に活性な元素と結合しやすく、加圧の必要がないことと相俟って、事故時の揮発性FPの環境放出を抑制する効果が期待できること、今後Pu燃焼やMA核変換などリサイクルの高度化が要求される場合、高発熱・高線量の燃料を液体のまま取り扱えることなど、熔融塩炉固有のメリットも認められる。

4-3. おわりに

熔融塩炉開発ベンチャーの主要人物には、元々軽水炉や高速炉の開発に携わっていた原子力の専門家が少なくない。彼らは、既存炉の技術を熟知し、地球環境保全や持続的なエネルギー供給における原子力の重要性を十二分に理解しており、同時に現在の社会情勢を分析し、現状を打破する方策として、トリウム・熔融塩炉を提唱している。「1F事故等で社会一般に染みついた原子力のマイナスイメージ脱却には、これまでとは抜本的に異なる原子力概念が必要」という主張である。

原子力をrebrandする「何か」として、1)固体→液体、2)ウラン→トリウムを選択し、ベンチャー組織によっては、2)のトリウムは重視せず、a)高い経済性、b)非加圧システム、c)軽水炉使用済燃料を供給燃料とし易いこと、を指し売りとする戦略である。これであれば、新規に原子力を導入する国も議論のテーブルに着いてくれるとの感触を彼らは得ている。特に「現実問題として(安全性は大前提とし)火力に勝る経済性こそ重要。それが全てを決める」との明確なスタンスを示している。現在世界中でみられるトリウム・熔融塩炉開発の動きは、原子力の未来を真摯に考え、自ら具体的な取り組みを先駆け実践している活動の具体例とも捉えられる。ここに我が国の原子力の未来を考えるヒントがあるのかも知れない。

1F事故以降、原子力を学ぼうとする若者の人口は明らかに減少している。このままでは産業の高い技術力維持はおろか、2030年時点の原子力発電比率20%達成や炭酸ガス排出抑制の政策目標達成はままならないという危機感がある。常に基礎科学の裾野を広げること、新たな何かに挑戦することには一定の意味があり、原子力先進国の役割でもあろう。基礎的知見や研究資源なしにはトリウム・熔融塩関係の技術詳細をフォローすることすら困難である。我が国としては、各国の動向を常時ウォッチし専門的知見から分析・評価を行う体制を強化することがまずは望まれる。

<参考文献>

- (1) 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会、トリウムサイクル—研究開発の現状と発展の道—、日本原子力学会(1980年10月)
- (2) 渡辺 寧、レアアースから見た鉱物資源供給の将来像、資源地質, 66(1), 27~34, 2016.
- (3) 高木 直行、今なぜトリウムか? 炉物理・炉設計の観点から、原子力 eye 日刊工業出版プロダクション Vol.57 No.4 p4-p25, 2011.
- (4) Edwin Lyman (UCS), Proliferation and Terrorism Issues Related to Noble Gas Management at Molten Salt Reactors, Proc. of Global2019 (Seattle).

*Naoyuki Takaki¹

¹Tokyo City University

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[2H_PL04] Panel Discussion

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[3H_PL] R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Zoom room 8)

[3H_PL01] Current Understanding of Fukushima Daiichi Accident and Fuel Debris Information Obtained from Decommissioning Activities

*Shinya Mizokami¹ (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*Makoto Nakano^{1,2} (1. IRID, 2 MHI)

[3H_PL03] Important Issues in terms of Criticality Safety

*Kotaro Tonoike¹ (1. JAEA)

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(1) 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

(1) Features of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Information on Fuel Debris Obtained from Decommissioning Works

*溝上 伸也¹¹東京電力

1. はじめに

2011年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震とそれにより発生した津波により、定格出力運転中であった東京電力福島第一原子力発電所の1~3号機は冷却機能を喪失し、シビアアクシデントに至った。各号機の事故進展はそれぞれ異なるものの、いずれも、スクラムに成功し核分裂反応は停止させることができた。しかしながら、直流・交流電源喪失により最終的に冷却機能を喪失し、崩壊熱を冷やしきれなくなり、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。電源喪失は、計測系の機能喪失も伴ったため事故時の情報が限られており、正確な事故進展挙動は現時点でも未解明の事項が残っている。しかしながら、東京電力が廃炉作業の一環として進めている調査は格納容器の内部まで進んできており、事故炉の状況について情報が蓄積されてきている。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の1~3号機の事故進展を概観し、炉物理に関するトピックも含め、廃炉時に取り出される燃料デブリについて最新の情報をもとに説明する。

2. 各号機の事故進展

2-1. 1号機

1号機は地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をICを用いて冷却していたところ、地震から約50分後に発電所敷地に到達した津波により、直流・交流電源を喪失したため、一時的に弁を閉じて停止させていたICによる冷却を再開することができず、「冷やす」ことができなくなった。そのため、原子炉内の水が蒸発により失われ、燃料が露出して過熱するとともに、水-ジルコニウム反応による化学反応熱ともあいまって燃料が高温化し、3月11日の夜には炉心損傷・炉心溶融するに至った。直流電源を喪失し計測機器も機能喪失していたため、原子炉挙動を知るための圧力・水位等の情報が十分に得られていないが、原子炉圧力は高圧のまま炉心損傷・炉心溶融に至り、炉内が高温になったことに起因する原子炉圧力容器からの気相漏えいが発生し、原子炉圧力が低下するとともに格納容器圧力も増加したものと推定している。

2-2. 2号機

2号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をRCICを用いて冷却していたが、津波による電源喪失の直前の15時39分にRCICを再起動させていたため、電源喪失後も「冷やす」機能が約70時間維持された。しかしながら、3月14日の午前中にはRCICは原子炉に注水できない状況になり、原子炉内の水が蒸発により失われていくこととなった。ただし、2号機の場合には燃料が露出する前に原子炉を減圧することができたため、原子炉圧力が低い状態で燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。なお、2号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ3月14日夜から3月15日未明にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から1kmの距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

2-3. 3号機

3号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱をRCICを用いて冷却していたが、津波による電源喪失は交流のみであり、直流電源は津波の被害を受けなかった。そのためその後はRCICおよびHPCIを制御しながら冷却を継続することができた。しかしながら3月12日の夜には直流電源が枯渇し、HPCIの制御ができない

状況となったことから、原子炉に水を注入できない状況になり、「冷やす」機能を喪失した。直流電源の枯渇後しばらくは水位を測定できない状況になっていたが、水位計測を再開できた3月13日未明には水位はすでに低下しており、この時間帯に燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定している。なお、3号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ3月13日早朝から朝にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から1kmの距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1号機

1号機は2020年2月現在において、燃料デブリが存在していると推定されている格納容器ペDESTAL内の内部調査を実施することができていない。また、ペDESTAL外の調査結果においては、図1に示す通り、砂状の物質が約20cm~1m程度積もっていることが確認されているが、その組成等についての情報は得られていない。

3-2. 2号機

2号機は格納容器ペDESTAL内の調査が最も進んだプラントであり、格納容器ペDESTAL内の各部について映像情報が取得されており、ペDESTAL床部には溶融物が固化したような堆積物や燃料集合体の上部タイププレートが形状を保ったまま落下しているのが見つかった。また、2019年2月には堆積物の可動性確認試験を実施し、堆積物が固い固形物であること、図2のように小石状、塊状の堆積物は容易に摘み上げることができることが確認されている。堆積物は40~70cm程度の高さでペDESTAL床面全体に広がっており、原子炉に注水された水が雨のように降り注いでいる状況であるが、堆積物自体は冠水していない。

3-3. 3号機

3号機は格納容器内の水位が他プラントと比較して高いため、水中ロボットをペDESTAL内で遊泳させることにより状況を確認している。3号機は2号機と比較して損傷状況が大きく、RPV内構造物である制御棒案内管が複数ペDESTAL内に落下していることが確認されている。また、堆積高さも2m以上となっており、運転時に炉心に装荷される約100tのウラン量から推定される体積に比較して、より多くの空間が堆積物により占められている。堆積物は完全に冠水しており、2015年の調査では気相部の温度は液相部よりも低いことがわかっていることから、熱源はペDESTAL内堆積物である可能性が高い。

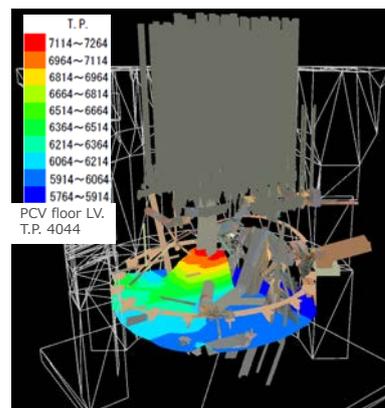


図1 1号機格納容器床の堆積物

図2 2号機ペDESTAL内堆積物可動性調査

図3 3号機ペDESTAL内堆積物

※：本予稿は、2020 春予稿からの転載である。

*Shinya Mizokami¹

¹ Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況 R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(2) 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

(2) Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*中野 誠^{1,2}、林 大和^{1,3}、森本 裕一^{1,4}

¹ IRID、²三菱重工、³東芝 エネルギーシステムズ、⁴日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3号炉において、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するため、IRIDにおいて臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

2-1. 未臨界状態の維持 1F 1-3号機の場合ごとの状況推定に基づいて、今後の状態変化に伴う臨界発生シナリオを検討し、リスクが高いと考えられるシナリオごとに臨界管理方法を検討している。図1にデブリ取り出し(加工)時の管理の考え方を示す。まず、未臨界状態の維持のため、下記の手段を検討している。

①デブリ加工制約： 1回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)

②中性子吸収材の適用による未臨界維持： 状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に投入する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、投入方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

2-2. 臨界近接監視(臨界防止) 臨界近接が生じた場合でも、臨界に至る前に作業を停止させる手段として、未臨界度測定と組み合わせた中性子源増倍法による臨界近接監視方法を検討している。未臨界度測定には、炉雑音法(ファインマン- α 法)の適用を考え、必要な中性子検出器の仕様を検討するとともに、京都大学臨界集合体(KUCA)において、燃料デブリ模擬体系での未臨界度測定の成立性、測定の不確定さの評価を実施している。

2-3. 臨界終息・影響緩和 上記の対策で臨界を防止するが、万一の臨界の兆候が生じた場合、早期に検知し終息させることで作業員及び外部への影響を緩和する。臨界兆候検知には、2-2の中性子検出器による監視とともに、PCV内ガスサプリングシステムのFPガスモニタを用いる。現状の監視対象であるXeに加え、検知時間短縮のため短半減期核種であるKrの監視を可能とする高度化モニタの開発を行っている。臨界兆候が検知されれば高濃度ホウ酸水の注入による終息を図るが、代表的な臨界シナリオについて挙動評価を行い、事象終息までの作業員・外部の一般公衆への影響(被ばく量)が十分低いことを確認している。

3. 今後の課題

現状の課題は大きく下記のものがあり、今後、取り出し工法の検討の詳細化を踏まえて、技術開発を継続していく。

①段階的取り出し規模拡大への対応

段階的に取り出し規模を拡大していく方針を踏まえ、各段階での状態・制約条件を考慮した管理方法の検討、各段階で得られる情報を反映した管理方法の合理化を検討する。

②各種技術の成立性確認：

デブリ体系での未臨界度測定の成立性確認など、各技術の成立性の確認を継続する。また、臨界管理に必要な機器や取り出し手順への要求と、取り出し設備や現場の制約との整合性を確認し、取り出し作業手順へ組み込んでいく。

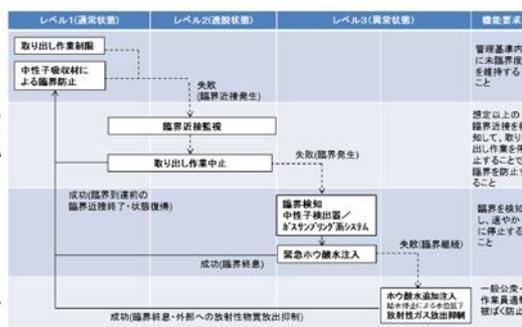


図1 デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に基づく、一連の燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法の確立のための技術開発の成果の一部を取りまとめたものである。

*Makoto Nakano^{1,2}, Yamato Hayashi^{1,3}, Yuichi Morimoto^{1,4}

¹ International Research Institute for Nuclear Decommissioning ² Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

³ Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation ⁴ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(3) 臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎¹¹ JAEA

1. 要旨

燃料デブリの組成分布は乱雑と考えられ、この乱雑さが臨界安全評価に与える影響を把握することが肝要である。その影響は、例えば、増倍率の不確かさとして表現できるかもしれない。その上で、不確かさを考慮した臨界安全管理が必要である。

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

従来の臨界安全管理では、対象の核燃料物質の組成は常に把握されていることが前提であり、これに応じて質量や形状等が管理される。これらの量の管理は不確かさを伴うが、様々な核燃料物質（例えば異なる²³⁵U濃縮度や工程条件のバリエーション）を扱う要求の幅広さが大きな影響を与えることが多い。このため、多くの場合、要求される幅の中で最も増倍率を高くする、核燃料物質組成（例えば²³⁵U濃縮度の最大値）や最適減速条件（例えば水分量）を想定して、確実に臨界を防止できる質量や形状の制限を課す。このようにして、組成、減速、質量、形状等のプロセス量に対する核的制限値を明確に決定できる。

2-2. 組成が不確かな場合の課題

燃料デブリの組成は不確かである。このような場合、プロセス量に対する核的制限値の設定に工夫が必要となろう。1) 単純な方法は、従来の方法に倣って、あり得る最も保守的な条件を採ることである。²³⁵U濃縮度の最大値、最適減速条件となる水分量等に基づき、中性子毒物濃度や形状の制限値を設ける方法である。しかしながら、他の条件に照らして制限値が現実的でなくなる可能性がある。一方で、2) 組成の平均値等に基づき制限値を設け、組成の不確かさやバラツキの増倍率に対する感度を評価し、その結果に応じて臨界監視を設ける方法も考えられる。

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

臨界事象を検知する監視は既に臨界警報装置として実績があるが、臨界への近接を検知・警報する装置の実用は技術開発課題である。監視を行う場合、どちらのタイプか明確にして性能要件を決める必要がある。

臨界事象のリスクの有無と受容可能性の評価も重要である。十分な遮蔽により線量影響がない、迅速な終息措置が可能等の理由によりリスクが受容可能であれば、臨界監視とあいまって、上記 2) の臨界安全管理方針が最適となる可能性もある。

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

廃炉の技術的な意義は、放射性物質閉じ込めに係るリスク低減と考えられる。燃料デブリ取出しも同様だが、核分裂性物質を含むことが本セッションの本質的な課題である。つまり、臨界安全管理に係るリスク低減も考えなければならない。目標設定の一例として、不確かな状況を確かな状況にすること、が考えられる。確かな状況とは、例えば、様々な組成の燃料デブリに対して管理の要・不要が弁別できていること、及び、管理が必要なものについて監視のような動的な管理に依らないことである。このような観点で、燃料デブリ取出準備や取出時の管理に併せて、取出後の保管に関しても考え方の整理を始めるべきであろう。

(本予稿は、2020年春の年会予稿から転載したものである。)

*Kotaro Tonoike¹¹ Japan Atomic Energy Agency.

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[3I_PL] Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

Chair: Takaya Ito (MFBR)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Zoom room 9)

[3I_PL01] Overview of safety enhancement technologies

*Shoji Kotake¹ (1. JAPC)

[3I_PL02] Recriticality-elimination technology

*Kenji Kamiyama¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Nanoparticle suspension sodium technology

*Kuniaki Ara¹ (1. JAEA)

[3I_PL04] Three-dimensional seismic isolation technology

*Tsuayoshi Fukasawa¹ (1. MFBR)

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

(1) 安全性向上技術の概要

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司¹, 伊藤隆哉²¹日本原子力発電(株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部長、²三菱FBRシステムズ(株)、日本原子力学会・新型炉部会 部長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017年8月に「高速炉戦略ロードマップ検討会(主査:東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37名が参加し、2019年3月までの約1年半の間に14回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として2019年8月に公表した。この検討途中では、2018年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の2018年12月1日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会のHPに公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(1F事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的な安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF(第4世代炉国際フォーラム)で策定されたSDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979年3月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された⁽¹⁾。米国NRCとの予備審査においては、金属燃料炉心のATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)⁽²⁾や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)⁽³⁾でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独FZK提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー・スタンディング)が採用されていた。ATWS時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追従する時間を要する事となる。このため、ATWSで事象推移の早いULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の10秒前後から50～60秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー一点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構:SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心槽を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体(制御棒案内管)と制御棒駆動機構(上部案内管)との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできるSASSが開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENAとSASSの機能試験が行われ、ATWSの全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できるSASSの優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要なSASSよりも、自立炉心にATHENAを組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国のSASSの開発は、その後も継続され、「常陽」でのSASS構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせたSASSを製作し、これを常陽に装荷して、2サイクル(100～120日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中にSASSの保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中にSASS保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉(FBR)サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討されたJSFR設計にも、SASSは採用され、150万kWe級の大型炉心でも、ATWSに対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており⁽⁴⁾、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている⁽⁵⁾。

1980年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラップ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラップ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラップフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった⁽⁶⁾。その結果、試験⁽⁷⁾と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている⁽⁸⁾⁽⁹⁾。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった⁽¹⁰⁾。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された⁽¹¹⁾。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に熔融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な熔融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。⁽¹²⁾

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷や FBR 炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に熔融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、熔融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した⁽¹³⁾。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した熔融燃料が、集合体壁を熔融させ、隣接集合体内の熔融燃料と合体して熔融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である 500°C 付近で発生すると、定期検査中等の 200°C 前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEA では、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980 年代の電力実証炉計画では 2 次元免震を開発し、それを導入する計画であった⁽¹⁴⁾。これを踏まえ、2005 年から開始された FaCT 計画でも 75 万 kWe 級の実証炉と 150 万 kWe 級の実用炉でも 2 次元免震の採用を前提に設計が進められた⁽¹⁵⁾。しかし、1F 事故後の新規規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の 1 次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60 万 kWe 級では、ループ型は 12m 程度であるが、タンク型炉では 16m 程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100 万 kWe 級）を指向していくには、3 次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた2次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用3次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献：

- (1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368, (1989)
- (2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991
- (3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)
- (4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)
- (5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.
- (6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.
- (7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993
- (8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.
- (9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.
- (10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).
- (11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)
- (12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123
- (13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.
- (14) “The present status of DFBR development in Japan”, T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3–4, pp. 281-288, 1998
- (15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

* Shoji Kotake¹ and Takaya Ito²

¹The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

²Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division

新型炉部会セッション

SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(2) 再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

*神山 健司¹, 久保 重信¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系にならない。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギーに対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせるものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図1に示す。

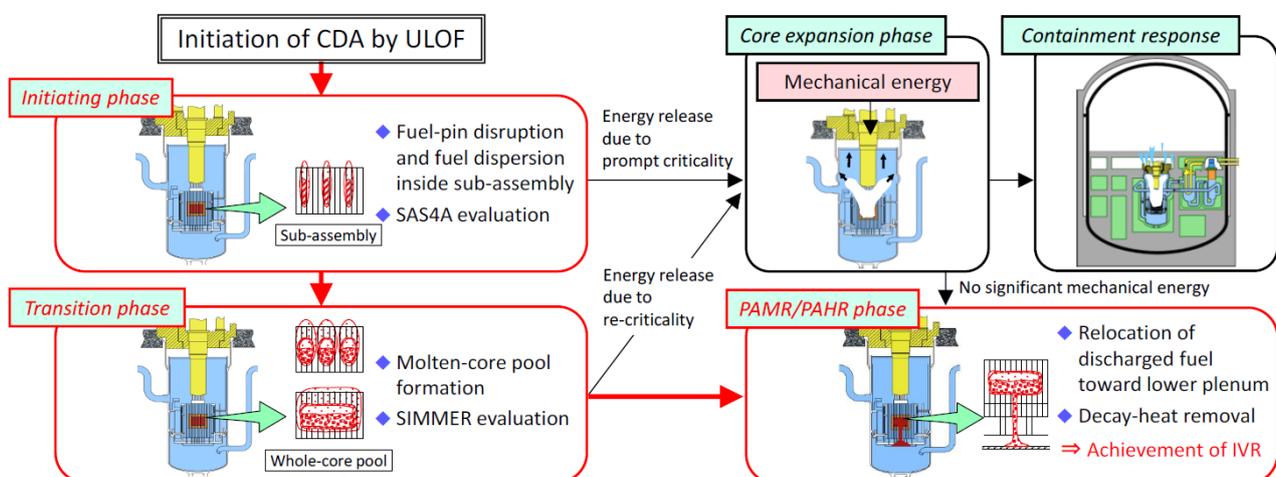


図1 CDAの事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉 (JSFR) [2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4],[5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラップ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図 2 に示される内部に燃料流出用のダクト (内部ダクト) を設置する燃料集合体 (FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure) を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

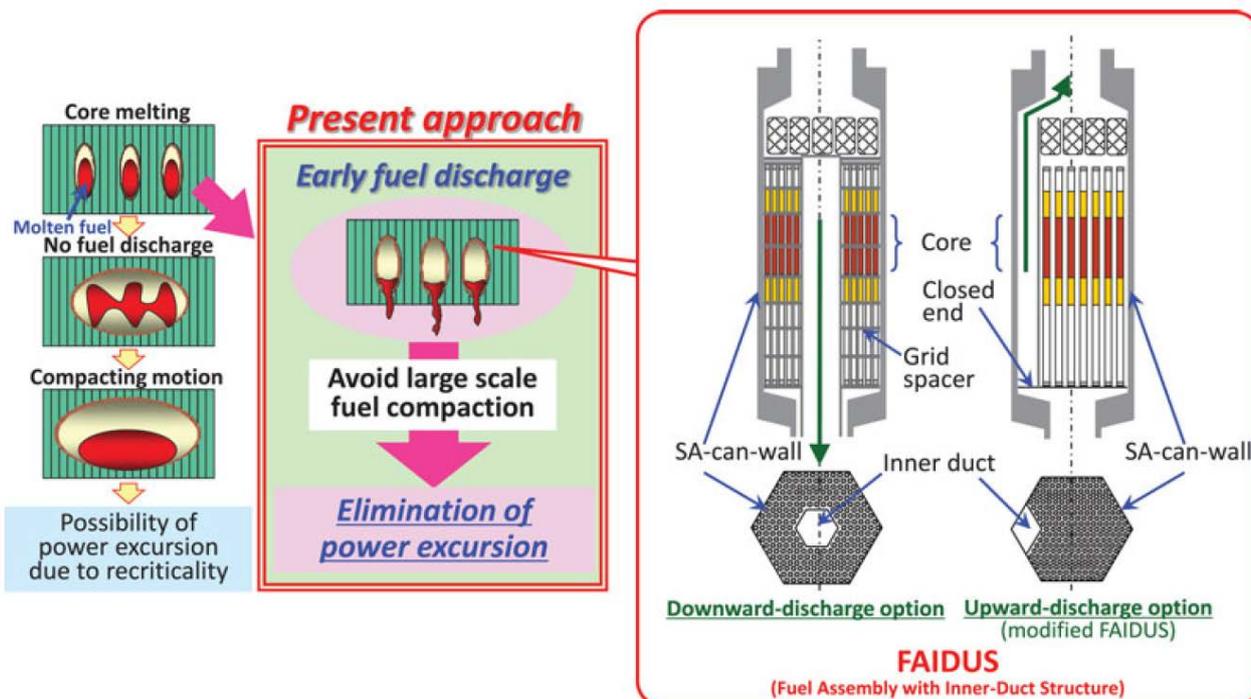


図 2 内部ダクト付き燃料集合体 (FAIDUS) による溶融燃料排出の促進 (出典: 文献[5])

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における溶融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料溶融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心溶融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の溶融進展が停止する。そのため、溶融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が溶融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために溶融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、溶融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2次元コードである SIMMER-III を3次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料溶融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが溶融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、溶融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、溶融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した溶融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて溶融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次溶融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発生する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再溶融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再溶融に至り、溶融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚み以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた溶融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、溶融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心溶融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
- [2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
- [3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
- [4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
- [5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
- [6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
- [7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
- [8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
- [9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
- [10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama¹ and Shigenobu Kubo¹

¹Japan Atomic Energy Agency

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(3) ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*荒 邦章¹¹原子力機構

1. 緒言

ナトリウムは冷却材としての優れた伝熱特性を持っているが、その一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという弱点（高い化学的活性度）がある。現在は、これらナトリウムの弱点に対して「急激な化学反応が起こる」ことを前提にして、予め対策設備を付けたり機器の設計を工夫して安全なプラントを実現している。このような状況を考えると、新しい技術によってナトリウムの弱点を克服できれば、懸念されるナトリウムの漏えい火災や水との反応などに対して、より安全なシステムを作り上げることが可能となる。そこで、報告者らはこれまでに培ってきた液体金属技術と先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという革新的なアイデアを創出（特許技術）した。以降、原子力機構と三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）は大学等と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズムの解明をはじめとして、反応抑制効果の実証ならびに実炉への適用性評価を進めてきた。

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

(1) ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体という）技術の概念は、アルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属ナノ粒子（遷移金属が候補）を組合せることによって、ナノ粒子表面において有意な電荷移行（反応熱量低減、粒子間凝集抑制）および原子間結合力（蒸気圧低下による反応速度緩和）が生じることを利用する⁽¹⁾。ナトリウム原子とナノ粒子金属原子との原子間相互作用に関わる理論推定および検証実験により、原子間結合に基づく反応速度緩和や反応熱量低減等の抑制効果を確認するとともに反応抑制やナノ粒子の安定分散への寄与が明らかになっている^{(2), (3)}。

(2) その特徴は、ナノ粒子を微細化することによりナトリウム原子と接する面積を拡大し同時に分散量を制限できるので反応抑制効果と伝熱流動性を両立しうることにある⁽¹⁾。これまでの研究から推定分散量 1～2vol%（粒子径 10～30nm）程度の条件にて適用の見通しが得られている。

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

高速炉のナトリウムに起因する事故事象を対象にナノ流体の適用効果の評価を行ってきた。事故影響の抑制効果の把握を目的として、実炉の現象を模擬した小規模な試験およびその知見を基にした実炉の予測評価を行った。また、1F 事故以降は安全強化要求に応える観点から、従来の設計基準事故を超えるような厳しい事象を想定した条件における抑制効果を評価した。

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果^{(4), (5)}

(1) 配管等の冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいを想定し、事象を模擬した試験を実施して抑制効果を把握している。漏えいナトリウムの燃焼温度の低減、燃焼プールの床面（鋼製ライナー）温度の低減、発生エアロゾル量の低減など事象推移毎に顕著な抑制効果が確認されている。加えてナノ粒子分散の副次的な効果として、ナトリウムの弱点とされるアルカリに固有の溶融塩型腐食に対する著しい抑制効果（ライナーの貫通破損排除）、燃焼反応が途中で停止する自己終息効果（燃焼の早期停止）等がそのメカニズムとともに明らかになっている。また、ライナーが貫通破損に至った場合を想定したナトリウム-コンクリート反応の試験・評価を行っており、コンクリートの加熱源となるナトリウムの燃焼温度低減によってコンクリートからの放水量が抑制され且つ放出された水との反応により発生する水素量は顕著に抑制されることが確認されている。また、事故発生後の対応においても、ナトリウム自身の活性度が抑制されていることから、

燃焼火災の消火が比較的容易になり、復旧時には再着火の懸念が大幅に減少することが確認されている。

(2)また、安全強化への対応の観点から、従来の設計基準を超える厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価を進めた。ナトリウム温度をより高温 (~650 °C) にした条件等で試験を行いナノ流体の抑制効果が持続することが確認されている。上記(1)を含めて試験結果の例を図1に示す。特筆すべきは、ナトリウムが高温になると蒸気圧変化に起因してその影響(燃焼温度)が大幅に拡大(上昇)するが、ナノ流体は沸点に至るまで反応抑制を生み出す原子間相互作用が安定に機能するため厳しい事故条件になるほど抑制効果が顕著に現れる。また、大規模漏えいを想定すると燃焼反応の自己終息効果により燃焼が早期に停止するので、漏えい規模によらず影響(被害)は限定されることが確認されている。

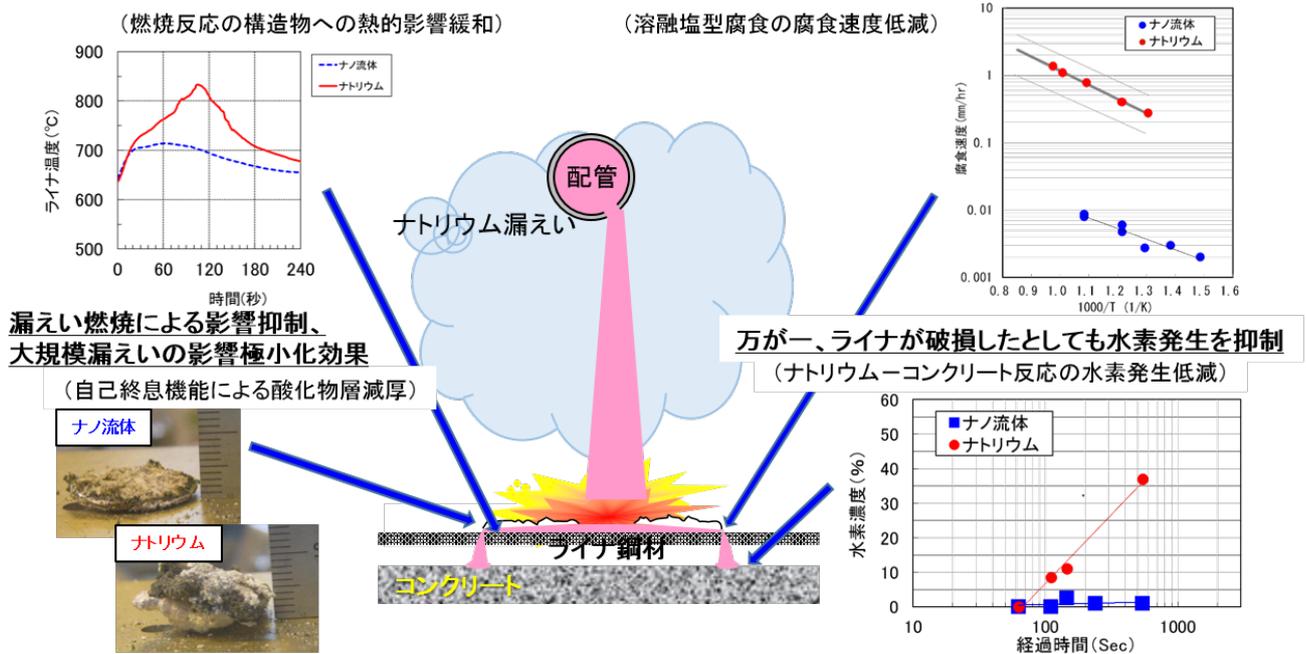


図1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果(反応抑制)の実験結果例

3-2. 蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果^{(6),(7)}

(1) 蒸気発生器(SG)伝熱管破損事故を対象にナノ流体の反応抑制効果を把握するため、ナノ流体の物性測定や実炉の反応様相を模擬した小規模な試験による反応ジェット温度低減効果の把握とともに、それらの知見を反映したナノ流体適用による実炉ナトリウム-水反応の影響の予測(反応ジェット温度解析、伝熱管の破損伝播解析)を行った。結果の例を図2に示す。これらよりナノ流体の反応最高温度が大幅に低減され高温ラプチャーやウェステージによる破損伝播および損傷範囲を大幅に抑制可能であるとの見通しが得られている。

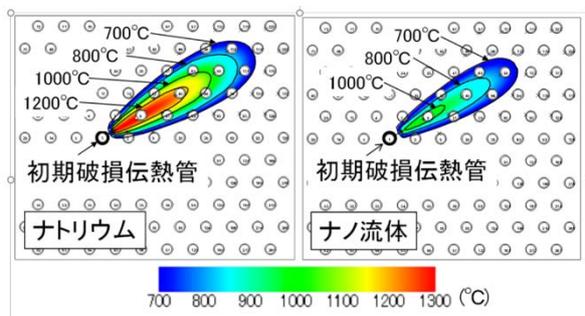


図2. SG伝熱管破損時のナトリウム-水反応におけるナノ流体の適用効果(温度低下)の予測例

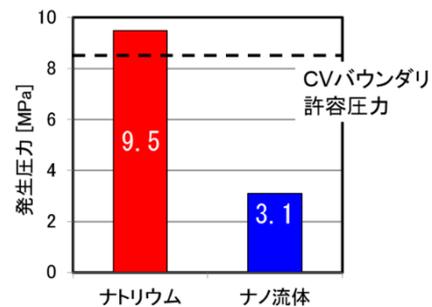


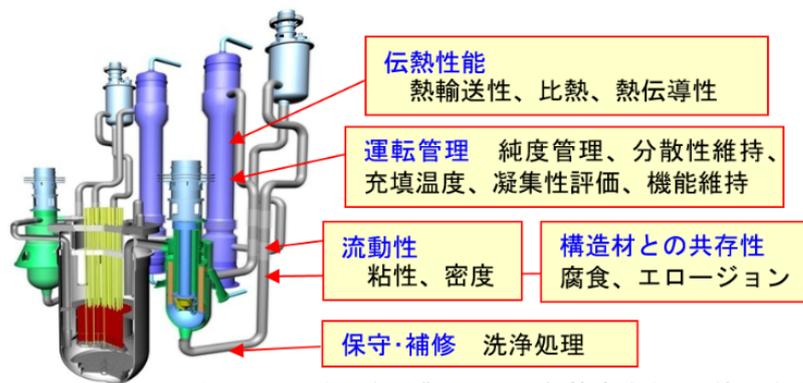
図3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた厳しい想定におけるナノ流体の適用効果(発生圧力)の予測例

(2)また、安全強化に向けて、より厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価の観点から、従来の設計基準の想定を超える事象として伝熱管破損時の影響拡大防止策となる水ブロー弁の多重故障（水ブロー機能完全喪失）を想定した予測評価を行った。その結果、水ブロー機能の完全喪失時にも、ナノ流体の適用により破損伝播の進展速度とその規模を大幅に低減でき、発生圧力も大幅に抑制されることから（図3）、懸念される IHX の1次/2次バウンダリの健全性および格納機能を維持できる見通しが得られている。なお、破損伝播が発生する時刻が大幅に遅延し、水リークが長時間継続することとなるが、十分な時間的余裕が見込まれ、事故終息のためのアクシデントマネジメント策としてブロー弁の手動開操作が可能となる見通しが得られた。

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

ナノ流体の適用で想定すべき懸念事項を、実炉の設計、運転、保守・補修に至る広範な視点から抽出し、基礎物性・特性の測定、反応試験、諸特性

（分散したナノ粒子の安定性、伝熱流動性への影響、計測機器等への影響、補修や事故後の復旧等への影響）などについて主として基礎的試験を実施して課題の把握を試みた（図4）。その結果、ナノ流体成立性を阻害するような要因は認められなかったが、開発の段階毎の継続的な評価が必要との観点から、今後、規模を拡大した工学的実証試験を行って評価、検証を行うことを計画している。



ナノ粒子の小粒径、低分散量による伝熱流動性の維持を確認

図4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価
(適用性確認実施項目)

5. ナノ流体製造技術の開発⁽⁸⁾

ナノ流体は新たに創出された技術であり、適合しうる製造技術は存在せず独自に開発を進めた。先ず、反応抑制メカニズムの基となる原子間相互作用に適合するナノ粒子条件の理論検討および基礎実験等を経て、その要件（粒子径 10nm 級、表層無酸化、均一化）を把握した。一般に、ナノ粒子製造法は液相法と気相法に大別されるが、無酸化要件の観点から気相法（蒸発金属の急冷によるナノ粒子生成手法）を開発に取り組んだ。現在までに前述要件を満たす粒子製造技術（原料蒸発法、粒子径制御手法およびその取扱に関わる基本技術とその装置設計に必要な知見）を取得して要件を達成（最小径 4.7nm まで制御可を実証）するとともに実用化に備えた知見の整備・蓄積を図っている。これと並行して製造したナノ粒子のナトリウム中への分散技術開発を進め、ナノ流体の試作を可能とし物性測定や反応抑制効果評価用のナノ流体試料を試作、供試している。一方、ナノ粒子製造と分散技術の関係は、粒子微細化に伴って凝集力が著しく増大するため、粒子の製造技術の進展の段階毎にその進化に適合する分散技術の開発を行って実用化に備えている。

6. 結言

ナトリウム自身の化学的活性度を抑制制御しうる技術として、ナトリウム中のナノ粒子表層で生じる原子間相互作用に着目した新たな技術開発に取り組み、基礎基盤知見の整備とともに高速炉への適用性評価を進めてきた。その結果、発案当時に想定した抑制効果（反応速度緩和、反応熱量低減）に加えて、反応の自己終息効果やアルカリ固有の特殊な反応（熔融塩型腐食）の回避効果などの機能を有することもわかってきた。これらの効果は液相状態において（沸点まで）安定に作用するので、今後要求が増大する安全強化に対して、厳しい事故条件で懸念される事故影響の拡大に対して、より効果的対策として応用されることを期待する。ナノ流体はナトリウムの潜在的危険性（化学的活性度）を低減する技術あり、事故影響の抑制、早期の復旧など求められる実用化要件に有効なポテンシャルを有している。今後、実用化に向けてナノ流体技術の成立に必要な基盤技術開発（製造技術高度化、基礎知見拡充）を進めるとともに工学規模による実証試験を実施し、反応抑制効果の検証および冷却材として適用性の確認などを行う必要がある。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、

日本原子力研究開発機構が実施した平成 17 ～28 年度のナノ粒子分散ナトリウムに関わる研究成果が含まれる。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1165-1170 (2010).
- [2] Jun-ichi SAITO et al., Journal of Nanoparticle Research, vol.14, p.1298 (2012).
- [3] Toshio Itami et al., Metals, vo.5, pp.1212-1240 (2015).
- [4] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1171-1181 (2010).
- [5] Masahiro NISHIMURA et al., JNST, vol.49, No.1, pp.71-77 (2012).
- [6] Hironori Kanda, et al., Proceedings of ICAPP 2015, France, paper15248
- [7] 神田大徳, 他, 日本原子力学会 2017 春の年会, 2G15
- [8] 福永浩一, 他, 日本化学学会九州支部 平成 29 年度第 1 回講演会, 長崎大学

* Kuniaki Ara¹

¹JAEA

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(4) 3次元免震技術

(4) Three-dimensional seismic isolation technology

* 深沢剛司¹¹ 三菱 FBR システムズ

1. はじめに

日本は言わずと知れた地震国である。内閣府によれば、日本は世界の 0.25% の国土面積に比して、マグニチュード 6 以上の地震回数が約 2 割とされている^[1]。この数字からもわかるように、日本での地震への備えは不可欠であるといえよう。地震への備えとして、日本では 1980 年代初頭から免震技術の研究が本格化している^[2]。1995 年の兵庫県南部地震によって、免震技術を適用した建築物の観測記録から、その有効性が実証されている^[3]。その後、社会インフラを中心に免震技術の普及が進み、今日では一つの構造様式として定着している。

第四世代炉の候補の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）は、熱効率を向上させるため軽水炉と比べて、その運転時の温度は高温となる。そのため、高速炉の機器設計では熱応力の低減の観点から、薄肉構造が指向されている。一方、機器に作用する地震荷重を考えた場合、厚肉構造が好ましい。よって、高速炉の機器設計では、熱荷重と地震荷重の相反する荷重条件に対して調和を図ることが課題となる。これを解決する一つの方策として、免震技術（積層ゴム系免震装置）を導入することで、機器に作用する水平方向の地震力を低減させる検討が 1980 年代半ばから行われている^{[4][5]}。また、水平に加えて上下方向の地震力の低減を目的とした 3 次元免震システムの研究が 2000 年から行われている。この研究では原子炉建屋を空気ばねで支持し、これによって励起されるロッキング動を油圧機構で抑制するシステムが提案され、その有効性が試験及び解析により確認されている^[6]。

これらの知見を活用しながら、高橋らは、空気ばね、ロッキング抑制機能付オイルダンパ及び積層ゴムから構成される一般建築向けの 3 次元免震システムを世界で初めて実用化させている^[7]。このシステムを導入した地上 3 階 RC 建物の東北地方太平洋沖地震時（2011 年）の観測記録によって、その免震効果が明らかとなっている^[8]。国外でも 3 次元免震システムの開発が進められている。Ying Zhou らは、複数枚の皿ばねを用いた上下免震の概念を提示している^[9]。また Wenguang Liu らは複数の積層ゴムを用いた 3 次元免震システムを提案し、その有用性を試験及び解析を通じて明らかにしている^[10]。このように、国外でも免震システムの高性能化とその実現に向けた開発が進められている。その高性能化の背景には、構造物の安全性の向上を目的として、設計で想定する地震動レベルの増大が挙げられる。

新潟県中越地震（2007 年）や東北地方太平洋沖地震（2011 年）では既設の原子力プラントにて大きな加速度レベルの地震動が観測されている。これを踏まえて、高速炉の設計検討で用いている基準地震動も増大している。これによって、水平のみならず上下方向の地震力の低減も過去に増して重要になっている。また、既設の原子力プラント以外でも大きな加速度レベルの地震動が観測されている。従来、上下地震動は水平地震動に比べて小さいとされてきたが、1995 年以降に国内に整備された地震観測網によって、上下地震動がそれよりも大きくなるケースが観測されている。その代表例として、岩手・宮城内陸地震（2008 年）では、上下方向に重力加速度（G）のおよそ 4 倍の加速度が観測されている^[11]。今後の耐震設計では、過去に増して厳しい地震条件下で、如何に構造物の安全性を確保・向上させていくかが課題となる。

本稿では、地震に対する安全性の向上を目的として、2017 年から検討を進めている高速炉向けの 3 次元免震システムの開発の取り組みについて紹介する。

2.3 次元免震システムの概要

2-1.3 次元免震システムの設計コンセプト

3次元免震システムの開発コンセプトは、①水平・上下方向の地震応答低減、②コンパクトな配置性、③高い信頼性の実現である。

①地震応答低減については、ロッキング抑制装置等の付帯設備を設けることなく、上下方向の地震応答低減効果を実現させることをコンセプトとしている。また、水平方向についても従来の水平免震システムと同程度の地震応答低減効果の確保を目標としている。図1に上下方向の固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響を理論解で求めたものを示す。一般に、上下方向の剛性を低下（低振動数）させることで、上下方向の地震力を低減させることができる。一方、この剛性の低下によって、ロッキング動が励起され、水平方向の固有周期が増大してしまう。これを回避し、水平・上下方向の地震応答低減効果を確保するために、本システムでは上下方向の固有振動数を3 Hzと設定している。

②配置性については、水平免震システム（積層ゴム系免震装置）と同等の配置性を確保する。これを実現するためには、一般的な水平免震装置と同程度の支持荷重性能を確保し、これを具現化するためのスペースは水平免震装置が取り付けられる図2のペDESTAL（■）と同等のサイズにしなければならない。すなわち、配置性の設計目標は支持性能を確保したうえで、ペDESTAL部に入替可能な3次元免震システムを実現させることである。

③信頼性については、付帯設備を設けることなくシンプルな構造を指向し、機械要素技術や免震・制振技術で培われた知見・製造技術を活用することで、安定した力学特性（荷重－変位関係）を実現させることにある。また、そのばらつきを抑制することで、システムとしての品質を確保する。

2-2.3 次元免震システムの構成

著者らが提案する3次元免震システムは、積層ゴム、皿ばねユニット及び上下オイルダンパで構成されている（図3）。皿ばねユニット（皿ばねを並列・直列で組合せたもの）とオイルダンパは平面上に各4基配置している。水平方向の復元力と減衰力は各々積層ゴムと水平オイルダンパにより、上下方向は皿ばねユニットと上下オイルダンパで与えられる。本システムは、積層ゴムで生じるせん断力を水平支持構造に負担させることで、このせん断力が上下オイルダンパや皿ばねユニットに直接作用することを回避している。これによって、水平方向と上下方向の免震機能は独立したものとなる。これを実現させるため、水平支持構造には、積層ゴムで生じたせん断力を受けながら、上下方向の応答変位に追従して稼動可能なしゅう動材が設けられている。

上記設計コンセプトを具現化するために、本システムの水平方向と上下方向の固有周期は10,000 kNの支持荷重に対して、各々3.4秒と0.33秒（上下固有振動数3 Hz）となるように積層ゴムと皿ばねユニットの支持機能と復元機能が設計されている（この支持荷重は本システムに導入する積層ゴム（直径1600 mm）の圧縮面圧に換算すると5 MPaに相当）。そして、これを実現させるためのスペースは水平免震装置が取り付けられるペDESTALのサイズと同規模となり、そのスペースは限定的なものとなる。このスペースで支持機能と復元機能を実現させるためには、規格基準から逸脱した皿ばねや上下オイルダンパが必要となる。次章では本システムの基幹要素となる皿ばねユニットと上下オイルダンパの開発状況について説明する。

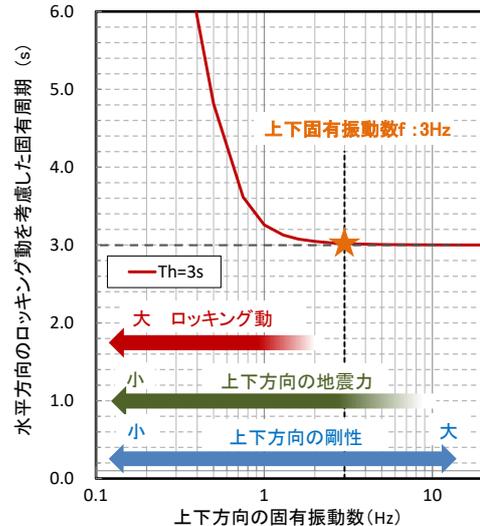


図1 上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

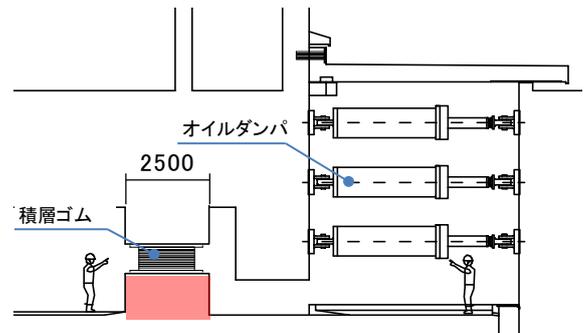


図2 水平免震システムの側面図



図3 3次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

設計コンセプトの実現にあたり、皿ばねユニットに係わる開発課題は、①コンパクトなスペースで支持機能と復元機能の両立、②ばらつき抑制、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築となる。支持機能と復元機能の両立については、10,000 kNの支持荷重に対して、上下方向の固有振動数が3 Hzとなるばね定数を確保しなくてはならない。また、これを実現させるための平面寸法はおよそ2.5 m×2.5 mと非常に限られている。そこで、著者らは現行の規格基準を大きく逸脱する大型の皿ばねを複数枚用いて、これらを並列・直列に組み合わせた皿ばねユニットを開発した。本システムに用いる皿ばねの直径は700 mmで、その板厚は34 mmである。この皿ばねを代表的な皿ばねの規格基準(ISO 19690-1、JIS B2706-2013、DIN 2093)の呼び径と板厚一直径関係で比較したものが図4となる。本皿ばね(★)は直径、板厚とも規格基準を大きく逸脱しており、その形状を1/2縮尺(★)としても代表的な規格基準の呼び径を上回る。上記の支持機能と復元機能を両立させるため、この大型の皿ばねを3並列に積み重ね、これをさらに6直列に積層させることで、支持荷重に対して必要な上下方向の固有振動数と地震時の応答変位に追従可能なストロークが確保される。したがって、本皿ばねユニットの設計成立性を見通すためには、大型の皿ばねの製作性、力学特性(荷重-変位関係)の検証が不可欠となる。さらに、原子力施設への導入にあたっては品質を管理するうえで、力学特性のばらつきを把握し、それを抑制することが必須となる。そこで、大型皿ばねの力学特性とそのばらつきを検証した試験について紹介する。

本皿ばねの製作性及び設計式の適用性を検証するため、実大サイズのばねを用いた載荷試験を実施している。本システムに導入している皿ばねは安定した地震応答低減効果が得られるように、その荷重-変位関係は一般的な皿ばねと比較して線形特性を指向した設計となっている。図5に実大皿ばねの荷重-変位関係を試験値と設計値で比較したものを示す。本皿ばねは規格基準を大きく逸脱した形状となるが、その荷重-変位関係は設計で指向したとおりの線形特性となり、この特性は設計式とよく対応することが確認されている。さらに、荷重-変位関係のばらつきを確認するため、72枚の1/2縮尺の皿ばねを用いた載荷試験を実施している。図6に試験値と設計値で正規化したものを示す。製作された皿ばねと設計値との誤差率は95%信頼区間でおおよそ±5%となることが確認された。このように、規格基準を逸脱する皿ばね形状であっても、設計通りの荷重-変位関係が実現可能な皿ばねを製作できる見通しが得られている。

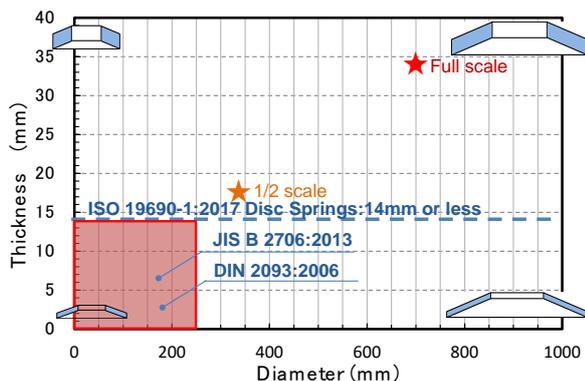


図4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

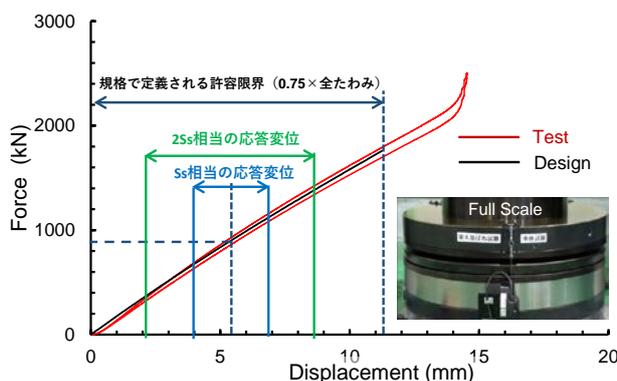


図5 実大皿ばねの荷重-変位関係と設計値の比較

しかし、ここでも課題に直面する。それは本システムに導入する皿ばねに限ったことではないが、製作される皿ばねは程度の差こそあれ、荷重-変位関係にばらつきが生じる。そして、これが皿ばねユニット間のばらつきに影響を及ぼすこととなる。加えて、本システム 1 基あたりの皿ばねの利用枚数は 72 枚 (1 ユニット当たり 18 枚) と多い。ばらつきを抑制するために感度解析を試みた場合、この解析で考慮すべき組み合わせ数は膨大となることから、これによって適切な組み合わせを求めることはできない。そこで、著者らは、AI の一種であるメタヒューリスティックアルゴリズムを活用した最適組み合わせ手法を構築した。この手法は、単体で生じる荷重のばらつきを組み合わせによって吸収することで、各ユニット間のばらつきの抑制が可能となる。その結果、図 7 のように計 4 ユニットの荷重-変位関係を高い精度で整合させることができる。また、皿ばねユニットの荷重-変位関係は鋼材の弾塑性挙動で確認される履歴ループと異なったものとなるが、新たに開発した微分方程式による履歴ループモデルを用いることで、地震応答解析で必要となる皿ばねユニットの荷重-変位関係 (図 7) を高精度に再現できる。

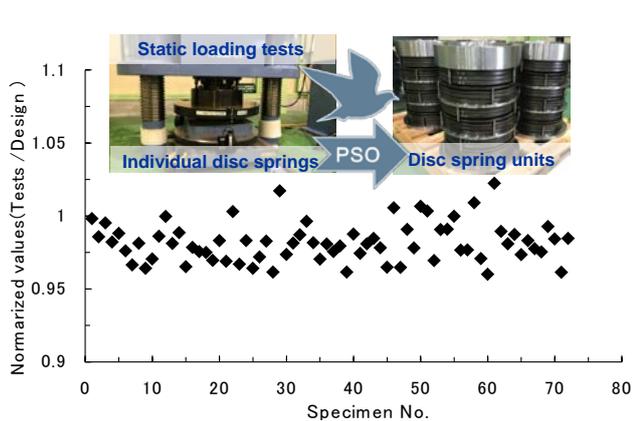


図 6 試験値と設計値の比較 (1/2 縮尺)

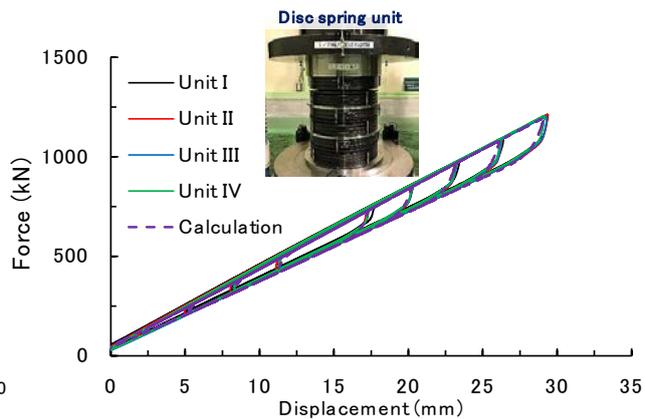


図 7 計 4 ユニットの荷重-変位関係 (1/2 縮尺)

3-2 上下オイルダンパ

設計コンセプトを実現させるうえでの上下オイルダンパの開発課題は、①コンパクト化、②高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築である。コンパクト化については、設計コンセプトの配置性を実現させるためには、既製品のオイルダンパと比較して、取り付け長を 300 mm 以上短縮させる必要がある。加えて、一般に油圧系は振動数の増加に伴い、減衰係数が二次曲線的な低下を示す。上下方向の地震応答は、水平方向のそれと比べて低振幅かつ高振動数となる。そのため、高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現は、油圧系にとって不利な条件となる。これらの問題を解決するため、コンパクトで、かつ高振動数領域でも減衰係数の低下が回避可能なオイルダンパを開発した (図 8)。その一基あたりの最大減衰力は 2000 kN で、減衰特性 (荷重-速度関係) はリニア型とバイリニア型となっている。

開発した上下オイルダンパの減衰力特性を検証するため、実大サイズの試験体を製作し、加振試験を実施している。試験では、より実現に近い荷重条件で減衰力を検証するため、地震応答解析で得られた応答変位を試験機への入力信号とする擬似地震波加振を行っている。その結果が図 9 である。上下オイルダンパは低振幅かつ高振動数下の非定常な入力に対して、高い減衰力を確保できることが確認されている。また、その減衰力は新たに開発した Double Dashpot Model によって、入力波形や入力振動数によらず、高い精度で減衰力を再現することが可能となっている。

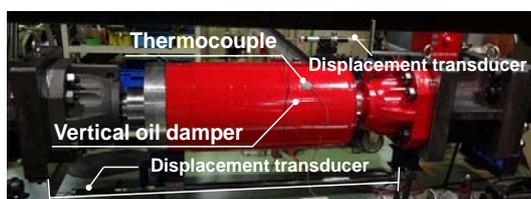


図 8 上下オイルダンパ

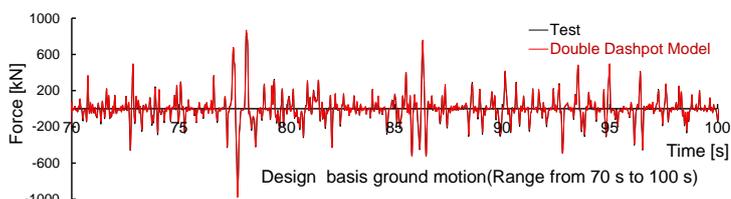


図 9 擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

本免震システムの地震応答低減効果を確認するため、各要素試験で同定した解析モデルを用いて地震応答解析を実施している。入力には本システムのロバスト性を検証するため、高速炉の基準地震動の加速度レベルを2倍にしたものを用いている。その水平と上下方向の最大加速度は各々 16 m/s^2 、 10.67 m/s^2 である。その結果を応答曲線として、水平免震システム（本システムから上下免震機能を取り除いたもの）の応答と併記して図10に示している。本免震システムは幅広い固有周期領域で上下地震応答低減効果が得られている。また、高速炉の機器の耐震成立性上クリティカルとなる原子炉容器の応答については、それが有する固有周期近傍（0.10秒）の応答加速度は水平免震（厚肉積層ゴム）と比較して、およそ1/2となっている。この地震応答低減効果によって、60万kWe級タンク型炉の原子炉容器（直径：16m）の耐震性が向上するだけでなく、100万kWeを上回る大型の原子炉容器（19m）の成立性も見通せるものとなっている^[12]。

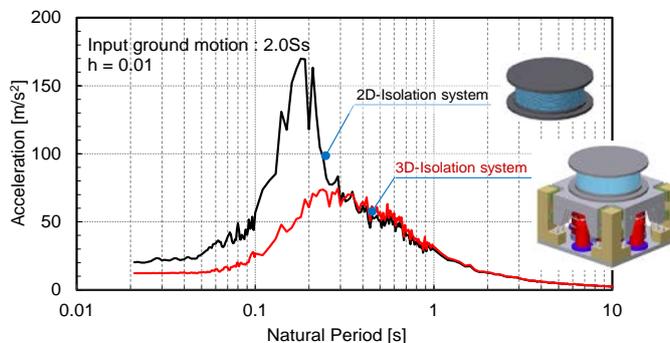


図10 3次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

本稿では2017年から検討を進めているロッキング抑制装置を導入することなく、水平・上下方向の地震応答の低減が可能な3次元免震システムの設計コンセプトを概説した。このシステムは機械要素や一般建築で多用されている皿ばねやオイルダンパ等の設計・製造方法を活用したものである。これによって地震応答低減のみならず、それらの安定した力学特性の実現と製作が期待できる。本システムに限ったことではないが、免震システムは建屋の支持機能と地震応答低減機能を担っている。そのため、免震システムの設計裕度がプラントに及ぼす影響は大きい。今後は、本システム特有の破損モードを抽出しながら、設計裕度の考え方を整備していく計画である。

冒頭でも述べたように、耐震設計で要求される地震動レベルは増大傾向にあり、過去に増して厳しい地震条件に対して構造物の安全性を向上させていくことが課題となる。しかし、地震動レベルの増大とともに免震技術も新たなシステムが開発されることによって進化してきた。そして、本システムが将来の地震に対して安全性向上の一助となるように、その実現に向けて努めていきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省からの受託研究である「平成29年度・平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施された成果である。

なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 内閣府, 日本の災害対策, 2015年
- [2] 藤田, 他2名, 積層ゴムによる重量機器の免震支持, 日本機械学会論文集, 50巻, 454号, pp.933-942, 1984
- [3] Design Recommendations for Seismically Isolated Buildings, Architectural Institute of Japan, 2016
- [4] 高橋, 他4名, FBRプラントへの免震構造適用性に関する研究: その1 鉛ゴム支承の実験, 日本建築学会学術講演梗概集B, 構造I, pp.983-984, 1986
- [5] T.Inagaki, et al., The present status of DFBR development in Japan, Progress in Nuclear Energy, Vol.32, Issues3-4, pp.281-288, 1998
- [6] M.Morishita, et al., Development of three-dimensional seismic isolation systems for fast reactor application, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol. 4, No. 3, 2004
- [7] O. Takahashi, et al., Construction of civil building using three dimensional seismic isolation system, World Conference on Earthquake Engineering, 2008
- [8] 富澤, 他5名, 3次元免震システムを適用した建築物の地震観測記録に関する考察, 日本建築学会構造系論文集, 第77巻, 第679号, pp.1393-1402, 2012
- [9] Ying Zhou, et al., Analytical and numerical investigation of quasi-zero stiffness vertical isolation system, ASCE, Vol. 145, Issue 6, 2019
- [10] Wenguang Liu, et al., Static test and seismic dynamic response of an innovative 3D seismic isolation system, ASCE, Vol. 144, Issue 12, 2018
- [11] 青井, 他4名, 2008年岩手・宮城内陸地震の地震動の特徴, 防災科学技術研究所, 主要災害調査 第43号, 2010
- [12] M.Uchida, et al., Seismic evaluation for a large-sized reactor vessel targeting SFRs in Japan, ICAPP 2018, pp.380 - 386, 2018

* Tsuyoshi Fukasawa¹

¹Mitsubishi FBR Systems.

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

[1J_PL] Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[1J_PL01] Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*Masaki Kurata¹ (1. JAEA)

[1J_PL02] Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(1) 福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*倉田 正輝¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021年見込み）』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討には、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29年度）」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図^[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWRプラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等）、ミュオン観測や様々なSA解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV内部観察の結果、1Fで取得されたサンプルの分析、従来実施されたSA模擬試験、TMI-2事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している1～3号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPVおよびPCV内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。表1は堆積物の種類や破損状態を示す凡例である。まず、RPV内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（UO₂燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には熔融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

表1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ(多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ(金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD(内部にデブリ)
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物(材質不明)

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持した、あるいは破損・崩落した制御棒案内管 (CRGT: Control Rod Guide Tube) の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構 (CRD: Control Rod Drive) 内への侵入、金属系デブリ (合金あるいは化合物) の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペDESTAL (RPV 直下の円筒形の領域) とドライウェル (ペDESTAL の外側の領域) については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3.1 1号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器 (IC: Isolation Condenser) による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペDESTAL に移行したと推定されている。ペDESTAL 移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペDESTAL 内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

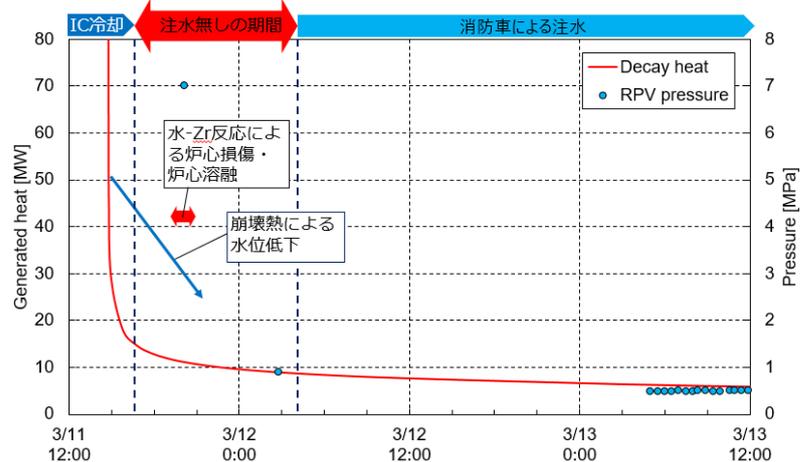


図 1 1号機の事故シーケンスの概要

2-4.2 2号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System) により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業 (SRV 手動開) を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部 (BAF: Bottom of Activated Fuel) 以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件 (水蒸気枯渇条件) で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模な炉心物質の崩落や、冷却水と炉心物質との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が高い [3]。

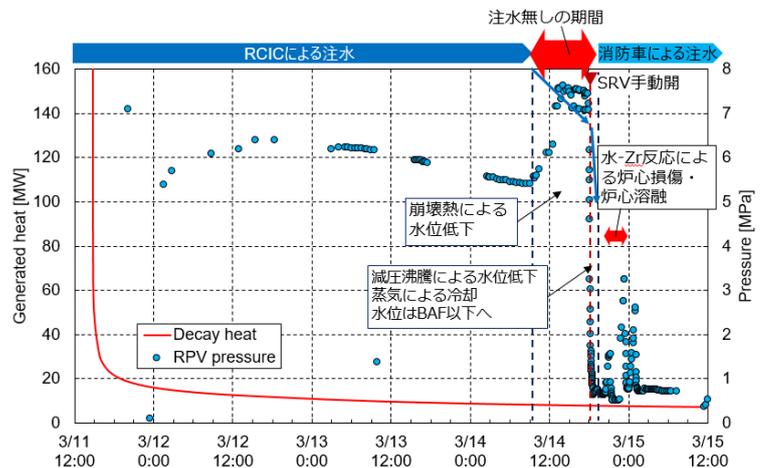


図 2 2号機の事故シーケンスの概要

2-5. 3号機の事故進展の概要

図3に3号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3号機では、RCICと高圧炉心注水系（HPCI: High Pressure Coolant Injection）が3月13日の2時ごろまで稼働した後、消防車による注水が始まるまでの約8～10時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融開始したと評価されている。このため、燃料崩落前にZrの酸化がかなり進行した可能性がある。このことから、2号機と3号機では、燃料物質

が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性が示唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペDESTAL移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1号機の炉内状況推定図

図4に1号機の炉内状況推定図を示す[3]。1号機では、RPV内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRDには燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV内では、ペDESTALからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPVから崩落してきた炉心物質とペDESTAL内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペDESTAL底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCIが大規模に発生しなかったシナリオ（後の3号機に類似）では、コンクリート面上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

また1号機のドライウェルには、最大1m以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズのU含有粒子として少量検出されている。

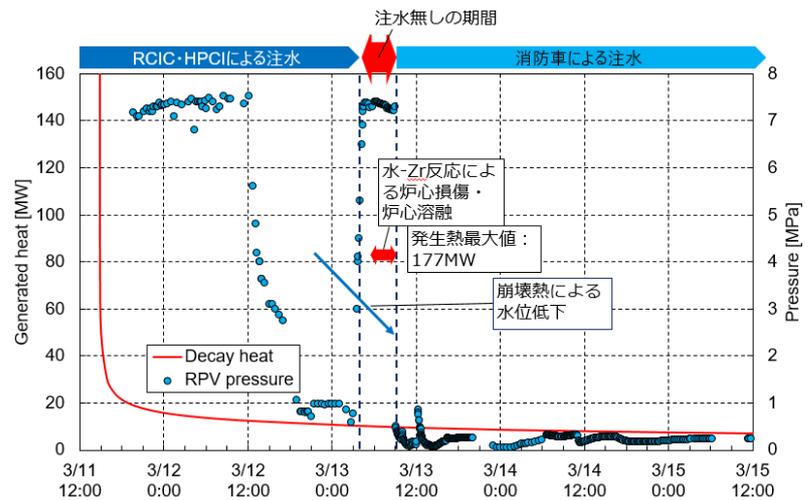


図3 3号機の事故シークエンスの概要

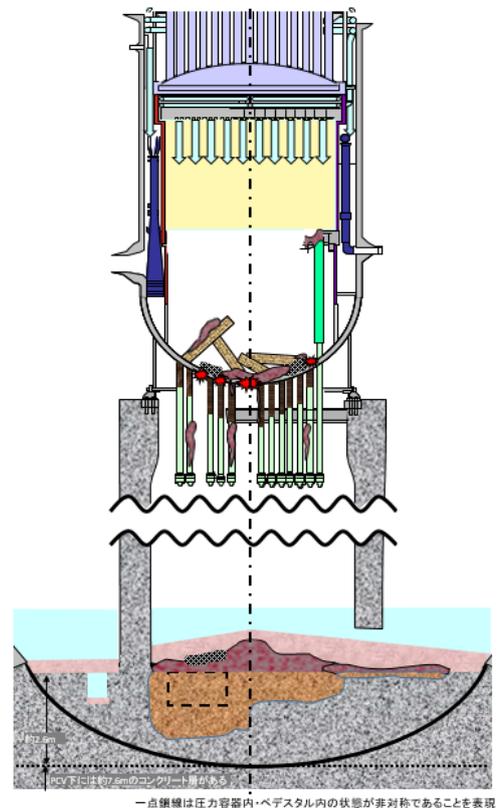


図4 1号機の炉内状況推定図

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、熔融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その特性が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt%であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん熔融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、熔融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん熔融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要がある。いったん熔融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。U₂:ZrO₂ のモル比として 1:3 (TMI-2 事故) から 2:3 程度 (VULCANO 試験) が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破碎したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリの可能性が高い。その一部がペDESTAL に崩落した可能性がある。

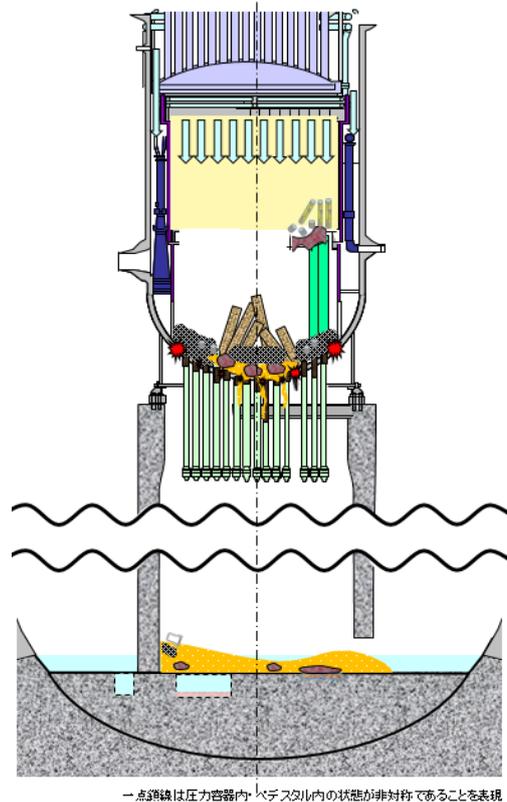


図 5 2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペDESTAL には、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量(最大で 1mol%程度)含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペDESTAL に少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペDESTAL 移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペDESTAL には、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペDESTAL コンクリート面に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した金属系の構造物が完全に熔融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に熔融した状態ではなく、固体と液体の混合状態

であった可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペDESTAL堆積物質はその2~3倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要がある。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

4. まとめ

現時点で、原子力機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿ではPuの分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロにはUに同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、PuとUでやや挙動が異なるため、Puを含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

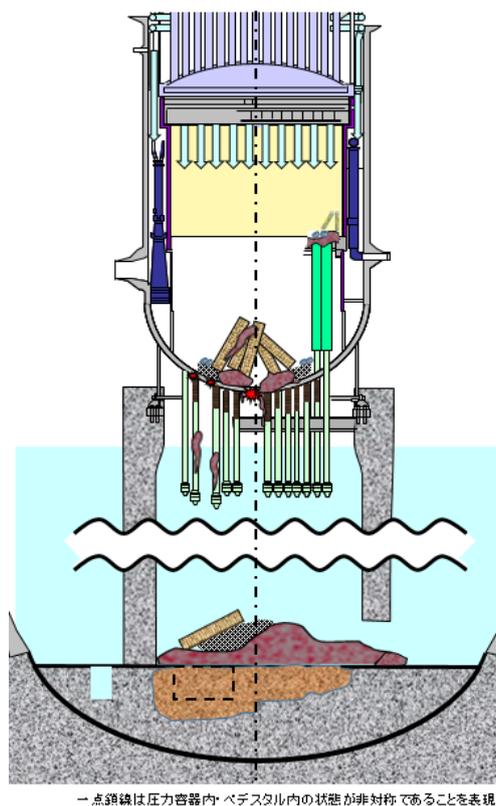


図6 3号機の炉内状況推定図

参考文献

- [1] 国際廃炉研究開発機構, “廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
- [2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
- [3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581. (in press)
- [4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles,” International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, <https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf>

*Masaki Kurata¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(2) 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介¹¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力HD 福島第一原子力発電所(1F)からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器(PCV)内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質量を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F各号機のPCV内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力HDと国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心に進められており[1]、1Fの事故進展解析、TMI-2燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の1F燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている[2]。図1は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV内の主なガンマ線源は、1)溶融燃料から放出された¹³⁷Cs、2)事故前に燃料集合体または炉内構造物中の微量不純物の放射化により生成された⁶⁰Co、および3)原子炉压力容器(RPV)底部及びペDESTAL内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計(付与エネルギー領域全体で積分された電気信号)によるガンマ線測定だけでは、汚染Csと燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しかろうという点である。

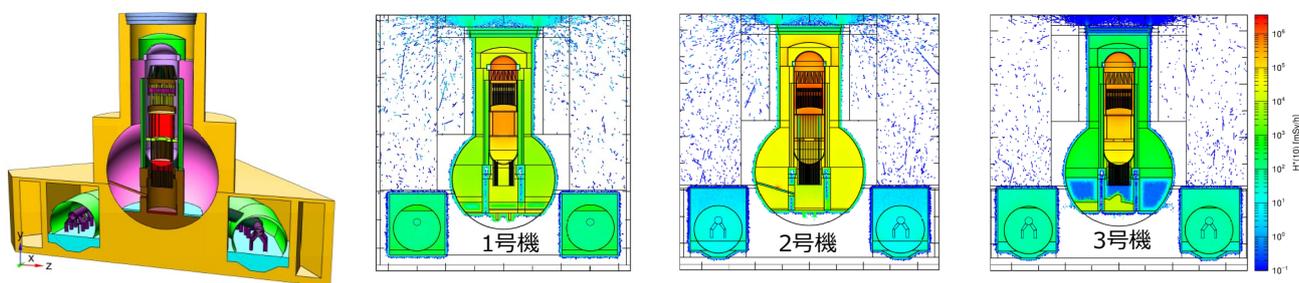


図1 PCV内線量率計算モデルと2021年3月時点の線量率分布予測結果の例

PCV内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染Csと区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる[3]。

*Keisuke Okumura¹¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

- ^{134}Cs や ^{137}Cs ($^{137\text{m}}\text{Ba}$) による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチニド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、 ^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce (^{144}Pr) の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、 ^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、 ^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図 1 に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、 ^{60}Co の 2 本のガンマ線 (1.17 MeV, 1.33 MeV) と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチニド核種の α 崩壊による (α, n) 反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、 $10^5/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で $10^2/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n, γ) 反応や (n, f) 反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、 $\text{H}(n, \gamma)$ 反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. 1F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるのは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を 1F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、1F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

- 1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
- 2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
- 3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
- 4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
- 5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
- 6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
- 7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
- 8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある(例えば未燃焼燃料)。

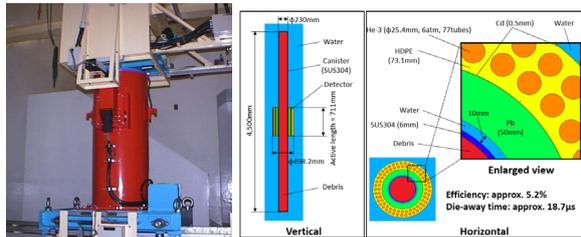
【測定量から核燃料物質質量評価に係る課題】

- 9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
- 10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
- 11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
- 12) 初装荷炉心で約 3 ヶ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が熔融混合しており、燃焼度範囲が広い(0~50 GWd/t)ため、燃焼計算による組成把握が困難。
- 13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
- 14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
- 15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

4. 燃料デブリの核燃料物質質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法(LIBS) [6]や、可搬型高エネルギーX線源を用いた2色X線CTスキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図2に示す4つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミュレーションベースで行ってきた[8~10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

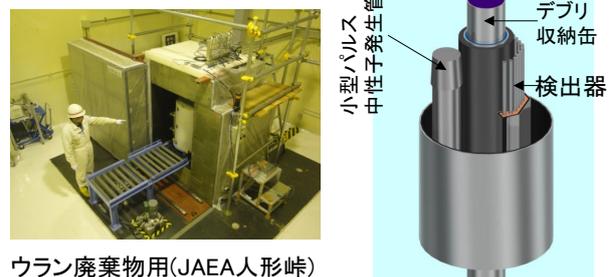
パッシブ中性子法 (パッシブ中性子同時計数法)



デブリ収納缶非破壊測定シミュレーションモデル

MOX燃料用非破壊測定装置
(JAEA/プルトニウム燃料技術開発センター)

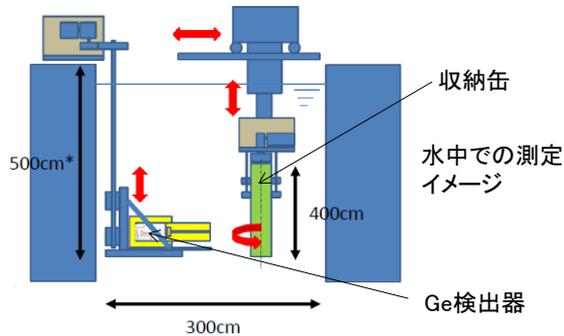
アクティブ中性子法 (高速中性子直接問いかけ法)



ウラン廃棄物用(JAEA人形峠)の非破壊測定装置

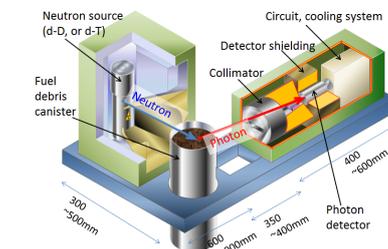
高速中性子直接問いかけ法による
デブリ収納缶非破壊測定装置

パッシブガンマ法 (随伴FP γ 線測定法)



Ge検出器

アクティブガンマ法 (NIGS法) 電力中央研究所



NIGS (Neutron Induced Gamma Spectrometry) 法によるデブリ収納缶NDA測定体系イメージ

図2 燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の4手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、 ^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は2次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴FP γ 線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法(ファイマン α 法など)を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、 α 汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位(主に燃料デブリ)については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

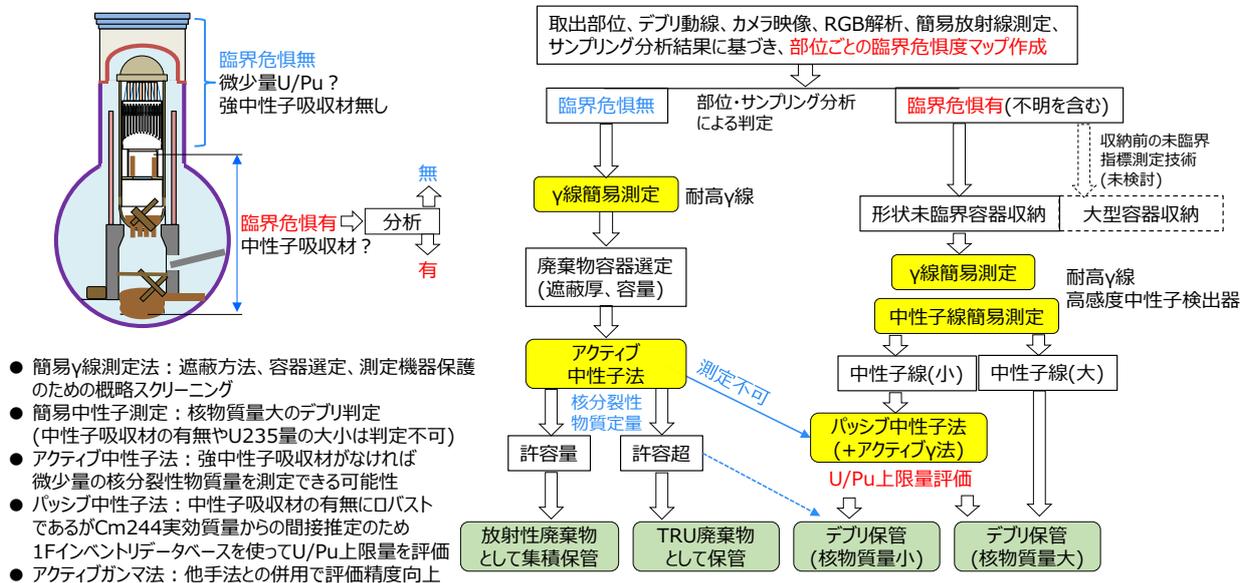


図 3 燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質の量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、 ^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

- [1] IRID, 研究開発公開資料, <http://irid.or.jp/research/>
- [2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Progress in Nucl. Sci. and Technol.* 6, pp.108-112, (2019).
- [3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 922 (2019).
- [4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」
<https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/>
- [5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].
- [6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文, 他, “レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) - ,” *JAEA-Research 2016-005* (2016).
- [7] 小沢壺生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].
- [8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介, 他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18~2D23]、2017 年秋の大会 [3L14~3L17].
- [9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Energy Procedia*, 131, 258 (2017).
- [10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 617 (2019).

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

[2J_PL] International Framework for Utilisation of Computer Codes and Databases and its Future Evolution

Chair:Yoshio Suzuki(JAEA)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[2J_PL01] Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya Suyama¹ (1. OECD/NEA)

[2J_PL02] Nuclear Data Activities at the IAEA Nuclear Data Section

*Shin Okumura¹ (1. IAEA)

Computational Science and Engineering Division Session
International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases
and its Future Evolution

(1) Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya SUYAMA¹ and Alice DUFRESNE¹

¹Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Data Bank

1. Introduction [1]

The Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) Data Bank offers a framework for collecting, testing, and distributing computer codes and exchanging nuclear data among its participating countries (NB: as of July 2020, the Data Bank has 27 participating countries). Since its foundation in 1978, it has provided services for over 40 years. The three main activities of the Data Bank are Computer Program Services (CPS), Nuclear Data Services (NDS) and Knowledge Preservation and Management (KPM) in the field of nuclear engineering in order to support, as well as collaborate with, other Standing Technical Committees of the NEA. This presentation focuses on the CPS which contributes to overall KPM as part of the international framework to share computer codes and databases.

2. Computer Program Services [1]

The Data Bank CPS maintains and updates a catalogue of over 1,500 computer codes, which code developers from the Data Bank participating countries have donated since the 1960s. Furthermore, thanks to arrangements with the International Atomic Energy Agency in Vienna and the Radiation Safety Information Computational Centre (RSICC) at Oak Ridge National Laboratory in the United States, CPS exchanges computer codes with non-OECD countries and with Canada and the United States (NB: the latter countries are not Data Bank participating countries). The CPS also helps fulfil the needs for information and knowledge preservation and management at the NEA. Indeed, the CPS preserves and controls the distribution of data taken by the joint projects of the NEA Division for Nuclear Safety Technology and Regulation and of integral experiments co-ordinated by the NEA Division for Nuclear Science. The CPS plays a role of “hub” for exchanging computer codes and experimental data in the nuclear community. In 2019, the CPS distributed approximately 1,000 code copies and 2,500 integral experimental data through 650 unique requests to end users.

The CPS also organises training courses on the most popular computer codes including MCNP® (Monte Carlo N-Particle Transport Code) and SCALE (A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design). This is an important activity of the Data Bank to support the community of users and authors of computer codes. In 2019, 11 training courses on six popular computer programs were organised, gathering over 150 participants.

3. Evolution of Computer Program Services [1,2]

Computational environment and infrastructure evolve continuously and dramatically. The intellectual property management and the export control measures have also significantly changed. To respond to these new demands and environment, the Data Bank has launched new initiatives in 2018, including: i) the revision of the licensing terms applying to the dispatched computer codes; ii) the re-organisation of the code catalogue categorisation; iii) the inclusion of open-sourced programs in its collection; and iv) the organisation of training courses away from NEA offices (located near Paris, France).

3-1. Revision of Licensing

For several decades, the CPS has distributed computer codes under the Single-Site Licence (SSL). It allows all staff members of an organisation (i.e. with the same affiliation and settled in the same geographic location) to share the same copy of an individual code. The CPS would dispatch only one copy of the code to a given establishment. It was an efficient and effective way of distributing codes when computers were a rare resource, as was the case when a centralised mainframe computer was being used by several people, as was the case in the 1970s. However, the current environment requires a more precise treatment of the end user information, and many newly developed computer codes require a “Single-User Licence.” Following the decision of the Management Board for the Development, Application and Validation of Nuclear Data and Codes (MBDAV, the Data Bank Management Committee), the newly designed IT system for this Single-User Licence scheme is now ready to be deployed in 2020. It was decided to postpone the official launch of the new system until the restrictions due to the COVID-19 pandemic are lifted.

3-2. Re-organisation of code categorisation

The CPS has 25 categories of computer codes in its catalogue. This is an index for searching the computer codes and it has been set up during the 60 years of operation. However, it does not fit the needs of current computer codes users. Since 2018, the CPS has started re-organising the code categorisation, leading to a reduced number of categories (i.e. 12 instead of 25). This re-organisation aims to provide users with clearer guidelines for searching computer programs. The initial scope of work included 650 computer program packages which have been dispatched over the last 5 years (2014-2018). All these computer packages were reviewed and classified in accordance with the 12 new categories. The implementation of the new categorisation system will be done during the NEA website update project in 2020.

3-3. Treatment of Open-Source Programs

The use and development of open-source computer programs is now widely adopted in many research fields, including the nuclear science and technology sectors. Since 2019, the CPS has been developing a strategy for open-source codes. Some open-source codes are already included in its catalogue, and this trend is now more actively encouraged as seen with the inclusion in the CPS catalogue of FRENDY, a Nuclear Data Processing System for Evaluated Nuclear Data File (NEA-1907) developed in the Japan Atomic Energy Agency. To improve its services for open-source codes, the CPS is also working on its infrastructure to implement a platform to host a catalogue of open-source codes, which users could directly download.

3-4. Organisation of Training Courses outside of European Countries

Originally, the Data Bank training courses were organised at the NEA premises, in the Paris region. Because course participants must pay for their travel expenses, participants from neighbouring countries enjoyed a more affordable access to these events. To offer equal opportunities for all Data Bank participating countries and to provide code developers with frequent communication channels with the end users in many countries, the Data Bank has decided to organise training courses in Data Bank participating countries instead of Paris. In 2019, two training courses were organised outside of France: one on PENELOPE (the Code System for Monte-Carlo Simulation of Electron and Photon Transport) in Barcelona, Spain; and one on MCNP® in Bariloche, Argentina. The CPS also plans to organise a training course on MCNP in Japan in November 2020, provided that the covid-19 restrictions are lifted.

4. Conclusion

These examples show that the Data Bank and the CPS adapted their services in order to maximise the

benefit for the end users. In addition to these examples, the Data Bank and the CPS have also started organising “end-user meetings” to encourage and facilitate direct communication with end users of its services, with the aim to obtain feedback on its activities and to exchange opinions and ideas with its end users. This presentation is one of the end user meetings.

This presentation provides a summary of the Data Bank and CPS services and their evolution for providing better service to the end users. It emphasises the future of the computer code collection and dissemination, and explains the current status of our services. We will be pleased to answer your questions and welcome your feedback.

References

- [1] Kenya Suyama, Franco Michel-Sendis, Alice Dufresne and Maria-Eleni Ragoussi, “Status of the Nuclear Energy Agency Data Bank – Services for Nuclear Data and Computer Programs,” Proceedings of the 2019 Symposium on Nuclear Data; November 28-30, 2019, Kyushu University, Chikushi Campus, Fukuoka, Japan.
- [2] Alice DUFRESNE, “A new licensing scheme for the codes distributed by the NEA Data Bank Computer Program Services,” pp.16-18, Vol.37.2, Nuclear News (2020).

Computational Science and Engineering Division Session
International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases
and its Future Evolution

(2) Nuclear Data Activities of the IAEA Nuclear Data Section

*Shin OKUMURA¹

¹NAPC-Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency

1. Introduction

The IAEA assists its Member States in using nuclear science and technology for peaceful purposes and facilitates the transfer of such technology and knowledge in a sustainable manner to Member States. The Nuclear Data Section (NDS) in the International Atomic Energy Agency (IAEA) is responsible for providing accurate and reliable nuclear data for nuclear energy and related application fields. The IAEA-NDS assembles, evaluates and recommends specific nuclear data, and also maintains nuclear structure, decay, and reaction databases, associated computer codes and infrastructures with collaborating actively with scientists from Member States. In this presentation, we describe recent activities in IAEA-NDS.

2. Nuclear Data/Database/Web Service

2-1. Medical Isotope Browser

The IAEA-NDS launch a new web application product, Medical Isotope Browser, for the prediction of medical isotope production yield of any diagnostic, therapeutic or theranostic isotope with accelerators. The Medical Isotope Browser gives a first guess to users who aim to find a new production route, an optimal incident energy, and so on. The isotope production yield can be calculated for any isotope production route for many targets, natural or enriched, reacting with incident protons, deuterons, tritons, helions or alpha particles. The Medical Isotope Browser can be reached via IAEA-NDS web site (<https://nds.iaea.org/mib>).

2-2. Experimental Nuclear Reaction Database

The experimental nuclear reaction data played crucial role in nuclear physics research and application development. The Experimental Nuclear Reaction Database (EXFOR database) is the publicly available large collection of experimental data which was established in 1967. Standardizing these experimental data formats promises to enable scientists to use for nuclear data evaluations, model predictions, or comparison of the experimental results across labs. The EXchange FORmat (EXFOR) is the exchange format for the transmission of data. These data have been compiled by a worldwide cooperation of 13 nuclear data centres, Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) [1], under the auspices of the IAEA and been disseminated through the web-based user interface and an application programming interface [2]. The EXFOR database contains the nuclear reaction data of various nuclides with neutron-, proton-, photon-, and charged particles-induced reactions with low to high energies. The physical quantities are diverse, *e.g.* cross section, differential data with respect to angle, double differential cross section, resonance parameters, thick target yields, and fission observables such as fission product yields. The EXFOR database presently contains data from 23,577 experimental works.

2-3. Machine Learning Approaches to EXFOR Compilation Process

In order to reduce the amount of compilation work and to make it automated as possible in the future, IAEA-NDS took a first step to exemplify how advanced machine learning algorithms can be adopted to EXFOR data compilation process using open resources. The EXFOR compilation usually starts with identifying the relevant experimental work from publication web sites such as Physical Review C of American Physical Society

(<https://journals.aps.org/prc/>). The publication title is the principal information to identify a potential candidate of EXFOR relevant article. First, we tried a new approach to find potential EXFOR relevant articles with their titles only. Generally, such predictions rely on data mining, and the process of discovering patterns in large data sets using statistical methods is crucial. Fortunately, the EXFOR database contains all titles of original publications in their entries, so we put these titles as positive training examples by breaking the title into words. The algorithm generates the score based on the words constituting the titles of new publications.

3. Development of Nuclear Data

Nuclear data requirements are constantly monitored and identified through the International Nuclear Data Committee (INDC). A Coordinated Research Project (CRP) or Consultancy Meeting (CM) can be dedicated to the development and assembly of specific nuclear data files or database. Each CRP involves typically a period of 3-4 years with 5-15 scientists/groups from different countries working together to discuss the progress to deliver the products such as evaluated or recommended nuclear data library, decay data library, Reference Input Parameter Library (RIPL), and *etc.*

3-1. IAEA Photonuclear Data Library 2019

The first version of IAEA Evaluated Photonuclear Data Library was a product of a Coordinated Research Project (CRP) under the title "Compilation and Evaluation of Photonuclear Data for Applications" between 1996 and 1999 [3]. The new CRP was endorsed by the INDC meeting in 2014 and was initiated by the IAEA under the title "Updating the Photonuclear Data Library" [4]. All the 164 isotopes in the previous library were revised and re-evaluated and new evaluations were performed for another 37 isotopes for which experimental data are available, as well as for the 9 isotopes identified as relevant for medical applications. In IAEA Photonuclear data library 2019 (IAEA/PD-2019), 219 isotopes in total were evaluated and energies were extended up to 200 MeV [5]. Information is available on (<https://nds.iaea.org/photonuclear/>) and ENDF-6 format library data files can be retrieve from Github repository (<https://github.com/IAEA-NDS/IAEA-PD2019>).

3-2. New CRP on Fission Product Yield

Fission product yields (FPY) are important for both basic nuclear sciences and application fields. In basic sciences, FPY give fundamental aspects of the probability of fragment formation and therefore play an important role in our understanding of the nuclear fission process. FPY are also directly related to the understanding of the abundances of elements through the nucleosynthesis. In reactor design and operation, FPY are used in criticality and reactivity calculations performed for fuel and reactor core management, for reactor safety and for determining the limits of safe operation in new plants and for materials transport. The IAEA-NDS intends to start a new CRP on "Fission Yields of Actinides" in 2020. The experimental data are always been the foundation of the FPY data evaluations, where a complete set of the experimental FPY data are important as a common basis of new evaluation. Due to some reasons, many experimental FPY data have known to be missing in EXFOR. One of the reasons is because some FPY measurements have been classified and unclassified in recent years. Therefore, we conducted the completeness assessment of FPY data in EXFOR by comparison with the dataset used for ENDF-B/VI [6] and UKFY3.0 [7] evaluations. It was found that approximately 194 references are relevant to new compilation of EXFOR entry, and about 54 references must be checked with the existing EXFOR entries to ensure that the all experimental FPY data are properly compiled.

4. Conclusion

This presentation provides a summary of selected recent activities of IAEA-NDS. The IAEA-NDS assembles, develops, evaluates and recommends nuclear data, and maintains and disseminates the data libraries and

databases. The IAEA-NDS launch Medical Isotope Browser which calculates and visualizes isotope production yield. The IAEA-NDS has maintained EXFOR database with Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) under the auspices of the IAEA. The IAEA-NDS took a first step to test the machine learning algorithms using EXFOR data as the feasibility study. The IAEA Photonuclear Data Library 2019 has been released as a result of CRP. New CRP on fission product yield will be launch in 2020.

References

- [1] N. Otuka, E. Dupont, V. Semkova, B. Pritychenko, A.I. Blokhin, M. Aikawa, et al., “Towards a More Complete and Accurate Experimental Nuclear Reaction Data Library (EXFOR): International Collaboration Between Nuclear Reaction Data Centres (NRDC).” Nuclear Data Sheets. 2014;120:272 – 276.
- [2] V. Zerkin, B. Pritychenko, “The experimental nuclear reaction data (EXFOR): Extended computer database and Web retrieval system.”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2018;888:31 – 43.
- [3] Handbook on photonuclear data for applications. Cross-sections and spectra. Final report of a coordinated research project 1996 – 1999. IAEA-TECDOC-1178, 2000.
- [4] S. Goriely and P. Dimitriou, “Updating the IAEA Photonuclear Data Library and Generating a Reference Database for Photon Strength Functions”, Summary Report of the 2nd RCM 16-20 October 2017, IAEA Report INDC(NDS)-0745, January 2018.
- [5] T. Kawano, Y.S. Cho, P. Dimitriou, D. Filipescu, N. Iwamoto, et al., “IAEA Photonuclear Data Library 2019”, Nuclear Data Sheets,163, 109-162, (2020).
- [6] T.R. England, B. Rider, Evaluation and Compilation of Fission Product Yield, Tech. Rep. ENDF-349, LA-UR-94-3106, Los Alamos National Laboratory (1994).
- [7] R. Mills, Fission product yield evaluation, Ph.D. thesis, University of Birmingham (1995).

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

[3J_PL] 2019 Award Commemorative lecture of Social and Environmental Division

Trends in Nuclear Public Opinion

Chair:Shoji Tsuchida(Kansai Univ.)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Zoom room 10)

[3J_PL01] Dynamics of Nuclear Power Public Opinion

*Atsuko Kitada¹ (1. INSS)

[3J_PL02] Transition of Nuclear Public Opinion and Information Acquisition Behavior

*Hiroshi Kimura¹ (1. Kimura Learning Consultant)

[3J_PL03] Public Opinion Concerning Nuclear Energy and AESJ members' perception

*Shoji Tsuchida¹ (1. Kansai Univ.)

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 —原子力に対する世論動向—
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(1) 原子力発電世論の力学

(1) Dynamics of Public Opinion on Nuclear Power Generation

*北田 淳子¹¹原子力安全システム研究所

1. はじめに

原子力発電世論（以下「原発世論」）についての筆者の研究による知見を整理し、変動の実態と力学を実証的に明らかにすることを目的に『原子力発電世論の力学』を出版した。この本では、まず世論の概念について、次いで「理念としての世論」の把握方法として討論型世論調査について「エネルギー・環境の選択」での実施例を交えて検討した。それらをふまえ、標本調査である世論調査は、回答の質や方法論の面で限界や欠点があるが、世論についての科学的データとして他に代わるものがなく重要であることを述べて、導入とした。

2. 原発世論を規定する要因の論考・モデル化

個人の原子力発電態度の規定因や、原子力への社会の反応、原子力発電反対論などから、原発世論を規定する要因を考察し、以下の3要素に整理した。①「リスクの要素」：原子力発電の本質的弱点である危険性についての評価、②「効率性の要素」：電力確保という目的に照らした原子力発電の機能面の評価、③「脱物質主義」：原子力発電やエネルギーというテーマに限定されない基本的価値観。価値観を加えたのは、リスクと効率性（必要性）の単なる比較考量ではないという意味をもつ。価値観は、政治的保守・革新、参加型決定手続きの選好、科学観、環境意識などと原子力発電への態度との関係をふまえて、脱物質主義とした。原発世論はこれら3要素の力のバランスの変化によって肯定・否定方向に変化するという概念的モデル（図1）を考えた。

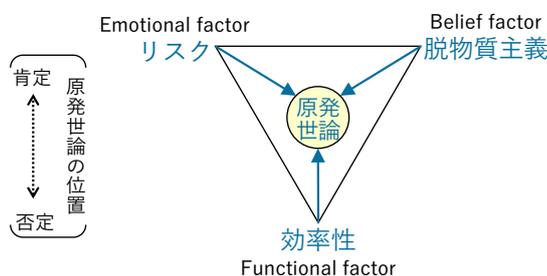


図1 原発世論の変動モデル

原発世論は、3要素から矢印の向きの力を受けて、逆三角形のなかを垂直方向に動く。矢印の太さは力の強さをあらわす。原発世論の位置は3つの力のバランスで決まり、上に位置するほど肯定的、下に位置するほど否定的であることをあらわす。

3. 継続調査データの分析

原子力安全システム研究所（INSS）が1993年～2016年に実施した継続調査（関西地域の18～79歳を対象に無作為抽出、訪問留置法）のデータに基づき、原発世論と3要素の変動を調査時の出来事や社会状況と関連付けて分析し、特徴をまとめた。データは紙幅の関係で本稿に掲載できないが当日お示しする。

3-1. 原発世論の変動

1880年代以降の報道機関をはじめさまざまな機関の調査結果を総合した分析により示されたのは、日本の原発世論はチェルノブイリ事故では大きな影響を受けなかったが、福島原発事故では事故後4カ月ほどの短期間で大きく変化したこと、その変化の内容は「現状維持」から「減らす」への移行であるということである。

INSS 継続調査では、「利用もやむをえない」という消極的容認を中心とする利用肯定は、1990年代以降7割を超えていた。福島原発事故までの20年近くの間は、「事故・事件の続発と開発利用低迷の時代（吉岡斉，2012）」といわれるが、個々の出来事に対応する原発世論の変動はほとんどなかった。2000年代後半は原子力ルネサンスやリーマンショック後の経済低迷の中で原子力発電の活用に前向きな社会状況があり、利用肯定は漸増傾向であったが、福島原発事故により大きく減少した。原発世論は、基本的に事故・事件では変動しにくく、安定性があるが、過酷事故では短期間で大きく変化して定着するといえる。

3-2. リスクの要素の変動

福島原発事故以前も、人々はチェルノブイリ級の事故の発生リスクがゼロだとは思っていなかった。過去の事故や事件では、不安感やリスク感、関連組織への不信感の変化は一時的であった。それらの事故や事件の認知度は急速に低下し、チェルノブイリ事故の認知度を大幅に下回るようになったことから、それらの出来事は人々の原子力発電のリスク像を超えるものではなかったと考えられる。2000年代後半は、事故や事件の発生年を除くと、原子力発電に対する不安感などは漸減傾向であったが、原子力発電への主な反対理由に変化はなかった。主な反対理由は「大事故の被害の大きさ」「放射性廃棄物」「放射能汚染の恐れ」であり、いずれも被ばくの恐れに起因する。つまり、不安感などは低下しても、原子力発電の危険性についての基本認識は変化していなかったといえる。福島原発事故では、不安感やリスク感、不信感が大きく高まり、その後の数年間で一定程度低下したものの下げ止まっている。チェルノブイリ事故の認知度は、社会の記憶としてその後の世代にも継承されていたが、福島原発事故後に大きく低下した。日本人の原子力発電のリスク像が、歴史的出来事であるチェルノブイリ事故から、リアリティのある福島原発事故に置き換わったと考えられる。リスクの要素は、事故や事件に敏感に反応して不安感や不信感が高まるが、時間経過による当該事象の認知度の低下に伴い短期で低下し、復元する傾向がある。ただし、過酷事故ではリスク認識が更新される。

3-3. 効率性の要素の変動

① **安定供給の側面**： 原子力発電は3Eのなかでは、長く利用されてきた事実があるために安定供給の面での有用性が最も評価されているが、その評価は福島原発事故後の長期停止にともないやや低下している。将来の電力需要は増えていくと予想されている一方、将来の供給力についてはあまり懸念されていない。福島原発事故後の電力不足では節電行動が高まり、人々は節電によって乗り切ったと認識していた。しかし、節電行動はその後徐々に低下し、事故前の水準に戻っている。供給力の低下に起因する過去の電力不足の際にも、人々は供給側より需要側の問題として消費を減らすという発想でとらえる傾向がみられた。供給力確保の問題には意識が向きにくいことが示唆される。

② **経済性の側面**： 原子力発電はコストの低い電源と認識されているが、社会の電源を選択する基準として、経済性（電気料金の安さ）はあまり重視されていない。福島原発事故後の長期停止により電気料金が値上げされたが、人々に自宅の電気代が増えたとの認識はなかった。電気料金は、使用量や燃料調整費など変動要因があり、家計に占める割合も低いことから、支払額の増減に対する個人レベルの感度が低く、人々は値上げや値下げに順応しやすいことが示唆される。原子力発電を減らす場合の経済影響として、電気料金が上昇するという直接的影響は認識されているが、マクロ経済への影響はあまり認識されていない。マクロとミクロのいずれの影響についての認識も、福島原発事故後の長期停止にともない低下した。電気料金の上昇によるマクロ経済への影響は、業種による相違や景気・為替などの要因も大きく関係するため、影響の実態が明らかになりにくく、また、経済面の変化を電気料金や原子力発電に人々自らが自ら関連づけるのも難しい。経済効率性における原子力発電の効用は認識されにくいことが示唆される。

③ **環境の側面**： 地球環境問題への関心は高く、温暖化対策の必要性の認識や、ある程度の不利益や支障があってもCO₂を削減すべきとの認識はあるが、削減手段として原子力発電が有効だとはあまり認識されていない。むしろ原子力発電の利用否定層でCO₂削減に積極的な傾向がある。福島原発事故後の長期停止によりCO₂排出量が増加したという事実は認識されず、温暖化対策としての原子力発電の有効性評価も高まらなかった。

効率性の要素である3Eは、政策決定側が高い優先順位を与えている合理的判断からの視点であるが、人々の受けとめとして、電気料金上昇への感度は低く、電力の安定供給や経済への影響、CO₂排出量のいずれも実態が見えにくく原子力発電との関係も自明ではない。実態の変化による認識の変化が生じにくい傾向がある。

3-4. 脱物質主義の変動

脱物質主義的価値観を「経済より環境優先」という意識でとらえると、リーマンショック後の低下など揺れはあったが、この23年間で価値観の移行というような一方向への変化はなかった。どの時点においても原子力発電の利用に否定的な層ほど「経済より環境優先」意識が強いという関係が一貫して認められた。ただ

し、環境優先であっても、環境のためのコストを負担して支える意識は必ずしもともなっていなかった。この間に退出した高齢世代と参入した若年世代のいずれも「経済より環境優先」意識が相対的に弱い傾向があった。福島原発事故後の複数の調査において若年層のほうが原子力発電に肯定的であるとの結果と整合する。

4. 23年間の変動の要約

1993年～2016年間でポイントとなる4時点をモデルで表現した(図2)。変動を単純化して述べると以下ようになる：**脱物質主義の要素**は安定している。その中で、**リスクの要素**は、チェルノブイリに象徴される原子力発電のリスク認識が時間経過によって日常意識から遠ざかり、事故やトラブルによるリマインド効果を挟みながら長期的に低下する過程にあったところ、自国の過酷事故によって更新された状態にある。**効率性の要素**は、安定供給への貢献を中心に、長く利用されてきた事実に基づいて生まれる肯定的な認識が、利用に前向きな社会状況によってやや強まる時期を経て、「疑似的な脱原発状態」のなかで低下した状態にある。

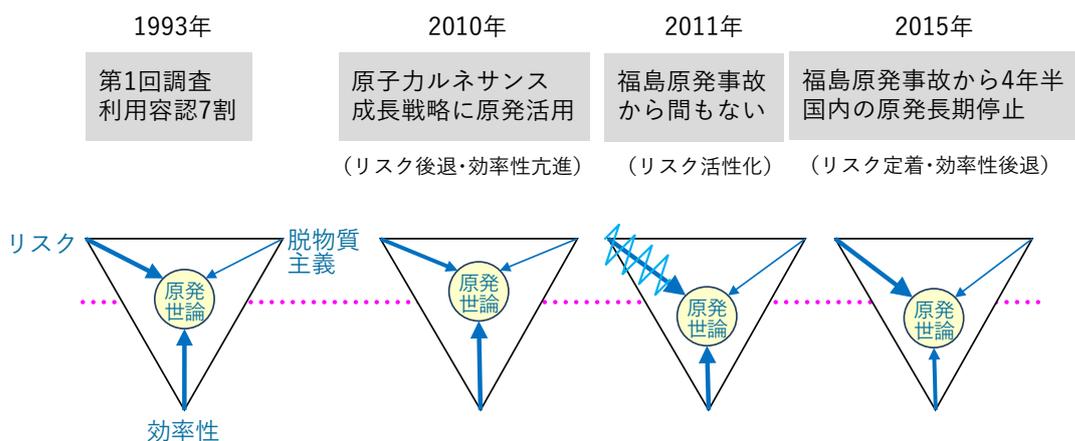


図2 モデルで表現する原発世論の時系列変化

5. 今後の原発世論

本研究で得られた重要な知見として、原発世論の安定性と、福島原発事故により利用否定が大きく増えたが脱物質主義は強まっていないという2点をあげたい。原発世論は、福島原発事故による混乱が残り、社会にエネルギー問題や原子力発電の効率性の要素について冷静に議論する雰囲気になかった時期に変化し、それ以降ほとんど動かず、原子力発電を将来的に維持することへの支持が失われている。しかし、経済より環境優先の価値観が強まったのではないということは、今後の電源を考える上で、経済の優先順位を下げたり、電力に依存しない生活スタイルへの転換を前提にすることはできないと考えられる。原発世論の安定性の背景には、インフラの変更は社会的コストが大きく、白紙で選択し直す問題ではないこと、ニュースなどで判断材料が常に供給されて短期間で大きく動く内閣支持とは異なり、判断材料が更新されにくいことがあると考えられる。効率性の要素の3Eに関しては、事故や事件のように注目される出来事が起きることは少ない。電力不足や電気料金の上昇、CO₂排出量の増大など個別の問題意識が高まったとして、それがエネルギーや電気・電力に関連することは自明であっても原子力発電との関連は自明ではなく、解決法が原子力発電に特定されるものでもない。説明がなければ、人々が個別の問題を原子力発電の必要性を考える文脈に結びつけることは難しい。一方、効率性の要素が弱まる方向の変化には、中長期的には発電や蓄電の技術革新、また生活の質を下げずに消費量を減らす効率化などの技術革新が関係し、時間軸を先に延ばすほど技術革新の可能性が高まる。効率性の要素をめぐる情報がどのように伝えられるかが重要になる。今後の原発世論にとって、福島原発事故で更新されたリスクの要素の時間経過による低下の行方と、CO₂削減圧力や再生可能エネルギーの実態をふまえた効率性要素の再認識の行方が大きく関わると考えられる。

参考文献

北田淳子 (2019) 『原子力発電世論の力学——リスク・価値観・効率性のせめぎ合い』 大阪大学出版会。

*Atsuko Kitada¹

¹ Institute of Nuclear Safety System, Inc.

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 —原子力に対する世論動向—
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(2) 原子力世論の推移と情報獲得行動

(2) Changes in Public Opinion and Information Acquisition Behavior Concerning Nuclear Energy

*木村 浩¹¹パブリック・アウトリーチ

1. 「原子力に関する世論調査」(日本原子力文化財団)の概要

ここでは、「原子力に関する世論調査」(実施者:日本原子力文化財団)による結果の一部を紹介する。同調査は、2006年度から継続的に実施されている。最新の第13回調査は2019年10月に行われた。対象は全国15歳~79歳男女1200人、割り当て留め置き法による質問紙調査である。なお、本稿における質問や選択肢の正確な文言については、原本(https://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html)を参照のこと。

2. 原子力世論の推移

図には、今後の原子力の利用に関する調査結果を示した。本項目は東日本震災後に設置され、最新の調査まで継続的に実施されている。もっとも多い意見は「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」であり、5割弱の選択率で安定している。また、ここ数年は、原子力の積極的利用の意見が増加し、即時廃止の意見は減少しているという傾向がうかがえる。

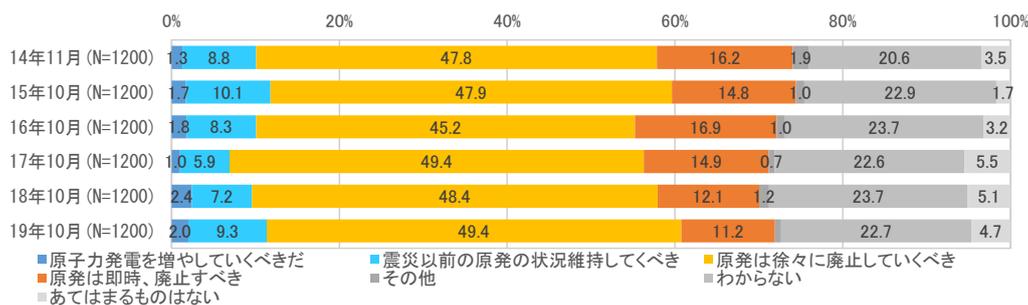


図 「今後日本は、原子力発電をどのように利用していけばよいと思いますか。」

3. 原子力・エネルギー・放射線に関する情報獲得行動

「あなたは、ふだん原子力やエネルギー、放射線に関する情報を何によって得ていますか。(複数選択)」の結果によれば、普段情報を得ている主要なメディアは、「テレビ(ニュース)」82.5%、「新聞」54.6%、「テレビ(情報番組)」44.3%。「検索サイト上のニュース」22.4%、「スマートフォンのニュースアプリ」17.7%と、インターネットからの情報獲得も多い。また、「家族、友人、知人との会話」も16.2%の選択率がある。

情報獲得するメディアは年代差が大きく、特に新聞は30代以下の若年層離れが目立つ。また、インターネットについては、若年層の中でも利用メディアが異なり(下表)、単純な構造にはなっていない。

表 インターネットメディアについてのクロス集計(列項目内の百分率(%))

	全体	性別		年代				原子力利用への態度			
		男性	女性	10代	20・30代	40・50代	60・70代	増加維持	徐々に廃止	即時廃止	わからない
全体(N)	1200	592	608	74	335	407	384	136	593	134	272
検索サイト上のニュース	22.4	27.2	17.8	16.2	28.1	28.5	12.2	32.4	25.3	20.9	14.3
マスコミのニュースサイト	12.8	15.7	9.9	5.4	9.6	13.3	16.4	14.0	14.7	16.4	7.0
スマートフォンのニュースアプリ	17.7	19.6	15.8	18.9	22.7	18.9	11.7	22.8	18.4	14.2	13.6
LINE	8.2	8.1	8.2	24.3	12.2	6.9	2.9	8.1	8.8	3.7	7.0
ツイッター	5.3	4.9	5.6	16.2	9.6	3.9	0.8	8.1	4.9	3.7	4.8
動画投稿サイト	3.4	4.7	2.1	12.2	4.2	2.7	1.8	5.1	3.7	3.7	2.2

*Hiroshi Kimura¹¹Public Outreach, Non-profit.

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演—原子力に対する世論動向
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(3) 原子力世論と原子力学会員の認識

(3) Public Opinion Concerning Nuclear Energy and AESJ members' perception

*土田昭司¹¹関西大学

1. 首都圏住民と日本原子力学会会員に対する質問紙調査の概要

社会・環境部会では、特別専門委員会の活動として2007年から2014年まで毎年首都圏住民と日本原子力学会会員を対象とする質問紙調査を実施してきた。一般住民と専門家である学会員との認識の差について報告する。学会員調査は、会員名簿から無作為に抽出された1,400名を対象に調査票を郵送し、毎年の有効回答数は559名(39.9%)から611名(44.6%)であった。首都圏住民調査は東京駅を中心に半径30kmの範囲内に居住する500名を段階無作為割当抽出して回答を得た。なお、本報告の詳細についてはhttps://doi.org/10.3327/jaesib.56.4_245を参照のこと。

2. 原子力に対する首都圏住民世論と日本原子力学会会員の意見

原子力発電に対する世論は、1F事故前には60%以上の回答者が容認するとしていたが、1F事故後にはほとんどの回答者が容認しないようになった。諸々の世論調査の結果を見ると、事故後の原子力発電に対する世論には現在に至るまで大きな変化は見られていない。これに対して、学会員の意見は、2014年1月の時点において、80%以上の回答者が原子力発電は安全であり推進すべきであるとしていた。

原子力関係者への信頼感は、一般市民において1F事故後に半減した。

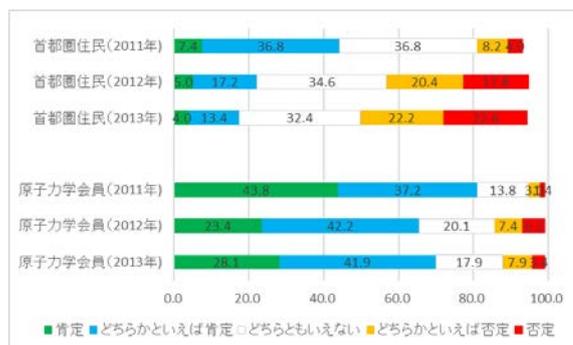


図1 原子力に携わる人たちの安全確保に対する意識や努力を信頼している

3. 日本原子力学会会員の自分がどのように見られているかについての認識

日本原子力学会は多様な会員を擁しているものの、大多数の学会員は原子力の専門家であると自覚しているであろう。2014年に実施した調査結果は、一般市民がもつ原子力の専門家に対する認識と、学会員が一般市民から原子力の専門家がどのように見られているかの認識には大きなずれがあることが示された。



図2 原子力に携わっている人たちの価値観や考え方は、一般の人たちとずれている

図3 原子力に携わっている人たちに感謝している

*Shoji Tsuchida¹¹Kanazai University.

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[1K_PL] Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"

Toward Safer and Better Optimized Design

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[1K_PL01] Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Taku Sato¹ (1. KEPCO)

[1K_PL02] Design Concept of the Next Light Water Reactor for Extracted Discussion Points

*Seiji Arita¹ (1. MHI)

[1K_PL03] Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*Akio Yamamoto¹ (1. Nagoya Univ.)

[1K_PL04] Panel Discussion

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

(1) 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

(1) Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*佐藤 拓¹, 山口 彰², 山本 章夫³, 大神 隆裕¹, 有田 誠二⁴¹関西電力, ²東京大学, ³名古屋大学, ⁴三菱重工

1. はじめに

原子力発電部会に次期軽水炉の技術要件を広い見地から議論する WG を設立し、福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の教訓や既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設(特重施設)審査も含む)の経験を踏まえ、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件を検討してきた。本講演では、本 WG の概要及び議論の対象となる論点について紹介する。

なお、本企画セッションでは WG 成果の概要報告にとどめるが、技術検討の詳細については、日本原子力学会原子力発電部会の HP(<http://www.aesj.or.jp/~hatsuden/>)で公開している WG 報告書をご覧いただきたい。

2. 「次期軽水炉の技術要件検討」WG の概要

2-1. 本 WG 設立趣旨

2018 年 7 月に策定された第 5 次エネルギー基本計画において、2030 年に向けては、2014 年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は 20~22%)は見直さず、原子力はエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源としての役割を堅持し、また、2050 年に向けては、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030 年以降の原子力の電源構成 20~22%を維持するのであれば、高速炉の実用化の目処が 2050 年代以降であることから、2030 年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、現在の社会状況を踏まえると次期軽水炉の設置には計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030 年代の運開を想定すると、現時点で設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、1F 事故の教訓として強化された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、事業者は改造工事や可搬型設備の配備等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策をとることが可能となる。そのため、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全でより合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018 年 6 月に原子力学会の場に広い見地から議論する WG を設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について検討を実施した。議論に当たっては、国内 PWR を対象とした。

2-2. WG メンバー

以下の通り、本 WG は、大学、研究機関、電気事業者、メーカーの技術者・研究者で構成している。

- WG 主査： 山口 彰(東大)
- WG 幹事： 山本 章夫(名大)、大神 隆裕(関西電力)、有田 誠二(三菱重工)
- WG 委員： 大学関係(7 名)、研究機関(3 名)、電力会社(4 名)、メーカー(5 名)

* Taku Sato¹, Akira Yamaguchi², Akio Yamamoto³, Takahiro Oogami¹, Seiji Arita⁴,

¹KEPCO, ²Univ. of Tokyo, ³Nagoya Univ., ⁴MHI

2-3. WGの全体工程及び議論する項目(本WGの開催実績)

本WGの活動期間は2018年6月~2020年5月であり、WG開催実績を以下に示す(合計7回開催)。

WGの全体工程	2018年度上期		2018年度下期			2019年度上期		2019年度下期	
	第1回 (7/23)	第2回 (10/31)	第3回 (1/28)	第4回 (4/24)	第5回 (8/1)	第6回 (11/8)	第7回 (2/19)		
議題	議論する項目の抽出	恒設/可搬型SA設備	APCその他テロ対策	深層防護の実装	溶融炉心冷却対策	議論の総括	WGのまとめ(報告書等)		

2-4. WGの検討プロセス (図1参照)

次期軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を考慮できるため、1F事故の経験を踏まえてより安全かつ合理的な安全対策を講じることが可能であると考えられる。従って、本WGでは、まず既設炉の安全対策の経験も踏まえ、安全対策の最適化の余地の観点などから議論の対象となる項目を整理した上で、論点を抽出した。次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきなのか、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討した。更に、検討した次期軽水炉の設計方針に対して、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会[1]でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を示すと共に、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

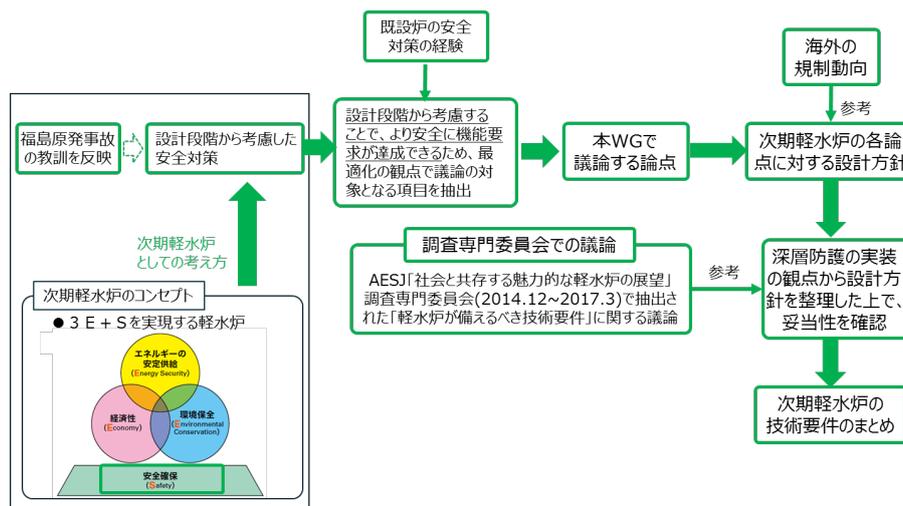


図1 本WGの検討プロセス

3. 議論の対象となる論点の抽出

3-1. 論点抽出の考え方

次期軽水炉では、設計段階から1F事故の教訓及び新規規制基準で強化/新設された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の実装の考え方として、既設炉と同じものと既設炉から変更し得るものに分類できる。ここで言う「安全確保の実装の考え方」は、安全確保のための根本的思想や概念、原則を基礎として、その実装方法を選択する上での考え方をいう。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓ 既設炉と同じ安全確保の実装の考え方については、実機設計で具体化する。
- ✓ 既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3-2. 最適化の観点で議論の対象となる論点の抽出

1F事故の教訓及び新規規制基準で強化/新設された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(シビアア

クシデント(SA)対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図り、安全確保の実装の考え方を変更し安全対策の最適化を図ることができるという観点で以下の3つの論点を抽出した。(詳細は表1参照)

(論点1)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある“SA 対策の機能要求”

(論点2)

APC(AirPlane Crash)及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある“特重施設の機能要求”

(論点3)

国内既設炉とは安全確保の実装の考え方が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる“国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性”

4. 抽出された論点と議論内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された3つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとした。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)

- ▶ 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本
- ▶ 次期軽水炉では、SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設設備(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論

(2) 特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)

- ▶ 既設炉では、特重事象 (APC、テロ等) 時に格納容器を防護するための施設として専用の特重施設を設置
- ▶ 次期軽水炉では、設計基準事故対処設備(DBA)／SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論

(3) 国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性(熔融炉心冷却対策の取扱い)

- ▶ 既設炉では、ウェットキャビティ方式により熔融炉心を冷却
- ▶ 水蒸気爆発等の熔融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、欧米の新設炉で採用実績のある熔融炉心冷却方式を含め、次期軽水炉における熔融炉心冷却対策の取扱いを議論

5. まとめ

本講演では、本 WG で議論の対象として抽出した3つの論点と議論の内容について報告した。次の講演では、抽出した論点に対する次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について報告する。

参考文献

- [1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017年3月
- [2] 原子力規制委員会 HP 掲載情報、「実用発電用原子炉に係る新規規制基準について(概要)、2016年2月

注：本予稿は、2020年春予稿から少し表現を見直したもの

表 1 安全確保の実装の考え方の観点からの論点抽出

	新規規制基準で強化/新設された規制要求	既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開 (論点抽出)	議論の対象
①	耐震・耐津波性能	◆ 発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施	◆ 設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上や頑健化として建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化等に対応でき、安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後実機設計で具体化していくこととする	—
②	電源の信頼性	◆ 外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号機の例) ◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)	◆ 外部電源ラインの多重性確保という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする ◆ SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点 1
③	火災に対する考慮	◆ 火災影響軽減対策設備(耐火シート、火災検知器/自動消火設備)の追加	◆ 内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上としてトレン間の区画分離を徹底した配置計画等に対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
④	自然現象に対する考慮	◆ 発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施 ・火山対策:外気取込口へのフィルク設置 ・竜巻対策:防護ネットや鋼板で防護 ・森林火災対策:施設周辺に防火帯を確保	◆ 設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上や頑健化として、堅牢な建屋、防火帯等に対応でき、外部ハザードの影響を建屋内に持ち込まないという安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑤	内部溢水に対する考慮	◆ 溢水源からの溢水による影響(没水、被水、蒸気)を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施	◆ 内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上として溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画等に対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑥	その他の設備の性能	◆ アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備 ◆ 緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上	◆ アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	—
⑦	炉心損傷防止対策(使用済燃料プール内燃料損傷防止対策)	◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、SFP内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化	◆ SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点 1
⑧	格納容器破損防止対策	◆ SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、格納容器冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化 ◆ 溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備(ポンプ車、ホース等)の配備 ◆ 水素爆発防止対策設備の配備	◆ 恒設/可搬型の取扱いについては同上 ◆ 溶融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性排除を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の溶融炉心対策設備(安全確保の実装の考え方が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出 ◆ 水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	論点 1 論点 3
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	◆ 可搬型設備での対応を基本として以下を配備 ・放水砲 ・放水砲用大容量ポンプ ・シルトフェンス	◆ 本項目は既設炉と同様の安全確保の実装の考え方で対応できるものであり、単独では本 WG の議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出	論点 1
⑩	意図的な航空機衝突への対応	◆ 設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立した特重設備を、本館から独立して配置	◆ 設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地(頑健な建屋への収容、分散配置)があり、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点 2

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

(2) 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

(2) Design Concept of the Next Light Water Reactor for Extracted Discussion Points

*有田 誠二¹, 山口 彰², 山本 章夫³, 大神 隆裕⁴,
¹三菱重工, ²東京大学, ³名古屋大学, ⁴関西電力

1. はじめに

講演(1)で抽出した以下の3つの論点に対して、次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について検討した。

- ① 恒設/可搬型シビアアクシデント(SA)設備の取扱い
- ② APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
- ③ 熔融炉心冷却対策の取扱い

2. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて

2-1. 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る論点を議論するに当たり、前提となる恒設設備及び可搬型設備のそれぞれの特性については原子力学会標準委員会の技術レポート[1]により既設炉をベースとして表1のとおり整理されている。その中で、既設炉では可搬型設備が①～③の特性で有利であるとしている。

表1 恒設/可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境(放射線、気温等)が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性があるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

(凡例：■ 可搬型が有利、■ 恒設が有利)

2-2. 次期軽水炉における SA 対策の最適化

2-1 節では既設炉をベースとした恒設/可搬型の特性を示したが、次期軽水炉では設計段階から SA を考慮することが可能となるため、SA 設備に対する設計の観点で恒設/可搬型設備の優位性について、改めて表2に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認した。

* Seiji Arita¹, Akira Yamaguchi², Akio Yamamoto³, Takahiro Oogami⁴,¹ MHI, ²Univ. of Tokyo, ³Nagoya Univ., ⁴KEPCO

表2 次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型設備の比較

特性	次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型の比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例：■ 可搬型が有利、■ 同等、■ 恒設が有利)

2-3. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ想定を超える事象に対しても柔軟に対応が可能な可搬型設備等を適切に組合せることとする。具体的には以下の通り。

- ▶ 設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することが有効
 - ✓ 設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保
 - ✓ 現場作業を不要とすることで、作業員負担の削減
 - ✓ 現場作業量及び作業員負担を低減することで、人的過誤のリスクを低減
 - ✓ 準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保
- ▶ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備が有効
 - ✓ 可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保
 - ◇ 設計上の想定を超える事象に対し柔軟な対応を図ることで、事象進展の緩和や時間的な裕度を確保

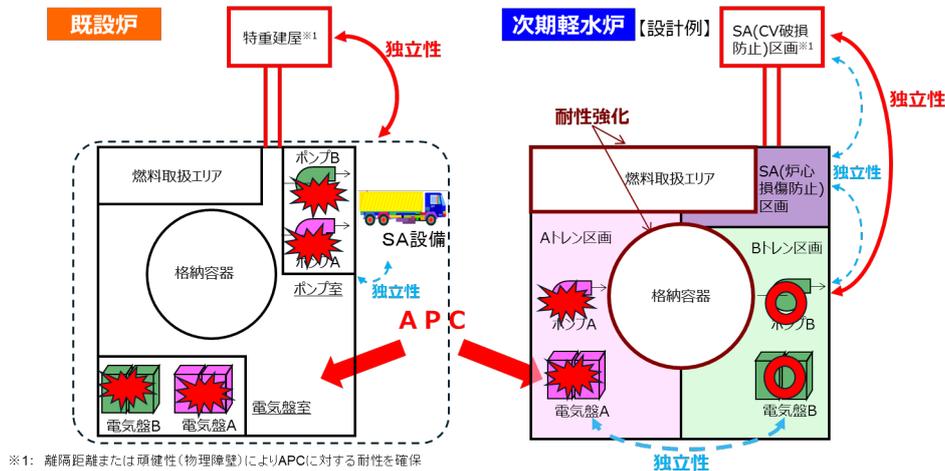
3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

3-1. 新規制基準における特定重大事故等対処施設の考え方

規制要求において、APC その他テロに対して対処できる施設として恒設の特定重大事故等対処施設(特重施設)を設置することが要求されており、可能な限り設計基準事故対処設備(DBA)/SA 設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることが要求されている[2]。さらに、規制要求において特重施設は格納容器(CV)破損防止機能を有することを要求されており、想定事象の違いはあるが SA 設備(CV 破損防止機能)と機能が重複している。

3-2. 次期軽水炉における APC その他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から建屋頑健化や設備間の独立性等を考慮した APC その他テロ対策を織り込むことで、より安全でより合理的な対応を図ることが可能であることを確認した。次期軽水炉において、DBA/SA設備の防護性能と信頼性を向上させ、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保する。これにより同一機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とする。以上より、プラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。



※1: 離隔距離または頑健性(物理障壁)によりAPCに対する耐性を確保

図 1 既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

3-3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における APC その他テロ対策の設備構成のあり方について整理した。

次期軽水炉の APC その他テロ対策は、同一の機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とすることで全体最適化が実現可能となる。

- 建屋頑健化、または区画分離の徹底による防護性能と信頼性の向上が可能であり、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保可能
- DBA 設備のトレン間、DBA 設備と SA 設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性あり

4. 溶融炉心冷却対策の取扱いについて

4-1. 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

炉心溶融後の CV 破損防止対策として考慮する必要がある破損モードは図 2 の通りであるが、原子力安全研究協会発行の SA 時の CV ガイドライン[3]によると、物理現象の不確かさが大きい破損モードは、コンクリート浸食(MCCI)と水蒸気爆発である。

そこで、MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損に至る確率は極めて低いと認識されているが、溶融炉心冷却に係る現象の不確かさを論点とし、海外で採用実績のある方式も選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心対策の取扱いについて議論した。

格納容器の破損モード

(格納容器破損モード)

1. 水蒸気爆発
2. 可燃性ガスの爆燃、爆轟
3. 水蒸気による加圧
4. 格納容器雰囲気直接加熱
5. 格納容器への直接接触
6. コンクリート侵食
7. 貫通部過温破損

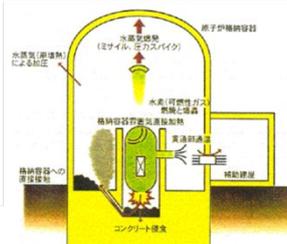


図 2 炉心溶融後の CV 破損モード

4-2. 溶融炉心冷却対策の取扱いに係るまとめ

MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさ及びリスクの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策に係る議論を表 3 の通り整理した。

表3 溶融炉心の各冷却方式における物理現象の不確かさ及びリスク

	炉内冷却(IVR)	炉外冷却 (ウェットキャビティ方式)	炉外冷却 (ドライキャビティ方式)
物理現象の不確かさへの対応	MCCI ：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、 炉外での水蒸気爆発は原理的に回避	MCCI ：溶融炉心をウェットキャビティに水没させることで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ：実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、 水蒸気爆発を確率的に回避	MCCI ：溶融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、 MCCIを回避 水蒸気爆発 ： 炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避
リスク	IVR 成立性 (炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある)	水蒸気爆発の影響(水蒸気爆発の発生の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある)	溶融炉心の冷却性能 (溶融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある)

1F 事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要である。この観点で、IVR(In-Vessel Retention)方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式は、いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えとして有効であると考えられる。但し、各方式にはそれぞれ固有の不確かさや特徴があり、リスクが存在する。

そのため、次期軽水炉においては、プラント特性・構造に応じて個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮して溶融炉心冷却方式を選択し、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすることが重要である。その際、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計することも重要である。

5. まとめ

本講演では、抽出した各論点に対して、既設炉の SA 対応の考え方及び課題を踏まえ、設計段階から柔軟に対応可能な次期軽水炉において、より安全でより合理的な対応例を検討した。各論点に対して、取り得る対応例を踏まえて導き出された設計方針は以下の通り。

- ▶ 恒設/可搬型 SA 設備の取扱い
 - ✓ シビアアクシデント対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる
- ▶ APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
 - ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底により、同一の機能を持つ、SA 設備 (CV 破損防止機能) と特重施設を統合した設備構成とする
- ▶ 溶融炉心冷却対策の取扱い
 - ✓ 発生頻度は低い但不確かさが大きい現象 (MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損) に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とする

参考文献

- [1] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第1編 別冊2 深層防護の実装の考え方』
- [2] 原子力規制委員会、「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」42 条
- [3] 原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999 年 7 月

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
— より安全・合理的な設計を目指して —Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

(3) 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

(3) Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*山本 章夫¹, 山口 彰², 大神 隆裕³, 有田 誠二⁴¹名古屋大学, ²東京大学, ³関西電力, ⁴三菱重工

1. はじめに

講演(1)、(2)で報告された次期軽水炉の設計方針が適正化されていることを深層防護の実装の観点から評価・検討した。また、それらの設計方針を実現するための技術要件を取りまとめた。

2. 深層防護を議論するための前提条件

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させるものであり、実装にあたっては、以下の方針[1][2]を用いることとする。

- ① 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的（防護レベル、護るべきもの）を設定する。
- ② 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
- ③ 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

また、防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている[2]。

なお、新設炉に対する深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、本 WG においては、表 1 の通り、一例として IAEA が提唱する深層防護(アプローチ 2)[3]に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

表 1 IAEA の提唱する深層防護（アプローチ 2）

深層防護レベル	深層防護の目的
レベル 1	異常運転および故障発生防止
レベル 2	異常状態の制御、故障の検知
レベル 3	DBA の制御
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC (Design Extension Condition)の制御
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和

*Akio Yamamoto¹, Akira Yamaguchi², Takahiro Oogami³, Seiji Arita⁴,¹Nagoya Univ., ²Univ. of Tokyo, ³KEPCO, ⁴MHI

3. 深層防護の実装における留意事項

2章で述べた深層防護の実装の考え方を基に、具体的に次期軽水炉の設計へ展開する上で考慮すべき留意事項を「冗長性(多重性、多様性、独立性)」「防護レベル間の独立性」「外部ハザードへの耐性」「不確かさへの備え」の技術要件の観点で表2にまとめた。

表2 次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする
防護レベル間の独立性	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 広義の独立性を各深層防護レベル間に確保 ✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、各レベルの防護策をバランス良く講じる
外部ハザードへの耐性	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保(津波に対し、敷地嵩上げによるドライサイト化など) ✓ 外部ハザードの想定に対する不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性を向上 <ul style="list-style-type: none"> • 設計基準事故対処設備(DBA)を含めて多様性を確保 • 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)
不確かさへの備え	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用 ✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る ✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する

4. 深層防護の適切な実装

2章で述べたIAEAの深層防護レベルを基に、3章で示した深層防護の実装における留意事項を考慮した次期軽水炉の設計方針を表3に整理する。これは次期軽水炉では設計段階から内的事象/外的事象/APCその他テロへの対応を各防護レベルに対し全て強化する方針であり、さらには設計上考慮するシナリオの不確かさへの備えも強化することにより、プラント全体としての信頼性を向上させることが可能となる。

表3 次期軽水炉の設計方針(既設炉から強化方針)

深層防護レベル	深層防護の目的	防止策(例)	緩和策(例)	既設炉の論点整理を踏まえた次期軽水炉の強化方針						
				内的事象	外的事象		APCその他テロ	不確かさへの備え(PE [*] への配慮)		
					内部ハザード	外部ハザード				
レベル1	異常・故障発生防止	外部ハザード由来のリスクの低い立地の選定	安全余裕を含む適切な設計	<ul style="list-style-type: none"> • 多重性の強化 • 恒設設備による管理・運用性の向上 	<ul style="list-style-type: none"> • 独立性(区画分離)の強化 	<ul style="list-style-type: none"> • 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離)の強化 	<ul style="list-style-type: none"> • 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離や、分散配置)の強化による耐性向上 	-		
レベル2	異常状態の制御故障の検知	異常発生防止	異常の段階で検知・収束							
レベル3	DBAの制御	DBA基準逸脱防止	工学的安全施設による事故の収束							
レベル4a	炉心溶融を回避するためのDECの制御	重大事故の防止	格納容器内において事故を収束						<ul style="list-style-type: none"> • 独立性(区画分離)の確保 	<ul style="list-style-type: none"> • 恒設設備による管理・運用性の向上 • 独立性(区画分離)の確保
レベル4b	SAの影響を緩和するためのDECの制御	格納容器破損を防止	放射性物質の放出を抑制							
レベル5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和	放射性物質の大規模放出を防止	敷地外緊急対応	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> • 不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上 • 可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上 		

※ PE(Practically Eliminate)については、IAEAの原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスをPEとすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生し得ないと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる”と定義されている[4][5]。本WGでのPEはこれに従った解釈とする。

また、2章で示した通り、防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。この観点で既設炉（新規規制基準制定後）と次期軽水炉の防護性能のイメージを図1、2に示す。既設炉ではCV破損防止策を特に強化されているが、次期軽水炉では各深層防護レベルをバランスよく設計しており、プラント全体の信頼性が向上している。

既設炉（新規規制基準制定後）の防護性能のイメージ

イメージ図

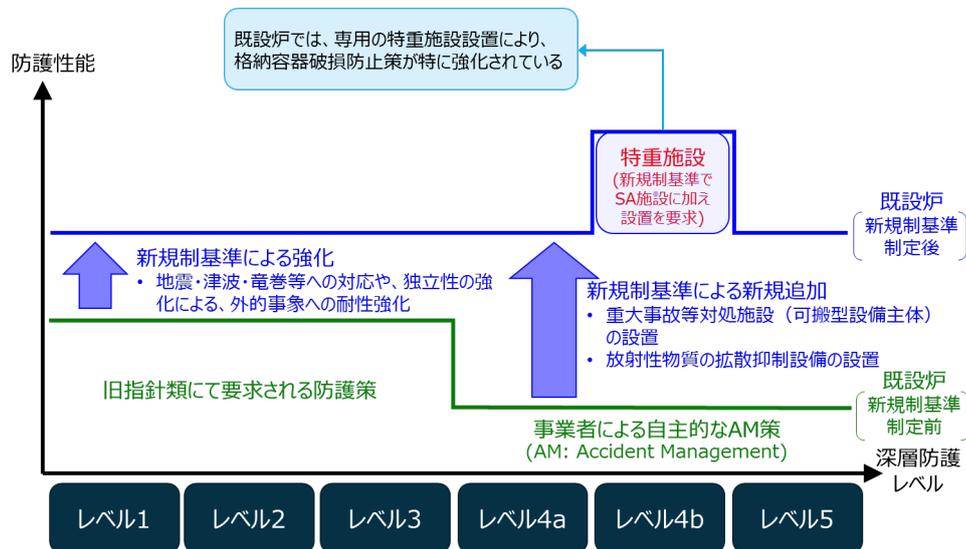


図1 既設炉(新規規制基準制定後)の防護性能のイメージ

次期軽水炉の防護性能のイメージ

イメージ図

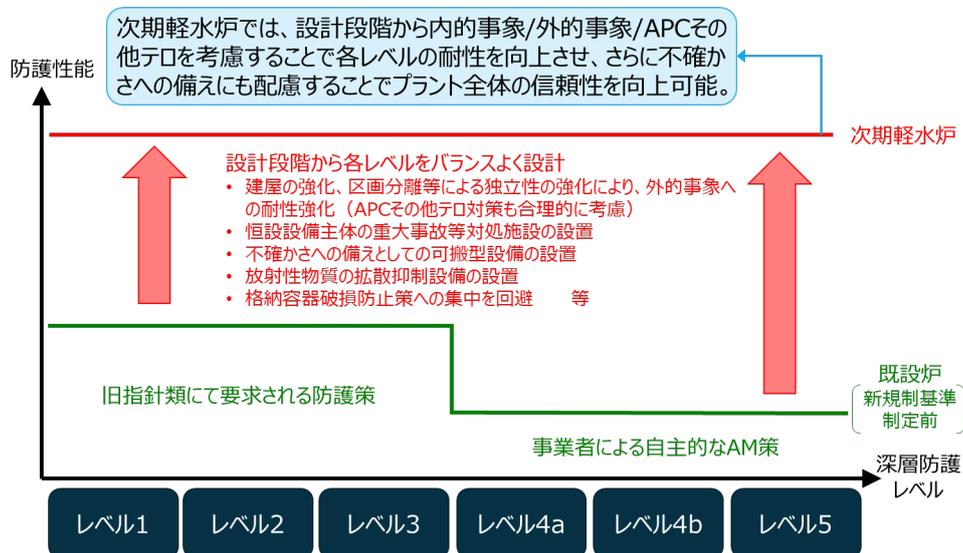


図2 次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、次期軽水炉では設計段階から適切な安全対策を講じることで深層防護全体としての実効性を合理的に向上させることができる。より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針は以下の通りとなる。

- 早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計することとし、事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずる

- ✓ 設計段階から内的/外的事象及び APC その他テロを考慮することで、各レベルの耐性を向上
 - ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底を図ることで、トレン間及び DBA 設備と SA 設備間の独立性を強化
 - ✓ 恒設設備を主体とすることで、管理・運用性を向上
 - ✓ 物理現象の不確かさ等にも配慮した熔融炉心冷却対策
 - ✓ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保
- バランス良い防護策
- ✓ CV 破損防止機能に集中していた防護策の最適化

5. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

4章で述べたより安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件を表4の通り整理した。

表4 次期軽水炉の安全確保のための技術要件

	新規制基準で強化／ 新設された規制要求	安全確保のための技術要件
①	耐震・耐津波性能	設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと（建屋壁の増厚や敷地ドライサイト化、区画分離の徹底など）
②	電源の信頼性	設計段階から位置的分散配置等の系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
③	火災に対する考慮	内部火災対策を設計段階から織り込むこと（区画分離の徹底など）
④	自然現象に対する考慮	設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むこと（堅牢な建屋構造、防火帯の確保など）
⑤	内部溢水に対する考慮	内部溢水対策を設計段階から織り込むこと（配管等の耐震性強化、区画分離の徹底、溢水源の配置など）
⑥	その他の設備の性能	想定される対策を設計段階から織り込むこと（瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信／計測系の信頼性・耐久性の向上 等）
⑦	炉心損傷防止対策 （使用済燃料プール 内燃料損傷防止対策）	設計段階から位置的分散配置等の系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
⑧	格納容器破損防止対策	設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること また、熔融炉心冷却対策としては、発生頻度は低い但不確かさが大きい現象に対しても、発生防止と発生した場合の影響低減の観点から炉心熔融時の CV 破損を防止できる設計とすること
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	放射性物質の拡散抑制対策については、想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備（放水砲、シルトフェンス等）での対応を基本とすること。また、可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上を図ること
⑩	意図的な航空機衝突への対応	故意による大型航空機衝突を想定し、建屋頑健化または区画分離の徹底により、燃料損傷あるいは CV 破損を防止すること

6. おわりに

本 WG では、次期軽水炉の設計方針を実現させるための技術要件をまとめた。

- 福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として3つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論した。
 - ✓ 恒設/可搬型 SA 設備 : 恒設が主体、不確かさ・柔軟性の観点から可搬型設備等を整備
 - ✓ APC その他テロ対策(特重施設) : SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合
 - ✓ 熔融炉心冷却対策 : 不確かさが大きい事象に対しても対応
- 上記の論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理した。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下の検討が望まれる。
 - ✓ 次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求
 - ✓ 防護レベルの性能目標に係る検討

参考文献

- [1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017年3月
- [2] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第1編 別冊2 深層防護の実装の考え方』
- [3] IAEA-TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plant”, 2016
- [4] IAEA NS-G-1.10, “Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants”, 2004
- [5] IAEA SSR-2/1 (Rev.1), “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, 2016

注：本予稿は、2020年春予稿から少し表現を見直したもの

(Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[1K_PL04] Panel Discussion

新しい軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を講じることができるため、福島第一原発事故の教訓や既設炉の経験を踏まえ、より安全でより合理的な設計対応が可能である。そこで、2030年代運開を想定した至近の次期軽水炉を対象として安全かつ合理的な設計方針を検討した。さらに、設計段階から適切な安全対策を講じることで、バランス良い深層防護に基づき、プラント全体の防護性能を合理的に向上させることができることを示した。最後に次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件について整理した。本企画セッションではWGの成果を概要報告する。なお、詳細については原子力発電部会HPで公開しているWG報告書をご覧頂きたい。

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[3K_PL] Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure

future Initiatives

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Zoom room 11)

[3K_PL01] Pursuing Nuclear Innovation

*Kentarō Funaki¹ (1. METI)

[3K_PL02] Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*Hideji Yoshida¹ (1. JGC)

[3K_PL03] The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*Masayoshi Matsuura¹ (1. Hitachi-GE)

[3K_PL04] Regulatory Trends on SMRs in other countries

*Kiyoteru Suzuki¹ (1. MRI)

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(1)原子力イノベーションの追求

(1)Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎

経済産業省

2018年7月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019年4月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

本講演では、政府機関における取組みを紹介することにより、安全規制への対応を含め、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

経済産業省は、2019年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に着手したところである。また、文部科学省、日本原子力研究開発機構と連携し、日本原子力研究開発機構が保有する試験研究施設の供用や、新型炉開発等を通じて蓄積したデータ、知見・経験の共有を通じ、民間の取組を活性化することを目指している。さらに、人材育成や規制との対話に向けた取組みを有機的に連携させることにより、原子力イノベーションの促進を図ることを企図している。

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i)技術の成熟度、ii)実用化された際の市場性、iii)開発体制の構築、iv)実用化する際の規制対応といった4つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、この中で、規制対応については、米国において新型炉や先進技術を開発する事業者が主導して策定・提示する安全設計の方針や要件、高温ガス炉などの新型炉開発に際して日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定・提案し、日本原子力学会を通じて有識者の支援・サポートも得つつ、国際的に提案している取組みが参考となる。

*Kentaro Funaki

Ministry of Economy, Trade and Industry

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(2) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

(事例紹介：NuScale)

(2) Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

* 吉田 英爾¹, 小池 大介², Paul Boyadjan³¹日揮株式会社, ²株式会社 IHI, NuScale Power, LLC³

1. NuScale power plant

1-1. NuScale power plant current status

Drawing on 60 years' experience with commercial application of PWR technology, the NuScale SMR is an evolutionary simple and innovative advancement. NuScale SMR design incorporates unique features that reduce complexity, improve safety and resilience, enhance operability, and reduce costs.

To date, licensing of the NuScale design within the U.S. has progressed to completion of Phase 4 of NRC review in Dec. 2019. NuScale is on track to meet the significant milestone of NRC design certification in January 2021.

1-2. NuScale general description

The NPM (NuScale Power Module) is the fundamental building block of NuScale SMR plant. It consists of a reactor core housed with other primary system components in an integral reactor pressure vessel (RPV) surrounded by a steel containment vessel, all of which is partially immersed in a large pool of water that also serves as the ultimate heat sink. As many as 12 NPMs can be co-located in the same pool for scalability. The major NuScale SMR design features and nominal parameters are provided in Figure 1.

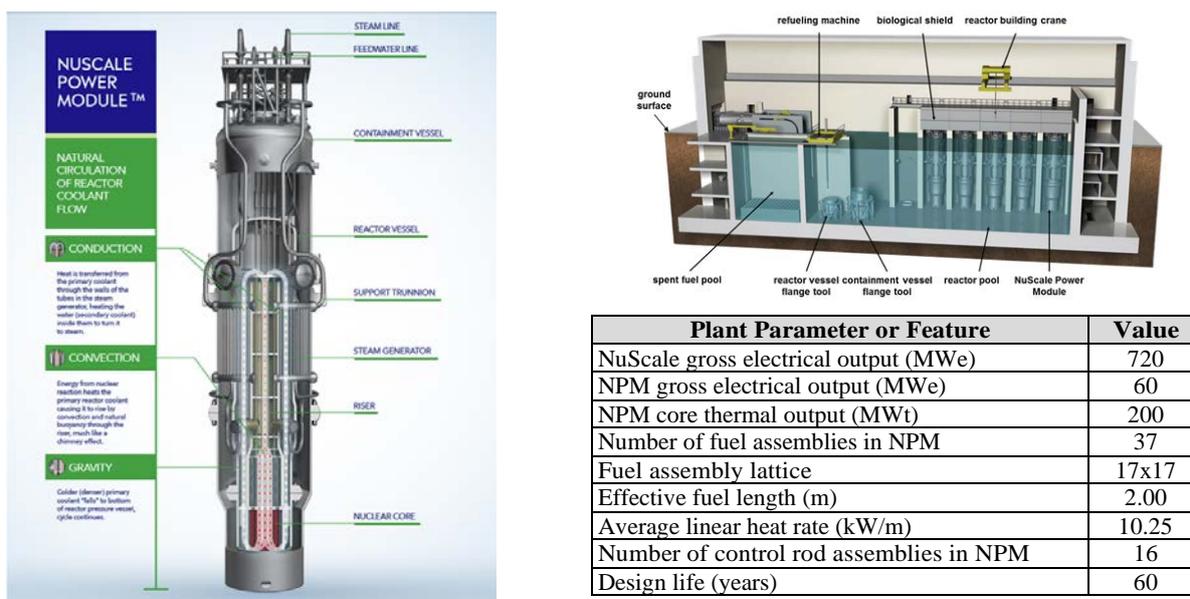


Figure 1 : Major NuScale power plant design features

*Hideji Yoshida¹ and Daisuke Koike²¹JGC JAPAN Corporation, ²IHI Corporation

2. Safety features

The NuScale design is the safest advanced light-water reactor. No other design has demonstrated the fully passive and fail-safe core cooling, assured ultimate heat sink cooling, and unlimited cool-down without operator action, electrical power, or water re-supply. The reactor building is a seismically robust (Seismic Category I) structure capable of withstanding natural and man-made events.

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

NuScale's Defense-in-Depth approach is compared to a conventional LWR in Table 1, organized by International Atomic Energy Agency (IAEA) defense-in-depth levels.

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

Defense-in-Depth Level	Conventional LWR	NuScale
1 – Prevent abnormal operation and failures	<ul style="list-style-type: none"> ~20 safety-related systems Historical set of design basis events Active safety systems that require electrical power Core damage frequency (CDF) $\sim 1 \times 10^{-5}$ 	<ul style="list-style-type: none"> Only 8 safety-related systems required for safe operation Reduction in design basis events due to simplified design Passive safety systems* CDF $< 1 \times 10^{-7}$*
2 – Control of abnormal operation and detection of failures	<ul style="list-style-type: none"> Multiple active systems required to protect critical assets 	<ul style="list-style-type: none"> Simple, passive systems to protect assets*
3 – Control of accidents within the design basis	<ul style="list-style-type: none"> Several design basis events lead to core damage 	<ul style="list-style-type: none"> No design basis events lead to core damage*
4 – Control of severe accident conditions	<ul style="list-style-type: none"> Numerous active systems and operator actions requiring power. 	<ul style="list-style-type: none"> Passive systems requiring no power or operator action.
5 – Mitigation of consequences of significant radiological releases	<ul style="list-style-type: none"> Large early releases Emergency planning zone = 10 mi 	<ul style="list-style-type: none"> Small delayed releases* Emergency planning zone $\ll 10$ mi*

*IAEA DiD improvement recommendation (INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)

2-2. Maximizing Simplicity

The use of innovative and simplifying features in NuScale design has a positive cascading effect on plant safety. Fundamental to NuScale's focus on simplicity is the incorporation of all major reactor coolant systems inside the reactor pressure vessel.

The innovative design of the NuScale ECCS requires no AC or DC electrical power to cope with design basis events. All valves are automatically aligned in their safe positions upon loss of power. By simplifying the reactor design and associated engineered safety features, it is easier to build in safety system diversity, redundancy, and independence. As a result, the plant's response to design basis and beyond design basis accidents (BDBA) is also simpler. The simplified response enables levels of automation not achievable in more complex designs.

Individual NPMs are designed to be independent from each other to the greatest extent possible to simplify and standardize NPM safety and auxiliary systems. NPM independence, from a safety perspective, ensures that upsets in one NPM do not propagate to others.

Table 2 provides a comparison of safety systems and components required to protect the reactor core for the NuScale Power Plant versus a typical PWR plant.

Table 2 : Safety systems and components required to protect the NuScale core in the US

Safety System or Component	Typical PWR	NuScale	Safety System or Component	Typical PWR	NuScale
Reactor Pressure Vessel	✓	✓	Condensate Storage Tank	✓	
Containment Vessel	✓	✓	Auxiliary Feedwater System	✓	
Reactor Coolant System	✓	✓	Emergency Service Water System	✓	
Decay Heat Removal System	✓	✓	Hydrogen Recombiner or Ignition System	✓	
Emergency Core Cooling System	✓	✓	Containment Spray System	✓	
Control Rod Drive System	✓	✓	Reactor Coolant Pumps	✓	
Containment Isolation System	✓	✓	Safety-Related Electrical Distribution System	✓	
Ultimate Heat Sink	✓	✓	Alternative Off-Site Power	✓	
Residual Heat Removal System	✓		Safety-Related Emergency Diesel Generators	✓	
Safety Injection System	✓		Safety-Related Class 1E Battery System	✓	
Refueling Water Storage Tank	✓		ATWS Mitigation System	✓	

2-3. Design basis accident

The NuScale SMR has its origins in the principle that advanced reactors can be made safer – safer to operate, safer for the public, and safer during and after accidents. From the elimination of primary coolant pumps to NuScale innovative passive emergency cooling system, NuScale design maximizes simplicity while providing defense-in-depth through redundancy, diversity, and independence of safety systems. NuScale risk-informed performance-based (RIPB) design leverages risk information in early design stages, simultaneously improving safety and reducing cost.

NuScale SMR design enhances plant safety through its deliberate design choices that eliminate or reduce the likelihood of potential accident initiators. As summarized in Table 3, six of eight traditional design basis accidents applicable to existing PWRs are eliminated or have reduced risks for NuScale NPMs.

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	Reduced consequences from lower fuel failure fraction
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	Eliminated with natural circulation of primary coolant
Spectrum of control rod ejections	No change
Steam generator tube rupture	Reduced likelihood from tubes in compression (shell-side primary flow)
Large break LOCA	Eliminated by use of integral primary system configuration
Small break LOCA	Reduced consequences from no fuel heatup
Design basis fuel handling accidents	Reduced source term from half-height fuel assemblies and 15.2 m of water above spent fuel assemblies

2-4. DHRS and ECCS

The NPM are submerged in the reactor pool, which is part of the UHS. Passive heat removal to the UHS using DHRS and ECCS maintains core cooling without pool inventory makeup or operator action (Figure 2).

The decay heat removal system (DHRS) is used when the main steam isolation valves (MSIVs) and feedwater isolation valves (FWIVs) are closed. Once a DHRS passive condenser is in service, a closed natural circulation loop is established transferring core decay heat and sensible heat to the UHS. Emergency core cooling system (ECCS) valves open to establish natural circulation flow of reactor coolant between the reactor pressure vessel and the CNV. The CNV is immersed in the UHS, and transfers heat passively to the UHS.

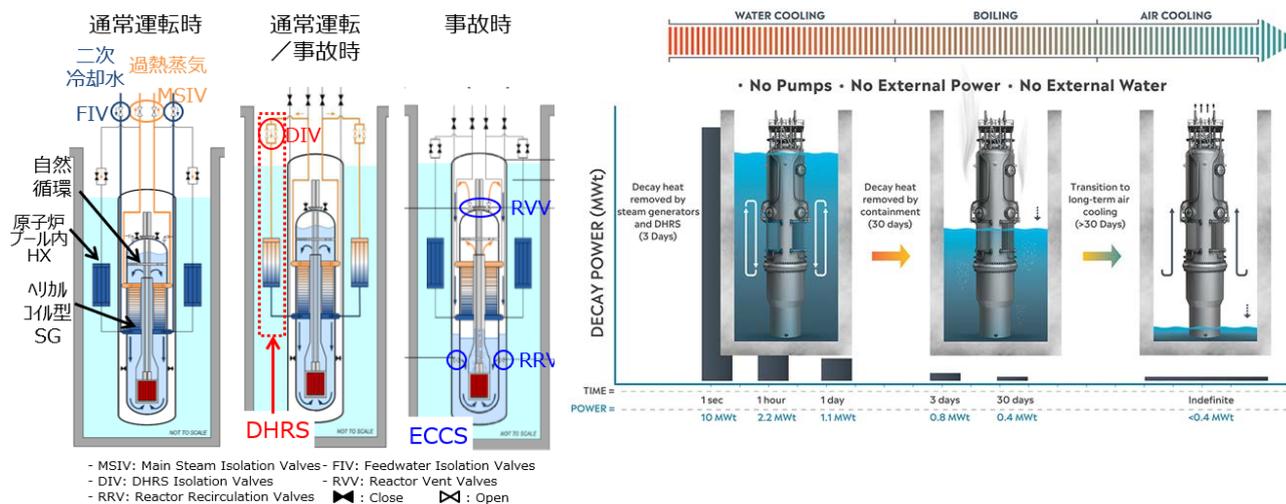


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

The NuScale-specific severe accident and source term analyses provide the technical basis for simplifying emergency planning and reducing the size of the NuScale plant emergency planning zone (EPZ) compared to traditional PWRs. Emergency planning is a fundamental part of NuScale defense-in-depth strategy with levels of defense that include accident prevention, accident mitigation, and protective actions. Based on this methodology and criteria as well as source term and radiological dose calculations, NuScale calculates that the EPZ can be reduced from the current 10-mile radius of most U.S. nuclear plants to the site boundary as shown in Figure 3. Reducing the EPZ size to the site boundary is only possible due to the incredible safety offered by NuScale design, which results in substantial reduction of societal risks to the public.

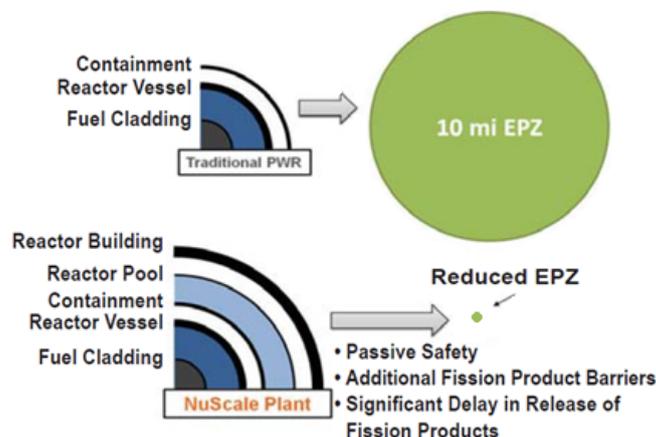


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

The NRC regulations include a process by which applicants can propose an alternative to existing requirements, known as exemptions. This process ensures that the alternative approach protects public health and safety. NuScale includes some exemption requests in its design certification application. These exemption requests are necessary to properly address the passive safety approach inherent in NuScale design. The design certification application provides the justification for the safety of each alternative sought by NuScale. The following seventeen (17) exemptions in Table 4 has been applied and approved by NRC.

Table 4 : List of exemptions in the US

No.	Regulation or Regulatory Guide	Description
1	10 CFR 50, Appendix A, GDC 17 & 18	Electric Power Systems
2	10 CFR 50, Appendix A, GDC 19	Control Systems
3	10 CFR 50, Appendix A, GDC 27	Combined Reactivity Control Systems
4	10 CFR 50, Appendix A, GDC 33	Reactor Coolant Makeup
5	10 CFR 50, Appendix A, GDC 40	Testing of Containment Heat Removal System
6	10 CFR 50, Appendix A, GDC 52	Containment Leakage Rate Testing
7	10 CFR 50, Appendix A, GDC 55, 56, & 57	Containment Isolation
8	10 CFR 50.34(f)(2)(viii)	Post-Accident Sampling
9	10 CFR 50.34(f)(2)(xx)	Power Supplies for Pressurizer Relief Valves, Block
10	10 CFR 50.34(f)(2)(xiii)	Pressurizer Heater Power Supplies
11	10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(E)	Containment Evacuation System Isolation
12	10 CFR 50.46a and 10 CFR 50.34(f)(2)(vi)	Reactor Coolant System Venting
13	10 CFR 50.44	Combustible Gas Control
14	10 CFR 50.46	Fuel Rod Cladding Material
15	10 CFR 50, Appendix K	Emergency Core Cooling System Evaluation Model
16	10 CFR 50.54(m)	Control Room Staffing
17	10 CFR 50.62(c)(1)	Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram

4. Summary

This paper introduced the features and passive safety of NuScale SMR, and the initiatives of regulatory and applicant in safety review for design certification of NuScale SMR in the United States.

The current Japanese new safety regulations are intended for restarting existing NPPs and are not intended for application to innovative reactors such as NuScale SMR. In addition, it is hardly reasonable to mechanically apply various SA measures newly introduced in the new safety regulations to innovative reactors such as SMR. If they do it, it is expected that the inherent benefits for the innovative reactors will be significantly impaired. In other words, new safety requirements and safety standards different from existing light water reactors should be considered and established for innovative reactors such as SMR. It should be understood that the US approach, that the applicant proposes alternatives to existing regulatory requirements that do not match the SMR and discusses with regulatory body, also illustrates one approach to such an attempt.

In other words, when considering safety requirements and safety standards suitable for an innovative reactor, the US approach is helpful, but need not be limited to it, and should be approached from a broader perspective and viewpoint. It is necessary to aim for the establishment of safety requirements and safety standards that higher safety can be achieved more rationally. Toward such a large goal, we would like to propose that gathering wisdom from industry, government and academia, a serious discussion on “What should be the safety requirements and safety standards for innovative reactors such as SMR?” should be started aggressively and quickly, first of all. We would also like to request sincerely that a new regulatory framework be applied to innovative reactors such as SMR are created based on the results of such discussions, and conclude this presentation.

Note that this proceeding is reprinted from the proceeding of 2020 annual meeting.

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(3) 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

(事例紹介：BWRX-300)

(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*松浦 正義¹¹日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

安定電源でかつ CO₂ は発生させない原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには、資本費を低減するとともに、ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し、資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）（日立 GE）は、米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し、高度な安全性を維持した上で経済性を向上した次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. プラント基本概念

BWRX-300 の主要仕様を表 1 に、概念図を図 1 に示す。BWRX-300 は電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は、原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送る、シンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では、さらなる簡素化を追求し、原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を採用した。この結果、安全性を高めつつ非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化し、出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は、機器点数削減による信頼性の向上や廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。原子炉系のほとんどの機器に実績のある技術を採用することで、開発リスク及び許認可リスクを最小化し、早期の市場投入を狙う。主要な開発項目は原子炉一次冷却材圧力バウンダリの高信頼化技術である。

表 1 BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW
燃料	UO ₂ (MOX可)
目標建設単価	\$2250/kW

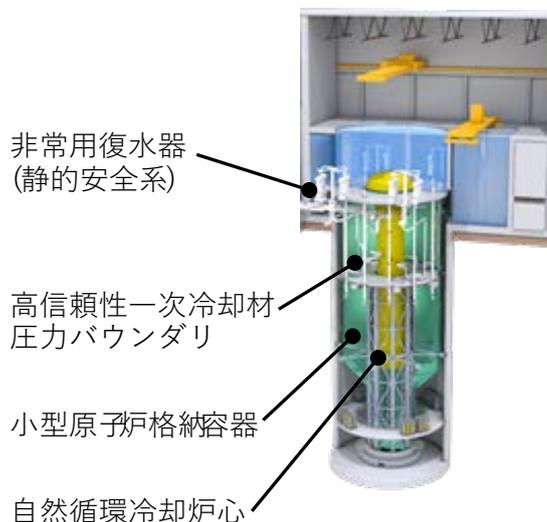


図 1 BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

BWRX-300 の安全設計においては、IAEA の深層防護設計の考え方 (Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016) に基づいて、各 DL (Defense Level) 毎に必要な系統・機器を設置している。各 DL の対応は図 2 及び以下に示す通りであり、選定した機器・システムの有効性は図 3 に示す包括的な安全評価 Framework に沿って評価される。

- DL 1 : 異常発生防止 (反応度制御, 燃料冷却, 長期除熱等の主要な FSF (Fundamental Safety Functions))
 DL 2 : 発生した異常の進展防止 (常用系 Safety Class 2/3 システム・機器)
 DL 3 : DL 2/4 と独立した Safety Class 1 システムによる設計基準事故の緩和・収束 (非常用復水器 (ICS, Isolation Condenser System) による原子炉冷却と除熱)
 DL 4a : 炉心損傷防止 (DL 3 とは独立した ICS 作動系の設置)
 DL 4b : 炉心損傷の緩和 (静的格納容器冷却系 (PCCS) の設置等)

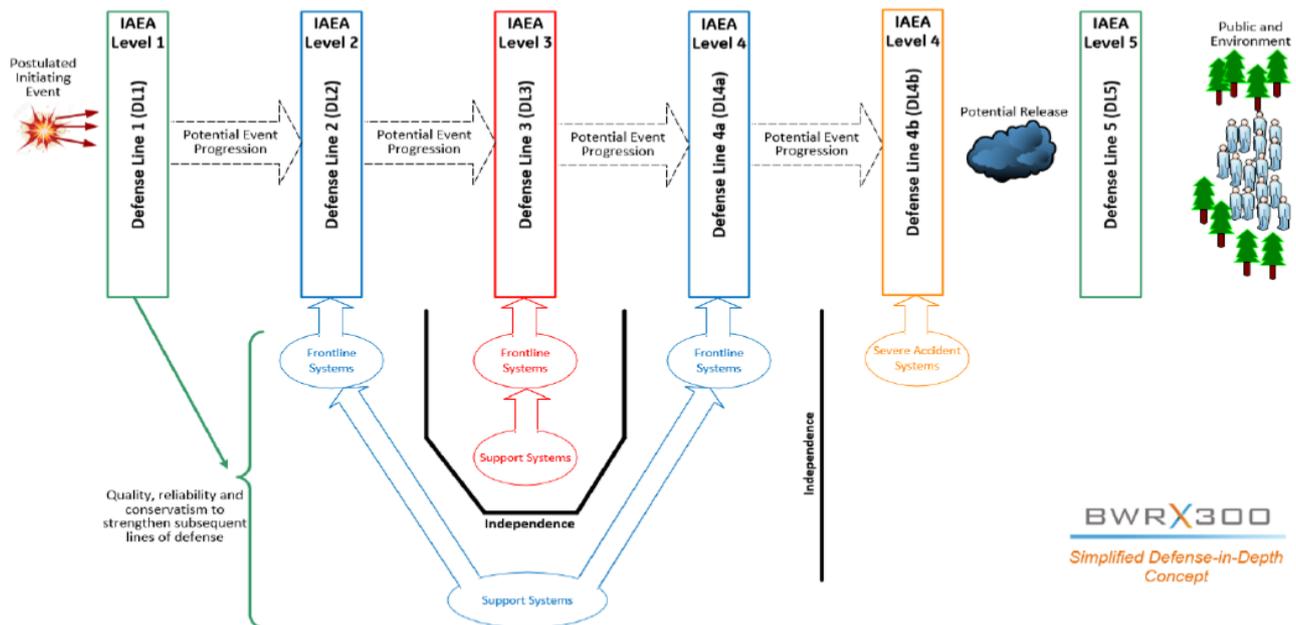


図2 IAEA Safety Levels への対応

DL 3/4 を構成する ICS (Isolation Condenser System) は ESBWR (Economic Simplified BWR) でも採用されている。米国規制局の設計認証 (Design Certification) で認可済みの、動的な機器を必要としない静的な安全系システムで、1 系統当り 33MW の除熱量を持つ。BWRX-300 では、これを 3 系統 設置することで、通常の過渡変化や ATWS (Anticipated Transient without SCRAM: スクラム失敗事象) 時の原子炉圧力上昇を抑制している。また、DL 3 としての起動制御系・弁・駆動電源と、DL 4 としての起動制御系・弁・駆動電源を独立して設置することで、万が一 DL 3 の設備として事象を緩和できなかった場合でも、DL 4 として作動することで炉心冷却と原子炉の過圧防護を可能としている。ICS を介して崩壊熱が伝達される ICS プールは、事象発生後 7 日間、水補給が不要である。

PCCS は、格納容器に蓄積した崩壊熱を、格納容器内に設置したヒートパイプを通じて格納容器上部の水プールに放出する設備であり、ICS と同じく動的な機器を必要としない静的なシステムである。

今後、安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討する予定である。一例として、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして、EPZ (Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域) 縮小についても検討する計画である。

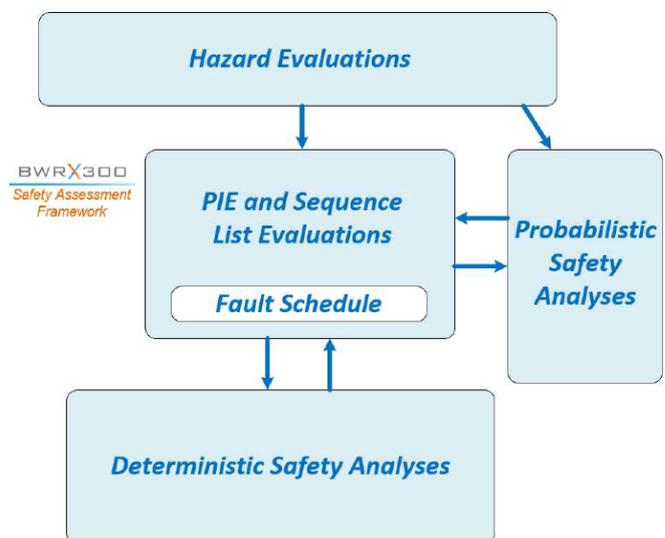


図3 安全評価の枠組み

2-3. 今後の予定

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

なお、本予稿は日本原子力学会 2020年春の年会からの転載である。

* Masayoshi Matsuura¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(4) 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照¹¹三菱総合研究所

1. はじめに

近年、原子力導入国を中心に、小型モジュール炉（Small Modular Reactor。以下、「SMR」という。）を含む先進炉の開発が加速しており、現状 50 以上の SMR が開発中であるとされている。SMR はその名の通り、核分裂を起こす炉心やタービンに蒸気を送るシステムなどを、小型の発電モジュールに一体で納めたものであり、1 モジュールあたりの電気出力は 5 万 kW、モジュールの高さは 20～30 メートル程度のもが多い。その開発目的は、開発国や企業によっても様々であるが、太陽光や風などの強さに左右される再生可能エネルギーの出力変動に対する調整電源や、電力供給網が未発達の地域の電源として、分散配置する使い方が念頭に置かれているだけでなく、海水脱塩や、産業熱利用等のアプリケーションの他、既存の石炭火力発電の置き換え等の用途も検討されている。

このような SMR については、従来炉にはない多くの特徴を有しており、主に大型軽水炉を想定した現行規制の枠組みをそのままでは適用できない、もしくは適用することが効率的でない場合もあり、各国の規制機関では SMR 等の先進炉に関する安全規制についての議論が活発に行われている。

本稿では、先進炉の中でも特に SMR を取り上げ、その特徴を概観するとともに、SMR に関する諸外国における規制動向を整理し、将来の我が国における先進炉等に関する安全評価や安全規制に関する共通課題の抽出、その課題解決等に関して、示唆を与えることを目的とする。

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 30 万 kW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラック等で輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

開発が進められている SMR としては、既存の軽水炉技術を活用した軽水炉タイプのほか、高温ガス冷却炉、液体金属高速炉、熔融塩炉等様々であり、上記の一般的な特徴のほか、炉型に応じた固有の特徴を有している。

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

- 施設の大きさ：小さな炉心出力（小さな崩壊熱、高い安定性等）、小さなプラント設置面積、等
- 新しい技術の採用：受動的冷却系（自然循環冷却、重力駆動）、一体設計、特有の燃料設計、等
- モジュール設計：シンプルな設計、隣接モジュールによる影響、複数モジュールの同時監視、等
- 輸送・設置：地下・洋上・水中等の様々な設置場所、モジュールの輸送・燃料交換、等

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

SMRは、世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給手法の打ち手として注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発競争が加速しているとともに、中東や東南アジア等では導入検討が行われている。ロシア、中国では国が主導して開発を進めており、ロシアでは海上浮揚式のSMRが商業運転を開始し、中国では高温ガス炉タイプのSMR実証炉の建設が進められている。一方で、強力な政府の支援等を背景に、産業界を中心に開発が進められているのが、米国、カナダ、英国等であり、特に米国においては、NuScale Power社がSMRとして初の設計認証（DC）申請を米原子力規制委員会（NRC）に提出し、その承認が2020年9月に見込まれているなど、開発競争では一歩リードしている。

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

各国で開発が進められているSMRであるが、従来炉にはない特徴を有していることもあり、その安全規制や、許認可対応においては、国際的にも様々に議論がなされている。国際原子力機関（IAEA）においては、開発国の規制当局を中心に、各国のSMR規制に関する知見と経験を共有することを目的に、2015年にSMR Regulator's Forumを結成し、Pilot Projectを立ち上げ、SMRの規制上の課題の特定・理解に努めている。また、2018年には、元NRC委員長のMeserve氏が、IAEAの天野事務局長（当時）に対してレターを送付し、SMR等の先進炉の規制のあり方を提言するなど、SMR等の新しい技術に関する安全規制について、積極的な議論がなされている。これらの議論において、基本的には従来の規制枠組みを大きく変更することは不要であるとする一方で、従来炉より安全性が高いとされるSMRの特徴を踏まえた合理的な規制を望む声が見られている。

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

本項では、SMRの許認可活動が積極的に進められており、適切な情報公開等がなされている、米国とカナダを対象に、現状のSMRに関する許認可状況を概観する。

米国においては、上述したように、NuScale Power社が2016年12月にDC申請を行っており、2020年9月頃の承認が見込まれている。また、テネシー溪谷開発公社（TVA）により、クリンチリバーサイトを想定した早期サイト許可（ESP）申請が2016年5月に申請されており、2019年12月に発行が承認されている。その他、複数の開発ベンダーが、規制当局と申請前の許認可活動を進めており、規制当局と開発事業者、もしくは将来の運転事業者とのコミュニケーションを図りながら、許認可活動を進めている。

カナダについても同様であり、ベンダー設計認証（VDR）と呼ばれる取り組みを中心に、Terrestrial Energy社等の複数の開発企業が規制当局との対話を進めており、正式な許認可活動の前に許認可上の大きなリスクの有無等について認識を合わせたうえで、対応が進められている。

4. 小型モジュール炉の安全規制について

以下では、特に米国におけるSMRの安全規制に関して、規制枠組みの構築プロセスを整理する他、SMRの安全規制におけるトピックを3つ取り上げ、概観する。

4-1. SMRにおける規制枠組みの議論プロセス

米国においては、2008年頃、産業界から先進炉に関する許認可申請提出の意向が示されたことを受け、2010年頃に、NRCにより、早期に解決すべき規制課題が整理された。以降、例えば、SMRにおける緊急時計画区域（EPZ：Emergency Planning Zone）の設定に関しては、2013年には産業界を代表してNEIがWhite Paperを作成し、規制当局とのやり取りを経て、2017年にはNRCが規制基盤案を策定しており、2020年5月には規則案が発行されている。このように、産業界の開発の動きと連動する形で、規制枠組みの整備が進められており、産業界の動きから大きく遅れることなく、規制枠組みの構築が行われていることがわかる。

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の適正化

TVA により提出された ESP において、半径 10 マイルの EPZ を必要とする現行の NRC 規則の適用免除を申請しており、この上で、(a)サイト境界内、(b)半径 2 マイル、の 2 ケースの EPZ を提案している。これは、現行の EPZ の設定に関する考え方を踏襲しつつ、確率論的リスク評価 (PRA) を適用した手法により、SMR の特徴に基づく EPZ の縮小の妥当性を説明した結果であり、NRC としても、このアプローチは有効としている。現状は、このアプローチを規則に取り込むための議論を継続している。

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

NuScale Power 社が、DC 申請とは別に、2017 年に提出した Topical Report において、同社が開発している SMR においては、安全系に相当する電源 (Class 1E 電源) が不要としており、これが NRC に承認された。これは、電源に依存する安全系設備を有していないのであれば、Class 1E 電源も不要との NuScale Power 社の主張が認められたものであり、SMR の安全性、設計のシンプルさを示す一つの事例といえる。

4-2-3. ソースタームの評価手法

SMR のソースタームに関する議論については、すでに DC を申請している NuScale Power 社等と規制当局との対話を通じて議論が継続されている。基本的には、ソースタームの評価に関して、現行の規制基準の変更は不要との方向性で議論されており、現行の規制基準の考え方を踏襲することとなる。ただし、現行の規制基準を採用すると過度に保守的な評価となるため、SMR の有する特徴である、低出力や、閉じ込め性能、限定的な放出経路等を考慮する Mechanistic Source Term を適用することで、より適切に評価を行う方向で議論が進められている。

5. まとめ

本稿では、SMR の開発が世界で進められている状況を整理するとともに、特に従来炉とは異なる特徴を有する SMR に関する許認可対応状況や、その中で議論されている安全規制に関する特徴的な事例について概観した。特に、米国における SMR の安全規制については、産業界からの許認可申請の意向表明を契機とし、規制当局と産業界でコミュニケーションを図りながらルール策定に取り組み、既存の規制要求の変更は不要とする方向性で議論を継続している。このような議論の中で、SMR の安全性の高さ等の特徴を踏まえ、最新の知見やツールも活用した新たな手法を模索しつつ、産業界と規制当局が一体となり、双方にとって合理的な規制枠組みを目指していることを示した。

※本稿は 2020 春予稿からの転載 (一部更新) となります。

*Kiyoteru Suzuki¹

¹Mitsubishi Research Institute, Inc.

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

[2L_PL] Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

Chair:Yoshiyuki Narumiya (JANSI)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[2L_PL01] Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

*Yu Maruyama¹ (1. JAEA)

[2L_PL02] Application of nuclear reactor thermal-hydraulics to risk assessments

*Atsushi Ui¹ (1. CRIEPI)

[2L_PL03] Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

*Kazuo Yoshida¹ (1. JAEA)

[2L_PL04] Panel Discussion

(1) リスク評価における熱流動解析の寄与**(1) Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment**丸山 結¹¹日本原子力研究開発機構**1. 緒言**

安全の指標としてリスクを活用する際には、それを定量的に評価することが不可欠である。確率論的リスク評価(PRA)は定量的にリスクを評価する強力な手法であるものの、それを活用する上では、多様な分野に係わる専門的な知識を必要とする。熱流動は、シビアアクシデントの進展やソースタームの評価を伴うレベル 2PRA、火災PRA、再処理施設等のPRA等において、中心的な役割を果たす分野の1つである。本稿では、この中から、レベル 2PRAにおけるソースターム評価を中心に、リスク評価における熱流動解析の寄与について述べる。(本予稿は2020年春予稿からの転載である。)

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

リスク評価におけるソースターム評価の観点からは、環境中に放出される放射性物質の量や化学形のみならず、放射性物質がどのタイミングで環境中に放出され、そのような事態がどの程度の確率で生じるかを評価する必要がある。一方、シビアアクシデント時におけるソースタームに係わる現象とその評価には、現象が多岐にわたり複雑である(マルチスケール・マルチフィジックス)、そのため、現象の理解が不十分であること等に起因して、一般的に大きな不確かさが存在する、不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある等の特徴がある。リスク評価における役割を高い信頼性を持って果たしていくためには、最新の技術的知見を常に調査・分析するとともに、不確かさ解析や詳細な感度解析を通じて優先度の高い課題を選定し、効果的・効率的に不確かさの低減を図ることが重要であると考えられる。

(a) 放射性物質の挙動

燃料中に閉じ込められていた放射性物質は、炉心の損傷・溶融により燃料から放出され、原子炉冷却系内や格納容器内を移行しつつ、格納機能の喪失に伴って環境中に放出される。この過程において放射性物質の挙動に係わる様々な現象が生じる。これらの現象のほとんどは、大なり小なり熱流動の影響を受ける。米国のMELCORコード等のシビアアクシデント総合解析コードにおいては、これらの現象がモデル化され、多様なシナリオに対する放射性物質の挙動を原子炉圧力容器内外の炉心溶融進展を含む熱流動挙動と関連づけて予測する性能を有している。その意味では、シビアアクシデント総合解析コードのリスク評価に対する寄与は極めて大きい。一方、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえた場合、未だモデル化が不十分な現象があることも否めない。その例として、従来の想定とは大きく異なる状況下におけるプールスクラビングによる放射性物質の除去や長期的なソースタームに影響する放射性物質の再移動(Remobilization)が挙げられる。これらの現象は、気液二相流や放射性物質の化学的挙動を支配し得る気液の温度や雰囲気酸素ポテンシャルとの関連性が極めて高い。

放射性物質の挙動について、全てをシビアアクシデント総合解析コードに頼ることは困難が予想される。個別現象を詳細に解析する機構論的解析コードを整備し、シビアアクシデント総合解析コードを補完する形で間接的にリスク評価に活用することや、機構論的解析コードの結果に基づいて統計モデル等の代替モデルを構築し、シビアアクシデント解析コードに組み入れることにより、より実効的にリスク評価に寄与できることもあり得ると考えられる。

代替モデルの活用は、近年、活発な研究・開発が進められている、シミュレーションと事故シナリオの同定等をより動的に結び付けたダイナミックPRAにおいても有用であると考えられる。動的PRAは、一般的に、高い計算コストを必要とする一方で、レベル1PRAとレベル2PRAをシームレスにつなぐことができる潜在的な利点を有し

ている。ダイナミック PRA の研究・開発は、引き続き、国内外の研究機関や大学等において進められ、放射性物質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

格納容器の破損頻度、破損時期や破損の規模は、ソースタームの評価のみならず、安全目標を代替する性能目標との比較という点においても重要である。格納容器の破損には、どちらかという静的な現象である過圧破損や加温破損、衝撃力やミサイルの発生を伴うエナージェティック事象による破損、格納容器破損とは直接は関連しないものの、格納容器のバイパスを引き起こす事象（シビアアクシデント発生後における蒸気発生器伝熱管の熱的な破損等）がある。過圧破損や加温破損は、文字通り格納容器の圧力や温度が関連する破損であるため、熱流動解析の役割は大きい。

過圧破損を引き起こす可能性のある現象として、格納容器内で生じる熔融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）がある。MCCI の発生防止あるいは影響緩和を目的として、熔融炉心が格納容器内に落下する前に格納容器内に注水し、その水により熔融炉心を冷却する対策（ウェットキャビティ方策）が考えられており、現在は、保守性を考慮した決定論的な手法を用いてこの対策の有効性が評価されている。この手法は一つの考え方であり、それを否定するものではない。しかしながら、熔融炉心が水中に落下した場合には、熔融炉心の粒子化や床面での拡がり等、多くの現象が水中で進行する。このような点を考慮するならば、熔融炉心の挙動を機構論的に考慮できる熱流動解析コードを活用した、熔融炉心の冷却に成功する条件やその条件が出現する確率の評価を通じて、より高い説明性をもって当該対策の有効性に係わる知見を見出すことが期待できる。また、機構論的な熱流動解析コードにより、熔融炉心が水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合、その影響が格納容器の健全性に対して軽微となる水深等を様々な条件に対して評価できる可能性がある。水素爆燃や爆燃／爆轟遷移等、他の現象についても、個別の熱流動解析コードに基づいた結果をリスク評価に展開することを視野に入れておくことが望ましいと思われる。

3. まとめ

レベル 2PRA におけるソースターム評価を例に採り、リスク評価における熱流動解析の寄与について簡単に述べた。レベル 2PRA の分野に限らず、熱流動は、リスク評価において非常に重要な役割を果たしている。最新の技術的な知見を反映しつつ、熱流動解析に係わる技術を継続的に改善することに加えて、その技術をリスク情報を活用した様々な活動に応用していくことが、更なる技術の発展やリスク評価に携わる人材の育成という観点からも重要であると考えられる。

Yu Maruyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

(2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

宇井 淳¹¹電力中央研究所**1. 緒言**

本稿では、原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ、リスク評価との融合に関する検討、東電福島事故後の熱流動解析の役割、高度化に向けた取組等を紹介し、今後の展望を述べる。

2. 熱流動解析の目的と適用事例**2.1. 安全評価における熱流動解析**

原子炉施設の熱流動解析は、原子炉設置許可等の安全評価において、安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には、「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し、その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を、種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い、判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため、設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は、原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して、種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し、その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法¹⁾が発展している。国外では広く活用されており、主に運転制限に関わる事象に適用されている。

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては、レベル 1PRA では成功基準解析、レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として、対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は、成功基準の設定、プラント熱流動の挙動、炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期、事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間、過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では、燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から、結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので、その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより、着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は、低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに、放射線影響から環境を護る観点も強化され、安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には、OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト、タスク等において、決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では、不確かさやスケールリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト²⁾、安全余裕の定量化手法 SMAP の開発³⁾、その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A⁴⁾などが実施された。このタスクでは、各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね、PRAの事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは、事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり、動的PRAに通じる先駆的な検討であった。

IAEAにおいても、決定論と確率論のharmonizationを主題とした種々のTopical meetingが開催され、PSAに基づき、現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は、IAEA SSG-2^[5]などに反映されている。

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F事故後の新規規制基準では、想定を超える事故や自然災害の発生においても、炉心損傷の防止、格納容器破損の防止、放射性物質の拡散の抑制の対策(重大事故対策)が要件となった。設置変更許可では、評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際にPRAを用いることとなり、熱流動解析(事故進展解析)の結果から、設備、手順及び対策の有効性を評価することとなった。また、事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として、安全性向上評価の制度が導入され、PRAや安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象PRAの内容が例示されている^[6]。

米国では、最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究(SOARCA計画^[7])が長い間非公開で続けられてきたが、1F事故後に情報公開請求^[8]により一般に知られるようになった。このプロジェクトは、PRAまでは実施していないものの、1F事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり、注目を集めた。RCIC等の停止時間の想定などは1F事故とは異なるが、事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより、さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRCスタッフによるレベル3PRAの進め方の選択肢を検討した文書(SECY-11-0089^[9])に対する委員の回答では、その時点のSOARCAはまだ不十分であると、4年間でフルスコープPRAの実施をSOARCA計画の上に構築するようNRCスタッフに求めた。その結果、高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び、リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが、実際にはその後のSOARCAの取組は時間を要している。

3. NRRCにおける検討

3.1. レベル2PRAの格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内外的レベル1PRAのイベントツリーのヘッダは、系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して、レベル2PRAのCETのヘッダには、MCCI、水素燃焼、水蒸気爆発等の熱流動の現象や、誘因SGTR等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには、それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来、熱流動現象の分岐確率の定量化には、Theofanousらの開発したROAAM法^[10]が用いられている。当所では、ROAAM法に比べ、より演繹的なアプローチを指向するPRD法の活用を検討してきた。PRD法は、定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし、それに関連する基底事象との関係に関数ゲートとして表し、基底現象の取り得る不確かさ分布と関数ゲートの関係から、頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により、溶融デブリのドライアウト熱流束やMCCI等の分岐確率を定量化した^[11]。

3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧、SGがドライ、二次系が低圧(HighDry/Low)となる多重故障のシナリオでは、誘因SGTRの発生が想定される。このシナリオでは、一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態(ループシール)が生じるかどうかにより一次系の破断位置(SG細管、ホットレグ、加圧器サージ管など)が変わり得るため、熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRCでは、NRCによる誘因SGTRの最新の評価手法(NUREG-2195)を参考に、国内のPWRに当該手法の適用性を検討した。具体的には、原子炉システムの熱流動解析と構造解析により、ループシールの形成の有無、各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより、シナリオに応じた破断位置を確認するとともに、CETの拡張方法を示し、PRAに展開した。また、レベル2PRAの実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し、国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは、熱流動解析、

構造解析, リスク, 安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから, Risk-Informed の検討と言える。

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では, イベントツリーのヘッダの並びは固定され, その数にも実用上の点から制限が生じる。また, 成功か失敗の boolean 型で表現されるので, 事故シナリオの時間的な経過を伴う変化, 部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また, 1F 事故時における隣接号機の影響や, 臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は, 現状では困難である。このような課題を解決し, リスク評価を高度化する方法として, マルチユニット PRA^[12]や, 動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は, 離散型動的イベントツリー(DET)手法, ランダム・サンプリング法, 及び両者のハイブリット手法に分類されている^[13]。楠木らは, その課題として, 計算コスト, 成功/失敗の分岐確率, 人的過誤確率を挙げている^[14]。今後, これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために, 大量の試行回数が必要となるが, それを効率的に進めるために, 種々の不確かさを踏まえた解析とともに, サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では, 動的 PRA ツール RAVEN^[15]と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し, 膨大なケースの熱流動解析を代用することで, 動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは, 多方面に応用できる。たとえば, 実測値に基づいて, 相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから, データ同化でサロゲートモデルを作成し, それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い, モデルパラメータを適正化し, その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した^[16]。熱流動解析とリスク評価にとって, 実験等による実測値のデータベースは, 依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり, モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- ▶ 原子炉システムの熱流動解析では, 不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが, 総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し, 認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また, SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により, 多くの洞察が得られる。
- ▶ リスク評価の主たる目的は, 原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に, プラント全体のリスクプロファイルを把握し, リスクを低減させるための対策を検討し, 継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものとする。
- ▶ 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため, リスク評価手法自体の高度化も期待される。

(2020 春予稿からの転載)

参考文献

- | | |
|--|---|
| [1] 例えば, Regulatory Guide 1.203 | [8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083 |
| [2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222 | [9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011 |
| [3] NEA/CSNI/R(2007)9 | [10] NUREG/CP-0138 |
| [4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井, 江畑, 2009 秋の大会, L18 | [11] 宇井, 中村, 鈴木, 村田, 遠藤, 2015 秋の大会, F29 |
| [5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2 | [12] 三浦, 猪股, 神田, 吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03 |
| [6] 炉規法 43 条, 実用炉則 99 条, 運用ガイド 1311273 | [13] 下崎, 伊東, 濱口, 出井, 久保, 安全研究成果報告 (中間) (案) (2019) |
| [7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110 | [14] 楠木, 高木, 中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2 |
| | [15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017 |
| | [16] A. Ui, <i>et al.</i> , NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02 |

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

吉田 一雄¹¹日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割 2019年6月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 (AESJ-SC-P011:2018)」においては「Graded Approach」の考え方にに基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉のPRA (Probabilistic Risk Assessment) に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」における施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。(本予稿は2020年春予稿からの転載である。)

2. リスク評価で考慮すべき熱流動 核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故 高レベル廃液 (FP の硝酸塩を含む硝酸溶液) 貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には、含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NO_x が発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体 (水蒸気、硝酸蒸気あるいは NO_x) とともに貯槽から放出される放射性物質は、セル内に流出し、セル排気系から排気筒放出されるか、又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発 焼結炉内部は高温であり、侵入した空気はその場で水素を燃焼させ、水素爆発には至らないと考えられる。しかし、焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが、圧力逃がし機構が故障すると、炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例 解析には、発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード: MELCOR を用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1 に MELCOR 解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEA で開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCOR は硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム (Ru) が揮発性化学種である RuO_4 に変化し気相へ移行する。 RuO_4 は NO_x 及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動は Ru の移行に影響する。JAEA では、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画での NO_x 、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析する SCHERN コードを開発し、Ru の移行量評価の精度向上を図っている。

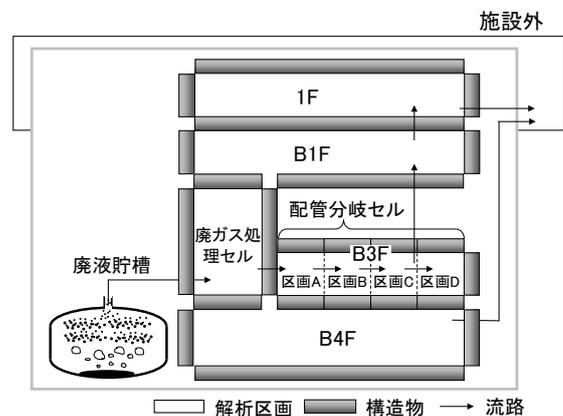


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

Kazuo Yoshida¹¹Japan Atomic Energy Agency

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[2L_PL04] Panel Discussion

リスク評価では施設のシステムの挙動をモデル化するがその解析に熱流動解析が重要な役割を果たす。近年は、静的な確率論的リスク評価と熱流動評価を統合したDynamic PRA等の技術の研究も進められている。本企画セッションではリスク評価に活用する熱流動評価の最先端の技術開発に関する取組について講演し、リスク情報活用のためのリスク評価に関し、熱流動評価の課題、今後重点指向する技術分野等について意見交換を行う。

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

[3L_PL] Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

Chair: Kai Masuda(QST)

Fri. Sep 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Zoom room 12)

[3L_PL01] Boron Neutron Capture Therapy

*Yoshihiro Takai¹ (1. Southern Tohoku BNCT Research Center)

[3L_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*Kohshin Washiyama¹ (1. Fukushima Med. Univ.)

[3L_PL03] Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass Spectrometry

*Shu Taira¹ (1. Fukushima Univ.)

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況

Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(1) ホウ素中性子捕捉療法

世界初病院附設加速器 BNCT 研究センターの現状

(1) Boron Neutron Capture Therapy

World's first Accelerator-based BNCT hospital

*高井良尋¹、廣瀬勝己¹¹ (一財) 脳神経疾患研究所附属 南東北 BNCT 研究センター

1. はじめに

ホウ素中性子捕捉療法 (boron neutron capture therapy: BNCT) は、従来の放射線治療とは全く異なる機序を利用したユニークな放射線治療で、ホウ素と熱中性子との核反応で生成する α 粒子 (α 線) とリチウム核を利用した治療法である。

本講演では、BNCT に関する歴史的背景、原理、加速器 BNCT システム、頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験結果について解説する。

2. 歴史的背景

BNCT の概念は、中性子発見からわずか 4 年後の 1936 年に物理学者の **Locher** により提唱された。世界最初の臨床試験は、1951 年に米国のブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉から得られる中性子を用いて行われ、その後、マサチューセッツ工科大学原子炉に引き継がれ 10 年ほど続けられたが治療結果が期待外れであり、その後米国では 1994 年に再開されるまで臨床研究は休止された。一方、日本では 1968 年より悪性脳腫瘍、1987 年より悪性黒色腫に対し、さらに、2001 年には、世界で初めて頭頸部癌 (再発耳下腺癌) に対して BNCT が施行され、大きな効果が得られたことが報告されており、日本が大きく世界に貢献してきた治療法である。2000 年ごろより BNCT 用加速器システム開発の機運が世界的に高まり、2009 年 1 月に京都大学と住友重機械工業の共同研究開発により、世界初の中性子発生装置が開発された。2012 年には、その装置とステラファーマ社が合成した Boronophenylalanine (BPA) を用いて再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験 (企業治験) が京都大学原子炉実験所 (KURRI) で施行された。総合南東北病院では、2014 年に福島県の公募事業である国際的先端医療機器開発実証事業費補助事業に採択される形で、同じ装置を導入し、南東北 BNCT センターを設立した (図1)。

図1



南東北BNCT研究センター

2016 年 1 月より、KURRI と共同で当施設において再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対し第 II 相臨床試験 (企業治験) が開始され 2018 年に終了した。その結果、頭頸部癌に関しては 2020 年 3 月に薬事承認され、6 月 1 日より保険適用され実臨床が開始された。なお、当 BNCT 研究センターは、病院附設施設としては世界初の BNCT 施設である。

3. 原理

BNCT は、ホウ素と熱中性子との核反応 (核変換反応) で生成する α 線と反跳リチウム原子核の殺細胞効果を利用した治療である。これら粒子は生物学的効果の高い粒子線 (高 LET 放射線、LET : Linear Energy Transfer=線エネルギー付与) で、その飛程は約 $9\mu\text{m}$ と $5\mu\text{m}$ と極めて短いため、影響はほぼ細胞 1 個に限られる。すなわち、BNCT は細胞 1 個内で起こる生物効果の非常に高い、粒子線治療とすることができる。

従って、ホウ素をがん細胞に選択的に取り込ませることができれば、隣接する正常細胞への傷害の少ないがん細胞選択的な治療が可能となる(図2)。

従来臨床で使用されたホウ素薬剤はほとんど BSH と BPA の 2 種類であるが、現在は主に BPA が用いられている。BPA はがん細胞に多く発現している膜タンパク質であるアミノ酸トランスポーターを介して能動的に細胞内に蓄積するため、代謝の亢進

● BNCTによるがん治療のイメージ

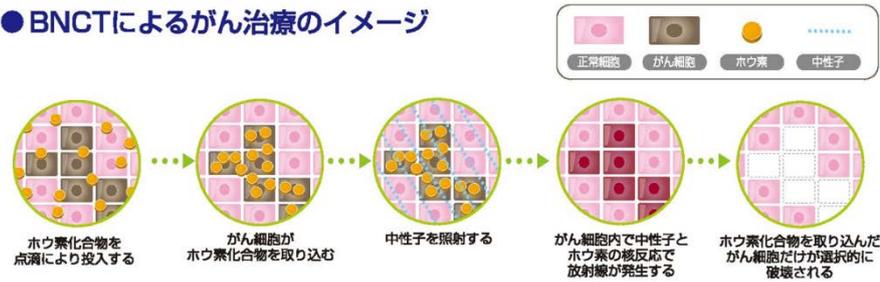


図2 ホウ素と熱中性子との核反応によって生じるアルファ粒子と反跳リチウム核の飛程が短いため、腫瘍細胞を選択的に破壊することができる。

しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

ホウ素と核変換反応を効率的に起こすのは熱中性子であるが、熱中性子では治療ができる深さが 2-3cm に過ぎないので、加速器 BNCT では熱中性子よりすこしエネルギーの高い熱外中性子を用いる。熱外中性子は体表から 6cm 程度の深さまで治療可能となる。熱外中性子は体内でエネルギーを失い熱中性子となりホウ素と核反応を起こす。

4. 加速器 BNCT システムの構成と治療

図3に加速器 BNCT システムの見取図を示す。加速器室、照射室、照射準備室、そして線量評価に必要な血中ホウ素濃度の測定のための検査室で構成されている。このシステムは陽子エネルギー30 MeV、最大 2mA の陽子電流出力が可能なサイクロトロン(HM-30)とベリリウムターゲットを組み合わせたシステムであり、Cyclotron-Based Epithelial Neutron Source (C-BENS)と呼称されている。HM-30 ではイオン源で発生した水素の負イオンを 30 MeV まで加速し、薄いカーボンフォイルを通過することによって荷電変換を行い、ビーム輸送系へと陽子ビームを射出する。治療室は2室あり、ビームラインはいずれも水平ビームとなっている。

別フロアには事前に治療体位の決定や患者固定具を作成するためのシミュレーション室や治療計画用 CT 室、そしてホウ素薬剤を点滴投与するための待機室を 5 室設けるなど、将来的により多くの患者に本治療を提供することを見据えた設計としている。

中性子は照射口から出ると広がる性質をもつため、患者は治療前に照射準備室で必要な臥位または坐位の姿勢で照射口に十分密接するように固定される必要がある。患者のセットアップにおいてこの点が X 線や粒子線治療と大きく異なるところである(通常の X 線治療では癌がどこにあっても患者は治療台の中央に固定すればよい)。治療では患者は 2 時間の点滴静注で BPA 投与を受けたのちに照射準備室から照射室へと自動搬送されるが、BPA 投与は継続したままで中性子照射を受ける。BNCT は基本的に 1 回の治療で終了し、1 回の照射時間は通常 40 分前後である。

5. 再発/局所進行頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験

南東北 BNCT 研究センターでは 2016 年 1 月より再発膠芽腫、2016 年 7 月より再発/局所進行頭頸部癌に対して第 II 相臨床試験(企業治験)が開始され、それぞれ 2018 年 6 月、2018 年 2 月に終了した。頭頸部癌に関しては、すでに、この治験結果をもって薬事承認され、保険収載されたが、ここではその治療成績を紹介

図3



サイクロトロンで生成された陽子ビームは、照射室の手前に設置されたベリリウムターゲットに照射され、中性子に変換され、患者に照射される。患者は照射室前の準備室で固定され、照射室に自動で搬送される。

する。

主要評価項目はBNCT施行日から90日以内の腫瘍縮小効果（ORR）、副次評価項目は全生存率他6項目、有害事象等である。全登録症例は21例で、手術不能再発扁平上皮癌（rSCC）（シスプラチンを含む化学療法に抵抗性癌）8例、手術不能再発/局所進行非扁平上皮癌（nSCC）13例であった。完全奏効率/部分奏効率はrSCCで50%/25%、nSCCで7.7%/61.5%、90日ORRは全例、rSCC、nSCCではそれぞれ71.75%、69.2%であった。外部対象として設定された、セツキシマブの第Ⅲ相ランダム化比較試験（EXTREAM試験）の対照群として設定されたCDDP+5FUの奏効率20%に比し極めて良好であった。有害事象はほとんどがgrade2以下で、症候性のgrade3以上のものは粘膜炎、頭蓋内感染、皮膚炎がそれぞれ1例ずつであったが、頭蓋内感染、皮膚炎の症例は登録時にすでに頭蓋底浸潤や皮膚浸潤により炎症を起こしていた症例であり、非常に安全で有効な治療法であることが示唆された。

5. おわりに

BNCTは、腫瘍細胞選択的な放射線治療であり、正常細胞には大きな影響を与えることなくがん治療の可能な画期的な治療法である。BNCTが、がん治療手段の一つに加わることにより、一つのがんに対して、特に頭頸部がんに対しては3度の根治治療が行えるようになる可能性がある。手術および根治的化学放射線療法（chemoradiotherapy: CRT）後再発し、他に治療法がなくなった症例でも、3度目の治療としてBNCTを根治的治療として行うことができる。この治療の順番を逆にして、BNCTを先行すれば、BNCTは手術やCRTに対する耐容性をあまり下げないので、腫瘍が残存した場合安全に救済手術やCRTを追加するような治療法が可能になるかもしれない。このようにBNCTは癌治療にパラダイムシフトを起こしうる治療法になると思われる。薬事承認がこの春にも得られる予定であり、夏前にはBNCTの実臨床が開始されると思われる。加速器BNCTが多くの難治癌に苦しむ患者さんに福音をもたらすであろうことを確信している。

*Yoshihiro Takai¹ and Katsumi Hirose¹

¹Southern Tohoku BNCT Research Center

※本稿は2020年春企画セッション予稿をもとに一部加筆修正を行ったものです。

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況

Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(2) 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

(2) Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*鷲山 幸信¹¹福島県立医科大学 先端臨床研究センター

1. はじめに

現在のがん治療は「手術療法」「化学療法」「放射線療法」が主である。放射線療法は患者に対して直接的な介入がないことから、患者に優しい手術として確立した地位を占めており、がんの種類やステージ（病期）によっては手術療法と同等の効果が認められる。放射線療法は患者の外側から X 線や γ 線（近年は陽子線や重粒子線も利用可能）を患部に照射し、放射線の持つエネルギーを利用してがんを治療する方法である。得意とするのは主に腫瘍の形がはっきりしているものや、原発巣などである。しかし放射線療法も万能ではなく、全身に転移が発生している場合や、骨髄などの放射線に対して感受性の高い組織に隣接しているようながんは得意でなく、治療するにも照射方法に高度な技術を要する場合が多い。これに対して、薬物の持つ標的集積性と放射線の物理的破壊力を組み合わせた方法がホウ素中性子捕捉療法（BNCT）やアイソトープ治療と呼ばれるものである。BNCT の詳細については専門の先生に委ね、ここではアイソトープ治療を紹介する。アイソトープ治療は内用療法とも呼ばれ、アイソトープ（RI）をがんに集まりやすい薬剤（モノクローナル抗体やペプチド等）に標識して体内に投与し標的を治療する方法である。薬剤が持つ標的的特異的集積性を利用するため、血流に乗った薬剤は全身の標的（がん）に集積し、そこで RI の壊変に伴い放出される放射線を利用することにより治療を行う。RI は腫瘍の生物物理的特徴を考慮して、半減期や放出放射線の最適なものを選択することが可能であり、他方、がんへの集積は分子標的薬剤部分が担う。

放射線はその性質から γ 線や X 線は診断に用いる一方、比較的高いエネルギーを持つ β^- 線や α 線は治療に用いられる。従来その入手性から β^- 線を放出する核種が、核医学分野において転移性骨腫瘍の疼痛緩和や非ホジキンリンパ種などのがんの治療に用いられてきたが、近年、 α 線放出核種をがん治療に用いた薬

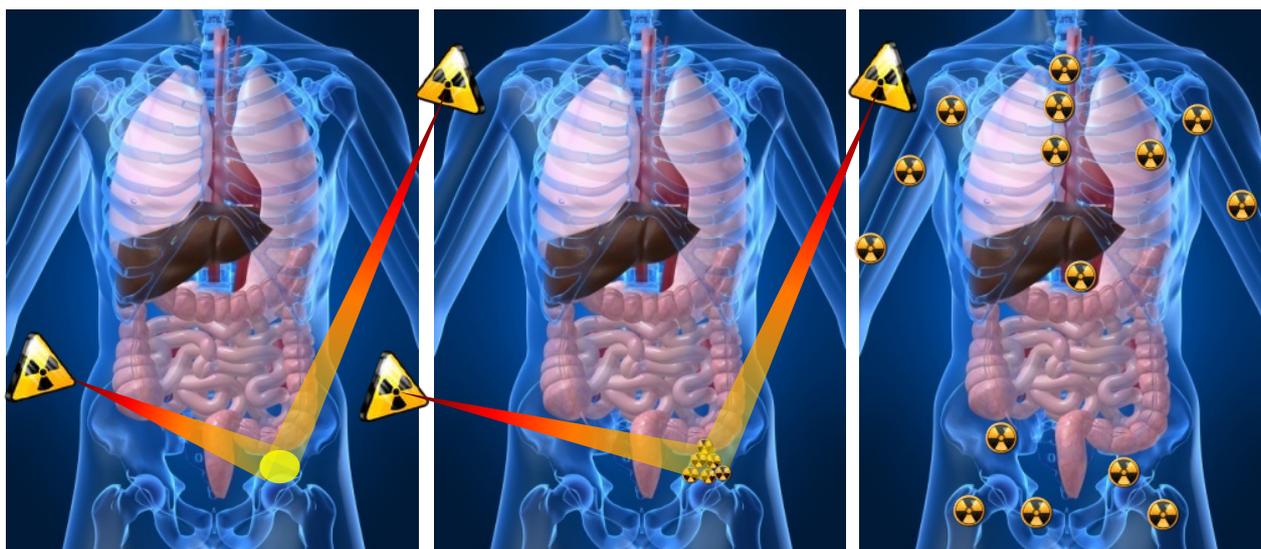
放射線治療
(Radiation Therapy)ホウ素中性子捕捉療法
(Boron Neutron Capture Therapy; BNCT)アイソトープ治療
(Targeted Radionuclide Therapy)

Figure 1 Radiation Therapy, BNCT, and Targeted Radionuclide Therapy

剤の開発が急速に進められている。既に本邦においても去勢抵抗性前立腺がん骨転移に対して塩化ラジウム-223 (ゾーフィゴ®)が利用され、従来の放射性医薬品では不可能であった骨転移患者への延命効果が示されている。海外に目を向ければ、別の α 線放出核種であるアクチニウム-225の標識化合物(^{225}Ac -PSMA-617)により、前立腺がんの全身転移患者の完全寛解が報告され、前立腺がん患者や医師のみならず多くの人々に、 α 線放出核種への興味を抱かせた。とはいえ、診断用核種の ^{18}F 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ や β^- 線放出核種の ^{90}Y や ^{177}Lu 等とは異なり、 α 線放出核種の入手は容易ではない。本講演では、 α 線や α 線放出核種(α 放射体)の特徴を紹介し、次いでそれぞれの核種の製造法について紹介する。さらに、国内外における製造と供給に関する研究や開発状況について紹介した上で、福島県立医科大学が現在進めている加速器で製造可能な ^{211}At を用いた放射性医薬品開発について、その取り組みを紹介する。

2. α 線および α 放射体の特徴

α 線の正体はヘリウムの原子核(He^{2+})であり、組織中で30-100 μm (細胞数にして5-10個)の短い飛程を持つ(β^- 線は0.05-12 mm である)。線エネルギー付与(LET)は当初60-80 $\text{keV}/\mu\text{m}$ であるがブラッグピークでは240 $\text{keV}/\mu\text{m}$ に達する(β^- 線は距離に依存せず常に約0.2 $\text{keV}/\mu\text{m}$ である)。このように α 線は短い距離の中で直進しながら周囲の原子と相互作用し、高いエネルギーを与えることにより多数の電離や励起を誘導するため、DNA二重鎖を切断しやすく細胞毒性が高い。しかもX線や γ 線に較べても酸素効果を受けにくい。また飛程が短いことから標的組織以外の正常組織への被ばくを低減できる。以上の特徴から、微小転移や白血病などの血液の癌、外科処置後の残存腫瘍または骨転移等が治療の対象と考えられている。

α 放射体はこれまでに10核種が治療用として提案(図2と表1)され、そのうちBayer社の $^{223}\text{RaCl}_2$ (Xofigo®)が、40か国以上で臨床薬として利用されている。また ^{211}At 、 ^{225}Ac 、 ^{213}Bi など6核種については、転移性がんや白血病・リンパ腫等を対象としたヒト臨床試験が実施されている。

3. 国内での利用とアルファ放射体 ^{211}At の特徴について

基礎研究として α 放射体を利用するためには、 α 放射体入手しそれを使うことができる環境が必要である。国内でアイソトープ治療用の α 放射体を利用できる許可施設(臨床試験を除く)は、現時点では国立の研究機関およびいくつかの大学のみである。これらの施設に共通する点としては、理工学・医学どちらの分野での放射線利用も施設設立時の比較的初期の段階から行われていたことが挙げられる。近年は、 α 線の医学的有用性が認められたことから、医学専用施設においても α 放射体を取り扱う施設が増えつつある。

では世界的に入手の難しい α 放射体の中でどのRIが今後国内で利用するのに最も有望であろうか? α 放射体は半減期の長い親核種から分離して入手する方法と加速器を使って製造する方法がある。詳しくは参考文献1)を参照していただきたい。国内では半減期の長い親核種の保有量が少ないため、加速器での製造が重要な手段となっていく。また、加速器で使うターゲット物質について考えた場合、材料として入手しやすく取り扱いも容易である点が重要である。これらを考慮した場合、 ^{211}At は日本において最も製造しやすい核種である(表2)。 ^{211}At はビスマス金属を標的とし、 ^4He ビームを28MeV程度に加速して $^{209}\text{Bi}(\alpha, 2n)^{211}\text{At}$ 反応で製造する。照射後の標的中の ^{211}At は、乾式分離法を用いて分離精製する。 ^{211}At の半減期は7.2時間であり、製造や化学分離、標識化合物の調製をする際に取り扱いやすい。またこの半減期は、標的腫瘍への取込に時間を要するモノクローナル抗体を用いた場合でも、致死線量を腫瘍に照射するのに十分な時間である。国内では阪大、量研機構(高崎&NIRS)、理研、福島県立医大等が精力的に製造を行っている。

4. 福島県立医科大学が進める核医学治療と ^{211}At 標識放射性医薬品開発

福島県立医科大学は、復興に関わる全ての人との絆を大切に、医療を通じて震災・原発事故からの福島の復興と光輝く魅力的な新生福島の創造に貢献することを設置理念として、2012年11月20日にふくしま国際医療科学センターを開設した。そのセンターを構成する一つとなり、最先端の医療機器を用いた画像診断で各種疾病の早期診断等を実施するための拠点として、先端臨床研究センターが設立された。先端臨床研究センターには、小型と中型のサイクロトロンがそれぞれ1基ずつ導入され、サイクロトロンで製造し

Table2. Target and projectile for production of alpha emitters for radionuclide therapy

Target	Projectile	Product
²⁰⁹ Bi 2.01×10 ¹⁹ y (= Stable)	⁴ He	²¹¹ At
	⁶ Li	²¹¹ Rn
	⁷ Li	²¹¹ Rn
²²⁶ Ra 1600 y	e	²²⁵ Ra→ ²²⁵ Ac
	n (thermal)	²²⁷ Ac, ²²⁸ Th, ²²⁹ Th
	n (fast)	²²⁵ Ra→ ²²⁵ Ac
	p (low)	²²⁵ Ac
	d	²²⁵ Ac
²³⁰ Th 7.54×10 ⁴ y	e	²²⁹ Th
	n (fast)	²²⁹ Th
	p (low)	²²⁹ Pa→ ²²⁹ Th, ²³⁰ Pa→ ²³⁰ U
²³¹ Pa 3.276×10 ⁴ y	³ He	²³⁰ U
	n (fast)	²³⁰ Pa→ ²³⁰ U
	p (low)	²³⁰ U
²³² Th 1.40×10 ¹⁰ y	d	²³⁰ U
	e (high)	²¹¹ At, ²¹¹ Rn, ²²³ Ra, ²²⁵ Ac, ²²⁷ Th, ²³⁰ Pa→ ²³⁰ U
	p (low)	²³⁰ Pa→ ²³⁰ U, ²²⁹ Pa→ ²²⁹ Th
	p (high)	²¹¹ At, ²¹¹ Rn, ²²³ Ra, ²²⁵ Ac, ²²⁷ Th, ²³⁰ Pa→ ²³⁰ U
	d	²³⁰ Pa→ ²³⁰ U, ²²⁹ Pa→ ²²⁹ Th

たアイソトープを標識した薬剤を合成し、非臨床試験、臨床試験・治験を行い、新しい診断・治療薬の開発が進められている。またGMP基準の薬剤合成や信頼性基準下での薬効薬理試験を行うために臨床試験を同一施設で行い、基礎から臨床応用までをシームレスに進める体制を備え、実用化を目指した研究を推進している。小型サイクロトロンでは陽電子放出核種である¹¹C、¹⁵O、¹⁸F等が製造可能であり、特に¹⁸F-FDGは日常的に製造され診断に供されている。中型サイクロトロンではα放射体の²¹¹Atなどが製造可能であり、²¹¹Atを標識した治療薬の開発が進められている。

4.1. MABG を用いた褐色細胞腫の治療

褐色細胞腫の治療

褐色細胞腫は副腎髄質に発生する腫瘍であり、従来はヨウ素の同位体の一つである¹³¹I (β⁻壊変核種)を用いた meta-[¹³¹I]iodo-benzylguanidine (¹³¹I-MIBG) がその治療に用いられてきた。しかしこの薬剤では、ほとんどの患者は完全寛解に到らないため、新たな治療法が望まれていた。周期表上で同じハロゲン族に位置するアスタチンを¹³¹Iの代わりに標識した meta-[²¹¹At]astato-benzylguanidine (²¹¹At-MABG) は、高い LET と短い飛程というα線の特性を利用した治療薬剤としてその効果が期待され、これまでに量研機構が中心となって動物試験を行い、その有効性及び安全性を評価してきた²⁾。福島医大ではMABGを臨床薬としての開発し臨床試験を行うために、量研機構と共同で研究を進め、自施設で製造した²¹¹Atを標識した²¹¹At-MABGを合成し、この薬剤の非臨床試験(有効性試験、安全性試験)を進めている。

4.2. プレターゲット法を用いた進行性がんの放射免疫療法の開発

再発や転移を伴い体内に広がった進行がんに対する副作用の少ない治療薬の開発は、がん研究に携わる研究者の最大の目標である。抗原抗体反応を利用した分子標的薬は骨髄抑制や消化器症状など副作用が少ないが、反面奏効率が低く効果も限定的である。そこで、放射線のエネルギーを利用したRI標識抗体医薬品による放射免疫療法(RIT)の研究および臨床開発が進められてきた。RITは既に臨床薬として一定の成果を上げているが、抗体はその分子量が約150kDaと重たいため腫瘍到達に約24時間を要する。その結果、血中滞留時間が長くなり正常組織の被ばく線量が高くなる。そのため、どれだけ優れた腫瘍集積性を示すとしても治療の本質を担う線量の観点からは、腫瘍対正常組織被ばく線量比(Therapeutic Index, 以下TI)は低く、副作用があることを前提とした治療を行わざるを得ない。これに対してプレターゲット法は標的を認識する抗体部分と治療に寄与するRI部分を分けて逐次的に投与方法であり、その両者をin vivoでつなぐ手

段として結合能力の高いストレプトアビジン・ビオチン系やハプテン、DNA 二重鎖、反電子供与型ディールスアルダー反応（クリック反応）が用いられている。福島医大では、東京大学の児玉グループとの共同研究により児玉らが開発した低免疫原性の人工ストレプトアビジン変異体(Cupid)と改変ビオチン(Psyche)の組み合わせたプリアーゲティング系³⁾に α 線の殺傷能力を付加した²¹¹At 標識 Psyche を進行がんの治療に応用する研究を進めている。

5. 標的 α 線治療のさらなる発展に向けて

過去の歴史をさかのぼると、 α 放射体のそのほとんどは理工学分野で扱われてきた。その後がんの治療薬として Xofigo[®]が認可されたことに伴い、医学系の分野でもその利用に対する動きが基礎と臨床の両側から活発になってきた。しかしこれからの α 線を用いたアイソトープ治療の推進のためには、²²³Ra 以外の α 放射体を用いた臨床試験が第 II 相より先に進むことと、それを阻む最大の要因である α 放射体の世界的製造&供給の問題を解決する必要がある。国内では利用できる施設や取扱いに関するノウハウ、さらに法的な取扱い等の諸問題が山積している。原子力や理工学分野の研究ではウラン、トリウムや核分裂生成物の処理等を通じて α 放射体に対する経験を持っているが、医学分野との連携は皆無に等しい。他方、 β 放射体に対してはある程度の知識と経験を持つ医学・薬学の医師・研究者らにとって、 α 放射体は未知のものであり、がんの要因になることは史実から知ってはいても、よもやがん治療に応用できるとは夢想だにしなかった。しかし、欧米から発せられる臨床試験の報告や国内での²²³Ra の利用によって状況は一変した。今後は理工系と医薬系の間を繋ぎ、双方のことが理解できる或いは歩み寄れる環境作りが α 放射体の核医学利用では重要になってくる。さらに α 線の被ばく線量評価に不可欠な微小環境での振る舞いを扱う Microdosimetry は放射線生物学や医学物理、モンテカルロシミュレーションの専門家無しでは進歩しない。幸い日本はいろいろな分野の多くの専門家が存在し、さらに高性能の加速器群と臨床前試験設備が整っている。ほかに何が欠けているか、どのように歩み寄れば良いかをお互いに考えることが重要である。 β -線とは異なる治療効果が期待される α 線を出すアイソトープを使ったがん治療が、今後基礎と臨床の互いの歩み寄りによって国内においても活発に行われることが望まれる。

References:

- 1) 鷺山幸信, アイソトープ治療のためのアルファ放射体の製造, 放射化学 2015:32:11-33
- 2) Ohshima Y et al. Antitumor effects of radionuclide treatment using α -emitting meta-²¹¹At-astato-benzylguanidine in a PC12 pheochromocytoma model, Eur J Nucl Med Mol Imaging 2018:45(6):999-1010
- 3) Sugiyama A. et al., Cupid and Psyche system for the diagnosis and treatment of advanced cancer. Proc. Jpn. Acad., Ser. B 2019: 95:602-611

*Kohshin Washiyama¹

¹Advanced Clinical Research Center, Fukushima Medical University

※本稿は 2020 年春企画セッション予稿からの転載です。

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況

Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

(3) ナノ微粒子支援型質量分析

(3) Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization Mass Spectrometry

*平 修¹¹福島大学農学群食農学類

1. はじめに

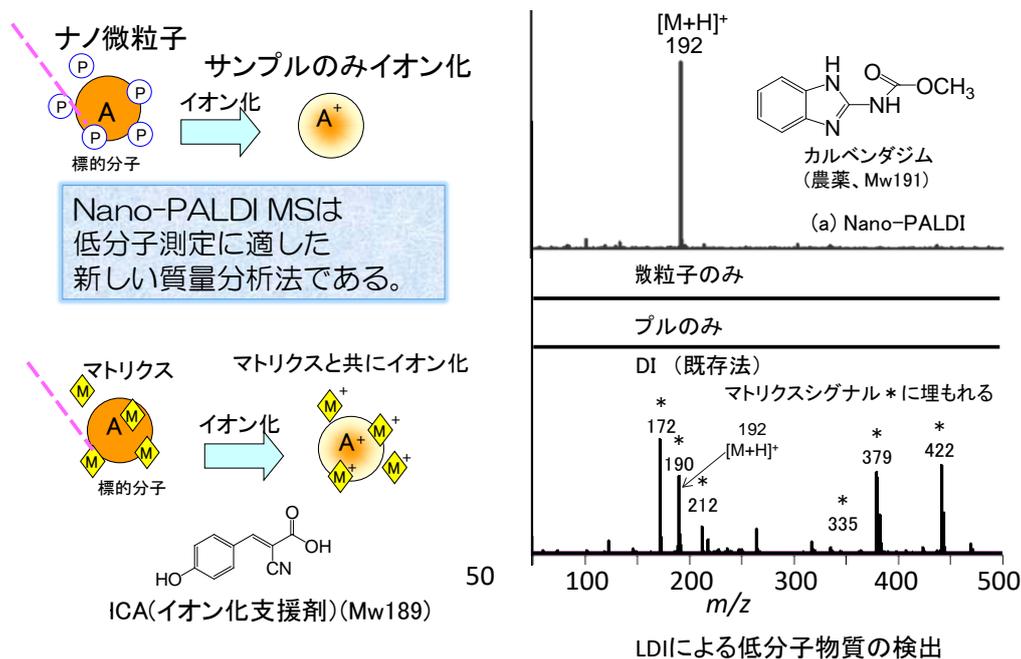
本講演は、セッション趣旨と少しずれてしまうかもしれないが、新しいナノテクを用いた分析技術の紹介であります。また、折角、福島大学で開催される学会で発表の場をいただけたこともあり、2019年4月に東北地区大学最後の農学系組織、「農学群食農学類」についても触れさせていただければ幸いです。

2. ナノ微粒子支援型質量分析 (Nano-PALDI)

ナノテクノロジーという言葉は今や身近なもので、家電や医療分野まで幅広く使用されている。質量分析 (MS) 分野でも、ナノサイズの粒子 (ナノ微粒子: NP) をレーザー脱離/イオン化 (LDI) 法のイオン化支援剤として用いることができる。コバルト酸化物の NP ($d=30\text{ nm}$) とグリセリンを混合したものでインスリンをソフトイオン化したのが MALDI の始まりである。筆者は民間研究所に勤務していた頃、ドラッグデリバリーの担体として最適な NP の開発に従事しており、質量分析とはあまり縁のない研究生生活を送っていた。民間研究所でドラッグデリバリーの担体開発に NP を用いていたころ、NP に目的の薬剤が吸着しているか MALDI MS で確認を行った。既存の有機マトリクスを加えた NP からは目的の薬剤のシグナルが得られた。一方、コントロールとしてイオン化支援剤を加えず、NP を測定したところ、目的物質のシグナルが検出された。薬剤のみからはシグナルは検出されない測定条件であるので薬剤の自己イオン化は否定できる。NP のみのスポットからは何のシグナルも得られなかった。ナノ微粒子自身はイオン化せず、目的物質のイオン化を支援することが示唆されていた。例として、農薬 (カルベンダジム: MW: 191) をイオン化した場合の両者の MS スペクトルを図 1 に示す。Nano-PALDI 法ではサンプルのみイオン化しているのがわかる。

ナノ微粒子が物質のイオン化を支援する。

(Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization: Nano-PALDI)



MALDI 法では（この場合、有機マトリクスとして CHCA (MW : 189) を使用)、有機マトリクス自体がイオン化し、さまざまな付加体としてシグナルが低分子領域に現れ、目的物質が検出できない。ナノ微粒子ののみで、低分子をノイズなく測定できるこの手法を、Nano-Particle Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) 法^{1,4}と呼ぶこととした。

・ Nano-PALDI に用いるナノ微粒子

金属酸化物をコアとしてその表面をシラノール基が被覆しており、さらに、水酸基と、アミノ基が露出した構造となっている（図2）。当初、金属酸化物コアのみのナノ粒子を用いてもイオン化することはできなかった。そこで、表面に親水性を持たせるため、シラノール基を導入したところ、若干標的物質をイオン化することができた。さらなる改善を図るために、官能基を導入し、標的サンプルとナノ微粒子をより近接させることにした。結果、標的物質を効率良くイオン化することに成功した。現在では、この構造を持つナノ微粒子を、2液を混合するだけで作製することができる。応用として核酸をイオン化する際に、特異的なシグナルパターンを示すことを報告している²。また、Nano-PALDI が不得意としていた高分子側のイオン化改善に取り組み、有機マトリクスとナノ微粒子のハイブリッド型で、低～高分子をイオン化する方法も研究している¹。任意の官能基をナノ微粒子表面に修飾する事も可能で機能性の付与することもできる。

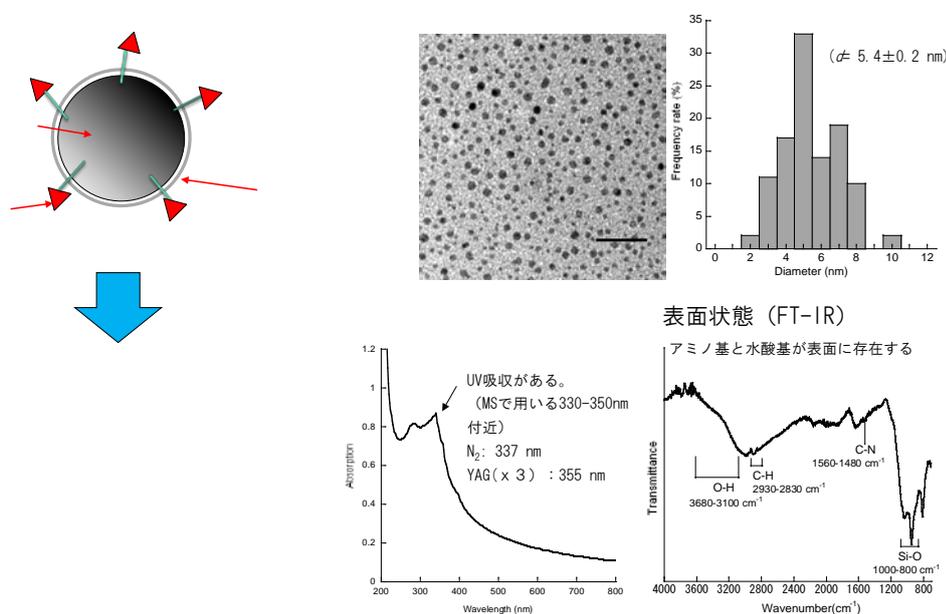


図2 ナノ微粒子の特性解析

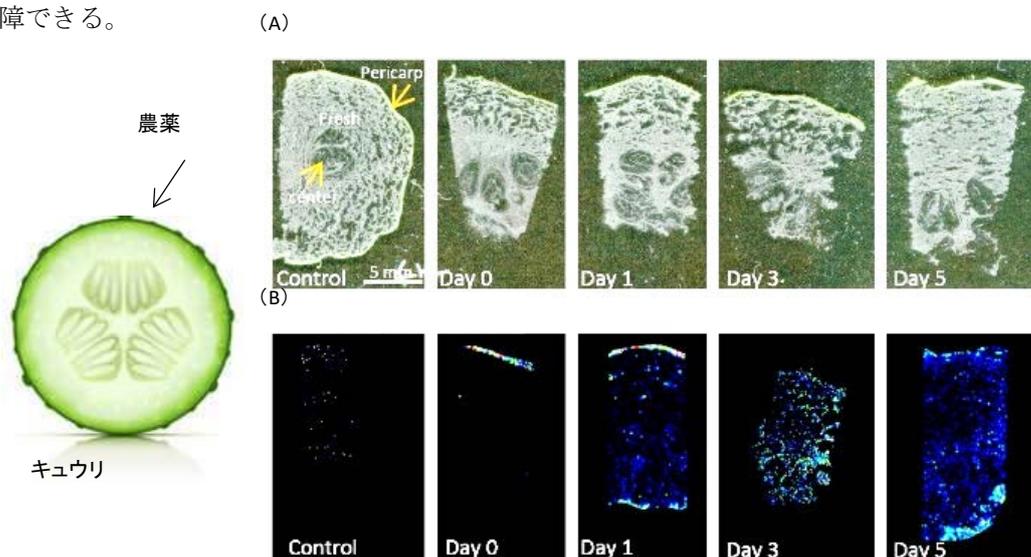
・ Nano-PALDI イメージング質量分析 (IMS)

近年、MS データを 2 次元的に表すことで、抗体や蛍光物質などを用いずに切片上の標的分子局在解析（視覚化）が可能になっている。Nano-PALDI は低分子検出に優れたイオン化法、イメージングは MS データを 2 次元に表す方法である。この 2 つを組み合わせた Nano-PALDI-IMS について紹介する。

野菜残留農薬の局在解析⁵

通常、残留農薬検査は、ガスクロマトグラフィー (GC)、液体クロマトグラフィー (LC) -MS が挙げられる。ただし、農産物から農薬を抽出するための前処理を行う必要がある。また、農薬の特性によって前処理条件も異なり、複数の処理工程を要するため煩雑である。さて、農薬は低分子量のものが多く、前述の理由から、既存法では IMS が困難である。そこで、Nano-PALDI IMS 法による農薬（防かび剤として用いられるプロシミドン (Mw:283)）イメージングが威力を発揮する。自家栽培したキュウリに対して収穫前日にプロシミドン含有の農薬（プロシミドン）を散布し、翌日収穫した。収穫したキュウリを、常温で 0、1、3、5 日間保存した後、IMS 測定を行った。図 3 の通り、収穫当日 (day 0) からは果皮に当たる部分からのみプロシミドンが局在しているのがわかる。保存期間が長期になるにつれて、プロシミドンがキュウリに内部に浸透

していくのが示されている。食品衛生学的に、購入後、冷蔵保存前に洗浄することが推奨できる。IMS 法で農産物内の農薬の解析することは特殊な前処理も必要とせず、得られた MS スペクトルから標的物質の質量を選択するだけで、局在情報も得られることから簡便である。農薬に限らず、質量分析で検出できる物質であればその局在が分かることから、機能性成分なども併せてイメージングすることで、食品の安全・品質を同時に保障できる。



3. 食農学類設立

福島に、農学系研究組織、福島大学・農学群・食農学類が 2019 年 4 月に開設された。東北地区の大学では最後に開設された農学系組織である。これまで、福島県は農業県として知られており、我が国に良質な農産物（畜産、水産も併せて）を生産・提供してきた。ただし、震災以降、生産者の減少、風評被害など様々な負の要因が重なり、2020 年現在も価値が戻っていない。福島産というだけで科学的根拠もないままに価値が下がるのは忍びない。また、元々農学を学ぶのに恵まれた土地に研究組織がないのも不思議である。

そういった要因が、事情が、民意が福島に食農学類を設立するきっかけとなった。「研究ファースト」、これが食農学類のモットーである。地方国立大学でこれを遂行するのは困難である。でも、38 名の教員が福島から世界に向けて研究成果を発信、還元するという大義を掲げてもいいのではないかと。何人かでも成功すれば。と複雑な思いを巡らせつつ、新しい組織で奮闘する毎日であります。



食農学類のイメージポスター

食農学類とイメージング MS

福島の農産物の良さを可視化すると、やはりというか機能性に優れていることがわかる。

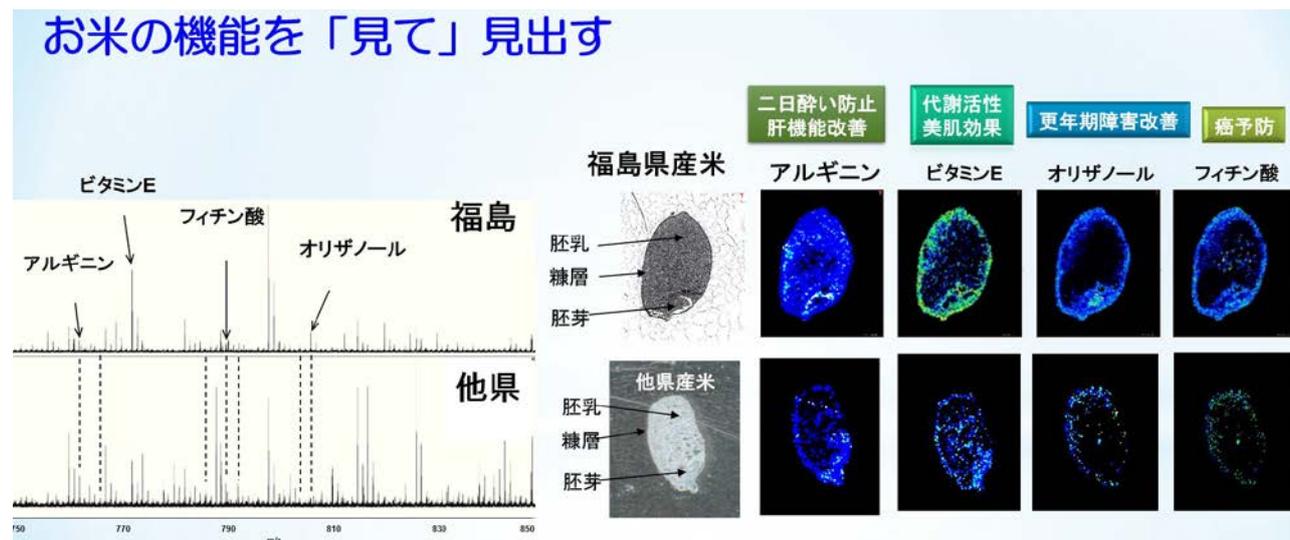


図3 米穀（玄米）のイメージング MS

図3左から、福島県産の他県産米を質量分析するとそれぞれ機能性成分の質量が得られる。どちらが良いのかはわからない。しかし、右図で「見る」と福島県産が優れているのがわかると思う。この差がどうして起きるのか、栽培法、天候、肥料の量、播種時期など様々な要因を調べることで科学的にな説明がつくと考える。

4. まとめ

ナノ微粒子を用いたイオン化法、Nano-PALDIについて、この講演を通してニーズが広がれば幸いである。また福島の食農学類と皆様とのコラボレーションが生まれるきっかけの一つとなりたい。今後、食農学類を厳しくも温かく興味を持っていただきたい。

- 1 Komori, H. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization using sinapic acid-modified iron oxide nanoparticles for mass spectrometry analysis. *Analyst* **140**, 8134-8137, doi:10.1039/C5AN02081F (2015).
- 2 Taira, S. *et al.* Oligonucleotide analysis by nanoparticle-assisted laser desorption/ionization mass spectrometry. *Analyst* **137**, 2006-2010 (2012).
- 3 Taira, S., Sahashi, Y., Shimma, S., Hiroki, T. & Ichianagi, Y. Nanotrap and mass analysis of aromatic molecules by phenyl group-modified nanoparticle. *Anal. Chem.* **83**, 1370-1374, doi:10.1021/ac102741g (2011).
- 4 Taira, S. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization based mass imaging with cellular resolution. *Anal. Chem.* **80**, 4761-4766, doi:10.1021/ac800081z (2008).
- 5 Taira, S., Tokai, M., Kaneko, D., Katano, H. & Kawamura-Konishi, Y. Mass Spectrometry Imaging Analysis of Location of Procymidone in Cucumber Samples. *J. Agric. Food. Chem.* **63**, 6109-6112, doi:10.1021/acs.jafc.5b00957 (2015).

*Shu TAIRA¹

Fukushima Univ. Cluster of Agricultural Sciences, Faculty of Food and Agricultural Sciences

※本稿は2020年春企画セッション予稿からの転載です。

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Sigma Research Advisory Committee

[1N_PL] 20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyusyu Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[1N_PL01] From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*Tadashi Yoshida¹ (1. Tokyo Tech)

[1N_PL02] For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[1N_PL03] My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*Atsushi Kimura¹ (1. JAEA)

[1N_PL04] Towards the future: Explore science from nuclear data

*Futoshi Minato¹ (1. JAEA)

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(1) 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

(1) From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*吉田 正¹¹東工大

1. はじめに

20 年前に核データ部会が設立されるまでのほぼ 35 年間、「シグマ特別専門委員会」と「シグマ研究委員会」の総称である「シグマ委員会」が核データ活動の揺るぎない中核であった。最大の特徴はこれが実際に作業する委員会であった点である。高速炉の開発に核データは不可欠であるとの認識に基づくメーカー各社と日本原子力研究所（当時；以下原研）の全面的な支援のもと、大学も含め各所に散在した専門家の横断的かつ献身的なヴォランティア活動という日本の技術開発史上他に類をみないユニークな活動であった。活動のピークにあった頃、当時原研物理部長だった原田吉之助氏が、シグマは「咲く花の匂うが如く今盛りなり、でずな」とふと漏らした一言が忘れられない。この一言に要約されるような時代だった。しかし、学会の「特別専門委員会」には決められた設置期間があり、核データという息の長い仕事のためには、やや異例ながら常に理事会の承認を得て延長に延長を繰り返して行かなければならない宿命にあった。一方、シグマ研究委員会の主体である原研も時代とともにその役割と体制を変えて行く。原子力学会に部会制が導入された始めたころ、時代は緩やかだが大きな曲がり角を迎えていた。核データ部会の設立によって核データ活動はこの曲がり角を適切に曲がり切ることができたと考えているが、ここでその経緯を振り返ってみたい。

2. 部会設立までの核データ小史

2-1. シグマ委員会の発足と活動

シグマ委員会の活動は、原子力の他分野に比べても類のないほど、その歴史を克明に辿ることができる。それは 1966 年に冊子体「JNDC ニュース」の名称で刊行が開始され、現在は改名のうえ電子媒体で年 3 回刊行されている「核データニュース」誌のおかげである（原子力機構・核データ研究グループの HP から全号にアクセスできる）。例えば同誌 44 号はシグマ委員会創立 30 周年記念号で、中嶋龍三、百田光雄から NEA Data Bank の Nigel Tubbs まで、10 人の懐かしいお名前が並び、これら先達の方々が委員会設立の経緯から将来展望までを語っておられる¹⁾。設立から 10 年ぐらいいしてひょっこり参加させていただいた本稿筆者は先達の方々にただただ敬意を表するしかない。特にこれら先達が JENDL 開発に舵を切ったその決断に。その後の 40 周年記念号（2003）、50 周年記念号（2013）と辿れば、シグマ委員会の歩みを容易に通観することができる。「シグマ委員会」は 2003 年一旦終了し、多少の曲折を経て現在の「シグマ調査専門委員」の母体となった。

2-2. 炉定数の時代

筆者が社会人として原子力に関わりを持った最初の仕事は、シグマ委員会ですでに大活躍をされていた飯島俊吾、川合将義のお二人の指導のもと、高速実験炉「常陽」マーク I 炉心の核設計を主として臨界実験の解析を通じてバックアップすることであり、「常陽」稼働後は、増殖比が 1.0 を超えていることを計算の助けもかりながら立証したりすることであった。その時代、原子炉メーカー三社は高速炉の核計算のために、それぞれ改良・作成した ABBN 型とよばれる多群核定数セットを使用していた。ABBN は Abagyan、Bondarenko、Bazayants、Nikolaev の頭文字に由来しており、そのレポートは 1964 年にソ連で出版されると、時をおかず米国でも翻訳・出版された。その表紙には「I.I. Bondarenko 教授の思い出に捧げる」との献辞がある。それから

20年ほどしてロシアの原子力研究都市 Obninsk を訪問する機会があったが、街の中心近くで「あそこは Bondarenko 広場と呼ばれています」と教えられた記憶がある。が、本稿執筆を機会に Google Map で探してみたものの、この広場、残念ながら見つけ出すことができなかった。

ABBN レポートには核種ごとに、必要な諸断面積、エネルギー自己遮蔽因子、非弾性散乱マトリクス表が与えられていて我々にとってのバイブルであった。ここから出発して各社各様に炉常数セットを当時最新の断面積測定値等を勘案して改良するなどして、高速臨界実験解析や核設計に使用していた訳である。その後は原研の開発した高速炉核計算のための70群核定数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核定数が異なるという問題は解消していったが、「もんじゅ」核設計のため英国の ZEBRA 臨界集合体で行われた「MOZART 実験」解析の頃まで各社各様の核定数が使われていたよう記憶する。が、今回この点は確認ができなかった。この核心は、現在 JENDL や ENDF/B、JEFF に代表されるような包括的な「評価済み核データライブラリー（以下ライブラリー）」から共鳴領域や非弾性散乱の複雑な処理を経て炉定数に至る一貫したコンピュータ処理によって自動的に作成されたものではない点である。共鳴が何千本もある²³⁸Uも含めて、ライブラリーの数値をそのまま使った直接 Monte Carlo 計算すら可能な現在の読者は不思議に思われるかもしれない。これは何も日本だけの話ではなかった。筆者が1977～78年に滞在した西ドイツ（当時）でも事情は似たりよったりで、高速炉研究開発の中心地だったカールスルーエでも KFK-INR という ABBN 型26群核定数が標準解析手法の中核であった。世界的にみても核データライブラリー開発の大先達の一人である J.J.Schmidt の出身母体であり、中性子反応の実験および理論の先進グループを擁し、評価済み核データライブラリー KEDAK-3 を持っていたにも関わらず、KEDAK から ABBN 型定数を生成するコードシステム MIGROS はまだ開発・試用段階にあった。当時、臨界直前の状態にあった高速原型炉 SNR-300 の核計算が行われていたブリュッセルの Belgonucleaire でも KFK-INR が使われていた。

2-3. JENDL の開発

上記のような当時の状況にも関わらずシグマ委員会は先を読んでいた。明確に年度を特定することはできないが、早いうちから国産の評価済み核データライブラリーの作成を意図していたと思われ（米国の ENDF/B-I は1968年に公開されている）、1971年には JENDL 第0次版の作成案の検討を始めていた（これは筆者の社会人一年目に当たる）。第0次版は一種の「練習」であり、1974年に完成した。JENDL 第1次版（JENDL-1）は1977年秋に公開されている。その後、JENDL は第4次版にまで発展し、General Purpose File と呼ばれる JENDL 本体と、使用目的に応じた多くの「特殊目的ファイル」が開発されて広い用途に用いられており、日本の原子力技術開発の骨格の役割を果たして来たのはご承知の通りである。

ここでやや本筋から逸れるが話題を一つ。JENDL、ENDF-B と並んで三大ファイル（その後ロシアの BROND、中国の CENDL が台頭）の一つとされた JEFF の E は Europe の E と思われている方がおられるかもしれない。実質 JEFF はヨーロッパのライブラリーであり、まわりもそう思っている。だがこれは Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library の E なのである。JEFF の前身 JEF（Joint Evaluated File）はヨーロッパ主導のプロジェクトであったが“collaborative project between the NEA Data Bank Member countries”と銘打たれている。その初版は1985年に公開されているからその前後のことと記憶するが、OECD/NEA(Nuclear Energy Agency) の会議で、原研の菊池康之氏は「JEF の coordinate やファイル化は日本も出資している NEA Data Bank がやっている。が、日本には既に JENDL があり、これは二重投資となり承服しがたい」と主張された。正論である。これがなければ E は Europe の E になっていたかもしれない。その後、菊池氏には OECD/NEA の重要な活動となる WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) に「日本（正確には JENDL）代表には崩壊熱/崩壊データをやっている人がいないから」と筆者もメンバーとして参加させていただき、多くの会議にご一緒した。同氏の学識、語学力は圧巻で、座長であろうがなかり、全ての会議を結果的に主導しておられた。フランス語も堪能だったと記憶する。菊池氏を始めこれまで名前を挙げさせていただいた方々のほとんど（今もご活躍の川合氏を除く）は既に鬼籍に入ってしまった。匂うが如く今盛りだったシグマ委員会の絶頂期も茫々たる過去の記憶となりつつあるが、その精神は現在にも脈々と受け継がれていることは常々実感される場所である。

とはいえ、一生ベータ崩壊とその周辺をウロウロ生きてきた筆者には JEFF の存在は大変ありがたく貴重であった。それは JENDL では（正確には JNDC FP Decay Data Library の時代から）ベータ崩壊大局的理論の理論値を大幅に取り入れ、ENDF/B-VI もこれに倣ったため、実験データを一貫して採用し続けた JEFF は格好の対照相手であったからである。複数のライブラリーがあることは貴重であった。その後 TAGS 測定²⁾の進展により、現在は JENDL、ENDF-B、JEFF 間の差異も次第に収束しつつある。

3. 核データ部会の発足

日本原子力学会では 1993 年に「専門分野別研究部会（部会）規定」が制定され、翌年 3 月「炉物理部会」はじめ 6 部会が発足した。核データ分野はこの状況の中でどのような選択をなすべきなのか、決して簡単な決断ではなかった。この時、シグマ委員会の中で議論を先導されたのが井頭政之（東工大）と山野直樹（住原工）のお二人である。今でこそ部会員二百数十人を要する堂々たる部会であるが、発足当時、最低限必要な部会員数（100 人前後だったと記憶する）を集められるかどうかから始まって、解決すべき問題も多々あった。アメリカ原子力学会においてすら「核データ部会」はなく、炉物理部会がこの分野をカバーしている。今だったら、核データは炉心計算だけのものではなく分野横断的に広く使われており、部会設立の説明もし易いであろう。が、当時としては海外の先例もなく、設立趣意書（部会 HP からアクセス可能）の論理構築も簡単ではなかったと記憶する。だが舵はきられ、更田豊治郎氏を部会長に 2000 年の日本原子力学会「春の年会」三日目の 3 月 30 日の「設立総会」で正式に発足した。本来この講演をされておられた筈の更田初代部会長は惜しくも 2016 年に逝去され、筆者が代理を勤めることとなった次第である。

核データ部会の発足は時期にも恵まれ、または中長期的に見れば核データ分野のその後の発展の枠組みとしても好適なものであった。シグマ委員会活動は高速炉開発に的を絞ったプロジェクトとしてメーカー 3 社の要請に基づいて発足した経緯からも、分野横断的な展開や活動透明性の確保、外部への働きかけ等は苦手であった。2000 年代に入ると、核データと核物理、天体核物理、核医学といった他分野との接点（接面と言うべきか）は急速に広がり、一方、原子力分野に限っても中性子断面積のみならずさらに広範な原子核にかかわるデータが必要になってくる。このような状況には、誰でも出入りでき、他分野との協力もしやすい学会／部会の方がやりやすい。福島事故以来、残念ながら学会員数は漸減しているものの、すでに述べたように核データ部会員数が倍増している背景には上記のような状況があると考えられる。

4. おわりに

日本の科学の世界では研究者が最新のテーマに集中するあまり、その波頭が通り過ぎたあとには無人の荒野しか残らないと、昔どこかで聞いたことがある。筆者自身がこれを実感したのは 1980～1990 年代に T 社でレーザー応用の研究に特化した時代であった。この技術は原子物理学の応用であり、日本では原子物理学はすでに衰亡していた。日本発の論文は読むことなく、欧米それにイスラエル(!)の論文をたよりに研究をすすめた。いま、原子核物理学が衰退の道をたどりつつあるように思われるが、核データと核物理の連携が分野の荒野化を防いでくれるよう願ってやまないし、今後の日本原子力学会核データ部会の活動がひとつの鍵をにぎっていることを強調して稿を終えたい。なおこの予稿は 2020 春の年会予稿からの転載しました。

資料

- 1) 中嶋龍三、百田光雄、桂木學、岩城利夫、更田豊治郎、梶山一典、村田徹、中沢正治、瑞慶覧篤、Nigel Tubbs、核データニュース、No. 44 [通巻 80 号] (1993)
- 2) 例えば、A.Algora, D.Jordan, J.L.Tain, B.Rubio, J.Agramunt *et al.*, Reactor Decay Heat in ²³⁹Pu: Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

*Tadashi Yoshida¹

¹Tokyo Tech.

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20年間の歩みとこれからの20年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(2) 核データ部会 20年に寄せて

(2) For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

* 深堀 智生¹¹原子力機構

1. はじめに

核データ部会の創立20周年に当たり、今後の部会活動の参考になるように歴史を含めて、概要の報告を試みる。黎明期については、最初に講演される吉田正先生のご発表に譲り、本報告では、その後の歩みについて振り返ってみたい。

なお、本稿は2020年春の年会の企画セッション用に準備したものであり、一部改訂しているが、殆どは転載していることをお断りしておく。ちなみに、発表者の知る限り、前回の春の年会のように学会会合がキャンセルされたのは、2011年の東日本大震災の折以来のことである。2011年の春の年会でも核データ部会の企画セッションが予定されていた。タイトルが「核データ分野の将来展望：大規模計算による核データ生産と普及活動」であり、中務孝先生（理研）の「時間依存密度汎関数理論によるE1強度分布の大規模並列計算」、大塚孝治先生（東大）の「先端大型殻模型計算によるSe-79のβ崩壊半減期」および発表者の「JENDL-4の普及活動および今後の核データニーズ」であった。このセッションは秋の大会にシフトすることなく、幻の企画セッションとなった。

また、奇しくも発表者は昨年原子力機構において、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故の対応である廃炉と環境回復に携わるようになってきた。こちらがほぼ10年を迎えるのを考えると、時間の流れを感じさせられる。

2. 部会20年の歩み

核データ部会の概要については、基本的に部会HP (<http://www.aesj.or.jp/~nnd/>) を見てもらえば全部書いてある。「核データ部会設立趣意書」によると、「あらゆる原子力システムは原子核の反応にその技術の基礎を置いている。したがって、原子核の反応をはじめその構造や崩壊に関する深い知見と、それに基づく広範で精度の高い核データの集積が必須のものとなる。これにくわえて、放射線工学や加速器・ビーム工学などの原子力関連技術は、計測、材料などの工学分野から、物理学、生物学、医学、環境科学、天体核物理へとその応用の裾野を広げつつある。その結果、原子核物理をはじめとする基礎研究領域と、原子力関連技術とのボーダーレス化が進み、またそこで必要とされる核データも極めて多岐にわたるものとなる。」とある。このような必要性を満たすため、我が国では、「シグマ委員会」¹⁾を中心に活動を続けてきたが、工学的観点に立脚した原子核反応のより深い理解と核データの量的拡大をバランスよく達成するためには、学会における情報交換と適切な議論が必須であることから、2000年に「核データ部会」を新たに設立した。これをもって、核データの工学的データベースとしての集大成であるJENDLの作成を司る原子力機構の核データ研究グループ及びJENDL委員会とアカデミックな観点からのバランスの取れた活動を俯瞰的に行うことができるようになった。関連して、第9期の核データ部会長名で、シグマ委員会へ2件の諮問を行った。核データの今後を考える上で指標となるロードマップの検討及び以下で述べる「核データ」連載講座の監修である。

余談ではあるが、原子力システムを設計する上で、精度の良い核データは必ずしも必要ではない。十分に予算をかけて、余裕を持たせられる設計ができるのであれば、その方が楽だからである。したがって、あまり「精度」、「精度向上」と述べるのは得策ではないと考える。これだけをお題目のように唱えていると、下手をすれば自分の首を絞める。それよりも、「安全かつ効率的な設計やシステム運用のためには、『不確かさ』

を予測できる核データを使って、尤度をできるだけ定量的に推定すべきである」というような論理展開が必要であると思う。発表者はこのスタンスで、活動してきた。

個別の活動に先立って、運営小委員会のメンバーの変遷を上記の観点から振り返ってみたい。現在 10 期目の運営小委員会であるが、部会長は、第 1 期の更田豊治郎氏（日本海洋科学振興財団（当時））と報告者以外はすべて大学の先生である。それも小林（京大）、馬場（東北大）、吉田（武蔵工大（当時））、井頭（東工大）、石橋（九大）、千葉敏（東工大）という、そうそうたる先生方である。初期は、大学、研究機関、民間企業出身の委員の数が拮抗していたが、徐々に民間の委員が減少し、第 9、10 期では民間の方はゼロである。この辺り、今後の展開を模索する必要があるかもしれない。上記で述べたように、「安全で効率的な」原子力システムを具体的に検討できるのは民間の力が不可欠であるからである。

以下、核データ部会の今日までの代表的活動について、概要を報告する。

2-1. 核データ研究会

2005 年までは、原研のシグマ委員会が核データセンターを事務局に開催していたが、原子力機構の発足に伴い、核データ部会主催で開催することを発表者からお願いした。2006 年度の核データ研究会は、作業の遅れから、2007 年 1 月に東海村で開催している。このため、2007 年には、2007 年度のもの合わせて 2 回核データ研究会が開催されたことになる。ここから、2009 年までは東海村で実施していたが、「原子力機構が主催ではないので、各大学等で持ちまわってはどうか」との意見があり、2010 年の九大筑紫キャンパスを皮切りに、東海村（2011、2015、2017 年）、京大炉（2012 年）、福井大国際原子力工学研究所（2013 年）、北大（2014 年）、高エネルギー加速器研究機構（KEK、2016 年）、東工大（2018 年）と続き、2019 年には九大筑紫キャンパスに戻ってきた。ちなみに、今年度は KEK が候補となっている。各報文集は JAEA-Conf シリーズとして刊行している。このため、報文集は原子力機構の HP (<https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/>) からダウンロードすることができる。

2-2. 日韓サマースクール

韓国との共同開催で夏期セミナーを開催している。核データ部会だけでなく、炉物理部会、放射線工学部会、加速器・ビーム科学部会の 4 部会合同で、日本と韓国で交互に開催している。4 部会合同ということで、原子力学会に「日韓原子力学会学生・若手研究者交流事業運営連絡会」が設置され、資金援助が受けられるようになった。本 4 部会の日韓交流が起点であったが、2005 年に日韓相互の人材育成について両学会間で学生・若手研究者間の交流に関する付属協定が締結され、日韓相互に日韓サマースクール/日韓学生セミナー等の開催を財政支援する事業が発足した。第 1 回は 2005 年に東海村で開催されたものと定義（上記連絡会の発足後）されているが、実は 2004 年に第 0 回と呼ぶべき日韓 4 部会合同サマースクールが韓国浦項加速器研究所で開催されている。この後、日韓交互に韓国原子力研究所（KAERI、2006 年）、九大伊都キャンパス（2008 年）、成均館大学水原キャンパス（2010 年）、京大炉（2012 年）、いばらき量子ビーム研究センター（2015 年）、KAIST（2017 年）、阪大核物理研究センター（RCNP、2019 年）と続いている。

発表者の個人的な見解で恐縮であるが、当初、中国、韓国等の東アジア、ベトナム、インドネシア、マレーシア、タイ、バングラディッシュ等の東南アジアに対し、原子力研究者交流制度で支援していたが、この中で韓国とベトナムは伸び代の大きい国だと感じていた。ベトナムは、勉強した研究者が偉くなってしまうので、核データ分野にとどまらないという恨みがあったが、韓国の現状はご存じの通りである。これに、日韓サマースクールは一定の貢献をできたと考える。

2-3. 部会賞

部会賞は、その授与により原子力平和利用における核データ分野の発展や進歩をうながすことを目的として設置されている。部会賞には、学術賞と奨励賞があり、共通して核データ分野において学術または技術上の優れた業績を対象としている。奨励賞の違いは、当該年度末までに満 40 歳に達しない部会員を対象とし、将来性に富む成果であれば、未完成のものでも良いという点である。2019 年度までにそれぞれ 13 件の表彰

が実施されている。

発表者の個人的見解であるが、あまり拘子定規に運用するというよりも、本来の趣旨である「部会員のモチベーション向上」を基本に運営していただければよいように考える。あまり曖昧にすると「行き当たりばったり」になってしまうが、「臨機応変」に対応いただければよいと思う。

2-4. 連載講座

2017-2018年の学会誌に8回シリーズで「核データ研究の最前線—たゆまざる真値の追及、そして新たなニーズへ応える為に—」の連載講座を、部会の総力をあげて執筆した。また、この監修をシグマ委員会にお願いして、素晴らしいものができたと思っている。部会が企画した連載講座は、核データを利用しているが、そこでどのような研究開発が行なわれているかといった話には縁の少ない原子力関係者に好評であった。

実は2001年（学会誌43巻5-8月号）に連載講座の第一弾があった。ここでは、核データとは何か？（第1回）、原子核物理入門（第2回）、核データの測定と応用（第3回）、核データの応用と今後の展望（第4回）と短期のものであったが、それまでに核データというものを知らないか、知っていても本質的なことにまで考えが及ばなかった層にもある意味で「核データ」という言葉が浸透したと思える。さらに、これを見て核データに興味を覚えた学生がいたことを聞き及んでいる。

2-5. 核データ利用者支援小委員会（愛称：核データなんでも相談室）

核データにはなお強い要求があり、信頼度の高いデータへの要請は留まることはないと思われることから、社会のニーズに応える核データとは何か、各実験者・研究者はどの部分について寄与できるか、をよく検討した上で、部会の編集・広報活動の一環としての情報交換の場を提供しようと設置した。この活動自体は、2015年3月終了した。その後、原子力機構の核データ研究グループに引き継がれた。

3. おわりに

核データ部会の活動は、上記以外にも年会や大会での企画セッションや核データニュースもあるが、本稿では概要の記載に留めることをご容赦願いたい。ただし、「今後のために言い残したいことは何？」との問いに対する発表者なりの回答は、「核データに関する核データ部会、シグマ委員会及びJENDL委員会の三位一体の体制の維持・強化である」と申し上げたい。さらに申し上げれば、民間の力を何とか活用できれば猶更よい。その一翼である核データ部会のますますの発展を祈念する。

参考文献

- 1) 深堀智生、「シグマ」特別専門委員会2017、2018年度活動報告：(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定」、核データニュース第125号（掲載予定）

*Tokio Fukahori¹

¹Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、シグマ調査専門委員会 合同セッション

核データ部会 20年間の歩みとこれからの20年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(3) 私の夢見る20年後の核データ研究 —測定研究を通して—

(3) My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*木村 敦¹¹原子力機構

1. 初めに

20年というのは長いような短いような微妙な時間です。これが100年というのならば「核データの誤差は工作精度に比べて十分に小さく、工学的に無視できるようになっていることでしょう。」とか「実験ができないような短寿命核や測定が困難な反応でも原子核理論からの計算によって実用上は問題のない精度が達成できていることでしょう。」とか大風呂敷を拡げることができます。逆に5年といわれれば現在の実験装置や計算機の能力が制約となって実現可能な範囲は大きく制限されてしまいます。一方、20年という時間は、計画を立て、お金が付き（これが最大の山であることは言うまでもありません）、それを実行できれば大きな進展がみられる長さであります。そこで、筆者が考える20年後の核データ測定を楽観的に予言してみます。

なお、自分のこれまで研究の経歴から、話の内容が中性子核データに関する夢に偏っていることは御容赦いただければと思います。

2. 20年後の核データ研究に関する夢

● 「核データを利用する計算コード（モンテカルロ計算など）に核データの誤差が取り込まれ、核データに起因する誤差が広く認識されるようになるでしょう。」

原子力以外にも医療や加速器工学などの分野へ核データの利用が急激に広がりつつあります。原子力関係の研究者には核データには誤差がつきものであり、それが工学的に無視できない場合もあるのは当然のことと理解されていますが、原子力以外の多くの分野の研究者には「核データにも当然誤差はあるが真空透磁率の誤差 ($1.25663706212(19) \times 10^{-6}$) のように工学的には十分無視できるほど小さい」と誤解されているのが現状です。そのため、多くのユーザーが数値誤差しか認識せずに計算コードを利用し、核データに関する要望が我々にフィードバックされにくい状況になっています。

20年後には計算結果に核データ起因の誤差が表記され、利用者がその大きさを認識し、我々にフィードバックが戻ってくるようになるでしょう。もちろんこうなるためには、計算コードの開発者の多大な協力が必要ですが、我々の方でも、

- ・ほとんどすべての核種（特に安定核）・反応に対する誤差の評価
- ・中性子だけでなく、陽子や重陽子に対するデータの整備
- ・誤差評価のため実験データの少ない核種・反応に対する測定

が必要になります。

● 「希少な放射性試料が国内で生産されるようになるでしょう。」

核データの測定実験では希少な放射性試料の入手が大きな課題となっております。現状では試料のほとんどを海外から購入しており、測定できる核種に大きな制限ができております。

20年後には放射化学のグループとの協働が進み、日本国内で放射性核種を使用済み燃料から分取し、実験ができる体制が確立されていることでしょう。

- 「理論と実験の融合が進み、理論に制約を与える実験が多く実施されることでしょう。」

実験による直接測定が困難な核種・反応に対する核データの要求が年々強くなっています。そのような反応に対しては理論計算による導出が行われておりますが、より計算精度を向上させるためには、実験により計算に制約を与える事が不可欠です。

20年後にはこの傾向がさらに強まり、理論計算に制約を与えるための実験が多く行われるようになるでしょう。また理論計算による導出だけでなく、代理反応を利用した測定も今まで以上に活発に進められていく事でしょう。

- 「複数の試料を複数の施設で測定する体制が整備されることで、誤差の議論が可能となり、真値への収束が進むでしょう。」

測定データには各実験者が妥当と思う誤差を評価しております。つけられている誤差には測定試料に起因するものと実験施設や解析法などに起因するものが主にありますが、現状の値付けされた誤差の妥当性の検討が十分ではなく、その結果、真値への収束を妨げていると感じております。

20年後には国際的な試料データベースの構築と海外の実験施設との連携の強化が行われ、試料を交換して複数の施設で測定する体制が整うでしょう。同一の施設での異なる試料の測定結果、若しくは同一の試料の異なる施設での実験結果を比較することが可能になります。これにより、試料起因の誤差と測定手法に関する誤差の切り分けが可能となり、つけられた誤差の妥当性をより深く議論することが可能となります。その結果、より早く真値への収束が進む事でしょう。

- 「新しい核データ測定のための施設が建設され、測定が開始されているでしょう。」

筆者は現在、J-PARC センターに設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)で実験を行っております。ANNRI は 2009 年に完成した大強度のパルス中性子源を利用できる実験装置ですが、残念ながら非密封 RI や核燃料物質を使用することができません。そのため、核分裂断面積の測定、U や Pu の断面積測定ができない状況になっております。核燃料物質の利用が可能なパルス中性子源としては京都大学にある電子線加速器がありますが、1965 年に完成した加速器であります。

20年後には、予算を獲得して核燃料物質が利用可能な新たなパルス中性子源を用いた実験装置の運用が開始され、日本国内で核分裂反応を用いた実験が盛んに行われている事でしょう。(切に希望します。)

3. 終わりに

核データ部会創立 20 周年にあたり、20 年後の夢を語らせていただく機会を頂きました。安易な気持ちで引き受けたのですが、20 年後という(リタイア間近ですが)現役で部会に在籍している可能性が高く、(当然開催される)創立 40 周年の記念セッションでこの文章の答え合わせをすることになるかもしれません。20 年後のその時に、この夢が現実になっているように精進していきたいと思えます。

なお、本文章はあくまでも筆者個人の私見、夢であり、所属組織を代表するものではありません。

(本稿は中止となった「2020 年春の年会」の予稿と同一の内容です。)

*Atsushi Kimura

¹Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20年間の歩みとこれからの20年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

(4) 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

(4) Towards the future: Explore science from nuclear data

湊 太志¹¹原子力機構

1. はじめに

複雑極まる原子核の性質を分析・理解し、理学的・工学的応用のために数値データ化して整理するのが核データ評価研究の仕事である。「核データ」の存在意義は疑う余地もないが、核データ評価研究が本当に必要な分野であるか疑われる空気も全くないわけではない。将来も核データが原子力応用の基盤データとしてあり続け、社会のさらなる発展に寄与するためには、核データ評価の研究者はどのような活動を今後していくべきだろう。現在のユーザーからのニーズに応えるだけでなく、自ら科学の最先端を切り拓く姿勢や社会へのアウトリーチ活動も求められている。なお、本予稿は、中止となった原子力学会 2020 年春の年会の核データ部会企画セッションの予稿を元に、一部改訂されたものである。

2. 核データ評価の仕事

核データ評価は、測定された実験データを基に、評価者が原子核の特性を考慮しながら尤もらしい数値データを与える仕事である。また、評価した数値データがある特定の形式（例えば ENDF フォーマットなど）に変換して保守・管理する事も仕事である。時には、評価済みデータをモンテカルロ粒子輸送計算コードなどに使用できるよう、評価データを処理することも核データ評価の仕事として含む。応用上重要な核データの中で、主役となるのは中性子核反応断面積である。そして、中性子核反応断面積の核データ評価作業の半分以上を占めるのが、理論モデルによる断面積評価である。実験データは、全ての反応チャンネル（非弾性散乱、 (n, α) など）や全てのエネルギーで測定されているわけではないので、理論モデルを用いて内挿および外挿するのである。

中性子核反応の核データ評価は、上述のように、入射中性子エネルギーに応じて開くあらゆる反応チャンネルに対応してはならない。しかし、原子核は数個から数百個の核子で構成される有限多体系であるため、解析的にも数値的にも解くことが難しく、その反応を統一的に記述できる理論はいまだ存在しない。そのため、現在の核データ評価の方法として、与えられた系のエネルギー領域に特化した複数の異なる理論モデルを重ね合わせて、反応を記述する方法がとられている。よって、核データ評価者に要求される理論モデルの知識の幅は多様に及び、R-Matrix 理論、光学模型、統計模型、励起子モデルなどを筆頭に、それらのモデル計算コードを作動させるためのインプットデータを求める理論モデルも理解してはならない。また、核データ評価者は、実験で用いられた手法の理解も必要となる。

このように核データ研究者は、まさしく核物理学全般のスペシャリストといっても過言ではない。核物理学の知識を備え、原子力応用に対する視点も備えた研究人材はそうは居ないだろう。もちろん、必ずしもその分野の専門家と同じくらい情報に精通しているわけではない。しかし、核データ評価の仕事を行なうためには、核物理学のスペシャリストになろうという気概は重要である。また裏をかえせば、核データ評価に従事すれば原子核の持つ様々な特性を知ることができる、ということである。

3. 核データ評価のいま

多くの先駆者の努力により、複雑極まる原子核反応の核データ評価は、理論計算においては明確に体系化されている。核データ評価研究の創成期に比べると、理論計算においてははるかに簡便になったと思われる。

若手の核データ研究者はその恩恵を大きく受けている。もちろん、実験データから如何に尤もらしい評価値を与えるかは、いまだに評価者によって考え方が異なり、統一した手法は存在しない。

現在、核データ研究グループでは、廃止措置やバックエンドを支える基盤となる評価済核データを整備し、核データライブラリ JENDL-5 として取り纏める作業を行っている。JENDL-5 では、構造材となる核種の再評価やこれまでなかった安定核種の収録、核分裂収率や不安定核種の崩壊データと水の中性子散乱則データの改良などを予定している。最近では、新しい光核反応の評価済データが JENDL に加わり、今後はさらに、重陽子核反応の評価済データが追加される予定である。これらは加速器や医療など、原子炉以外への核データ利用の需要が高まってきているためである。このように、核データ研究グループでは、中性子核反応以外の核データ評価ファイルの裾野も充実しようとしている。

一方で、エネルギー利用という点で、既存の核データの性能は十分なレベルに達しているのではないかという声が国内外からちらほら聞こえてくる。共分散データの拡充や数 MeV～数 10 MeV 以上の高エネルギー領域における断面積評価など、まだ多くの改善すべき点が残されているが、改善する余地がなくなった核データ領域はこれから少しずつ増えてくるだろう。ユーザーのリクエストに対する努力の成果と言えるが、あるレベルに達するとニーズが無くなってしまうというのは、どんな工学的製品についても共通して言えることである。高度成長期に個人消費を支え、急速に発展した白物家電は、付け加えるものがないくらい高い機能を持った日本製よりも、安くて使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。同じように、核データも十分な品質レベルに達した後は、高度な物理的知識を追加していくよりも、利便性を高めることが主体になってしまうのだろうか。

3. 将来に向けて

もしこのまま核データが、主なユーザーである原子力分野から要求されることがないくらい、高い品質に達してしまったならば、核データ評価者はそれ以上にいったい何ができるだろうか。上述のように利便性を高め、品質保証とともに輸送計算に必要な処理済の数値データライブラリをパッケージ化して、製品として外部へ売り出す営業マンに転職するのだろうか。それも正解であると思う。しかし核データのニーズは、核データ研究者の努力次第で、これからの 20 年さらに加速することができると思う。

加速のキーとなるのが、社会や他分野との相互作用を増やすことである。特に、(1) 核データ研究の問題点を他分野と情報共有すること、(2) 核データ研究で培った知見を宣伝活動することである。まず、(1) について議論する。核データ評価者は、現在の核データ評価手法に使われている理論モデルの一部に、原子核の特性を記述するうえで十分でない部分があることを認識している。例えば、励起子モデルの一粒子準位密度や相対論的効果などである。こういった改善の余地のある部分は、最新の核物理研究を利用して、修正していくことが可能であろう。しかし、その問題点を核データ研究に隣接する研究分野やユーザーと情報共有することは、必ずしもできているとは言えない。このため、いざ「〇〇が核データの高精度化に必要」と主張しても、その波及効果を核物理研究者やユーザー側が容易に想像できず、協力や同意を得ることが難しい状況にある。核データ評価に関わる専門的な問題点をリストアップして公開し、分かり易い形で核物理研究者やユーザーと情報共有すべきではないだろうか。これにより、これまで見えなかった問題点や過小評価していた問題点を表面化させ、将来の核データ研究の動機になっていくのではないだろうか。

しかし(1)だけでは、核データ研究に加速度をつけるための推進力として十分ではない。そこで重要となるのが(2)であると考え。核データそのもの、および核データ評価で培われた技術や知見を、核物理や原子力を越えた分野へ活かすことである。医療や宇宙分野がその一つであるだろう。特に宇宙分野における核データは、原子力利用ほどの精度は求められていないため、ある程度の高精度化を達成することで、ブレークスルーを与えることができるかもしれない。さらに核データ研究に加速度をつけるのであれば、これまで視野に入らなかった分野について自ら積極的に情報収集し、可能性があれば共同研究を提案することである。特に、当たり前のことであるが、誰もやっていないテーマにチャレンジすることである。最初は小さな前進でも、研究の進展とともに可能性を見つけられることもあるだろう。白物家電がインターネットとつながり(いわゆる IoT)、さらには人工知能ともつながるようになった現代は、人々はその日のおすすめ

の献立情報を冷蔵庫のディスプレイから得ることができ、エアコンは最適な空調環境を提供できるようになった。核データも異なる研究とのオーバーラップによってそのポテンシャルをさらに引き出していくことができるのではないだろうか。

また今後、研究者は、社会に対してアウトリーチできることも必須になっていくだろう。社会に対する各機関の科学研究のアピール合戦は年々熱くなっているように見える。幸いにも、核データは既に様々な分野に応用されている。おそらく、アウトリーチで強く宣伝できる内容はいくらでもあるだろう。アウトリーチによって核データの知名度を上げることは、社会という強力なサポーターを得ることでもある。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

この章では原子力分野への応用から離れた観点から議論してきた。しかし、他分野との協同研究で引き出された核データのポテンシャルは、もちろんのことながら、原子力分野へ応用することもできるはずである。核データの原子力分野への応用において、これまでの常識に捕らわれない、品質以上の価値を、幅広い分野との協同研究の結果として発掘することを、私は期待している。それが将来も核データが原子力応用の基盤データとしてあり続けるための必要な活動の一部だと思っている。

4. まとめ

これからの核データ評価の研究者に期待したいことは、これまでの縁の下の力持ち的存在ではなく、自らが新しい研究分野を切り拓き、核データ以外の分野でも専門家となることである。そして、原子力分野からの安定したユーザー数に満足することなく、核物理や原子力を超えた他分野と積極的に協同研究を行ってその数を増やし、核データ無しには応用や開発ができないほどその重要性を高めることである。今後の大きな課題は、核データを通じた成果を国民に伝え、核データという分野を社会に根付かせることができるかどうかである。20年後には、これまで予想もしなかった潜在的な核データの可能性が見つかり、その応用が社会を豊かにしていることを期待したい。

Futoshi Minato¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engineering Division

[2N_PL] Status and prospects of R&D for fusion DEMO

Chair: Noriyoshi Nakajima(NIFS)

Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N (Zoom room 14)

[2N_PL01] Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*Yoshiteru Sakamoto¹ (1. QST)

[2N_PL02] R&D and issues for in-vessel components design

*Hiroyasu Tanigawa¹ (1. QST)

[2N_PL03] Concept of remote maintenance and R&D issues

*Hiroyuki Onishi¹ (1. MHI)

[2N_PL04] Concept of fuel cycle system and R&D issues

*Yasunori Iwai¹ (1. QST)

[2N_PL05] General discussion

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(1) 原型炉開発の概要と炉設計の課題

(1) Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*坂本 宜照¹、原型炉設計合同特別チーム¹量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

原型炉研究開発ロードマップが文部科学省科学技術・学術審議会核融合科学技術委員会により策定され、夢のエネルギー源である核融合原型炉の実現に向けた機運が高まっている。本格的な核融合燃焼プラズマ実現を目指す ITER の建設が着実に進展するとともに、次段階として発電実証を目指す原型炉の技術基盤構築に向けた産学官の体制が整備された。本講演では、日本の原型炉開発の概要と核融合科学技術委員会の要請により設置されたオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームが実施中の原型炉の概念設計の現状と課題について述べる。

2. 原型炉研究開発ロードマップ

日本の原型炉の研究開発は段階的アプローチで進められ、現在は ITER を中核装置とする第三段階にある。原型炉研究開発ロードマップでは、ITER でのエネルギー増倍率 10 程度以上のプラズマ長時間燃焼の達成が想定される 2035 年頃に原型炉を中核装置とする第四段階への移行判断を行う。それまでに、BA 活動の一部である JT-60SA による研究開発、核融合中性子源建設による照射試験、原型炉概念設計・工学設計、実規模技術開発、ブランケット開発等を並行して進め、2020 年頃に第 1 回中間 C&R 及び 2025 年頃から数年以内に第 2 回中間 C&R を実施し、達成目標の進捗状況を確認する。

3. 原型炉概念設計の現状

2015 年 6 月に発足した原型炉設計合同特別チーム（2020 年 2 月現在、総勢 102 名）により検討を進めている原型炉は、核融合出力 1.5GW、主半径 8.5m のトカマク型磁場閉じ込め装置である（図 1）。21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目指すため、ITER 技術基盤や JT-60SA プラズマ物理基盤に基づいた設計検討を進めている。これまでの検討により炉本体、発電系、ホットセル、周辺設備等の原型炉プラント全体像を明確にし（図 2）、核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標（数十万キロワット電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性）を満足する原型炉概念の基本設計を完了した。

4. 炉設計に係わる課題

原型炉概念の基本設計の実現性を高めるため、加速が必要な炉設計課題として高強度低温鋼開発、DT 混合ペレット製造技術、MeV 級定常 NBI 高効率化、トリチウムインベントリ評価、第一壁保護リミター設計、炉内構造物の設計技術、炉心プラズマ設計等が整理された。

（以上、2020 春予稿からの転載）

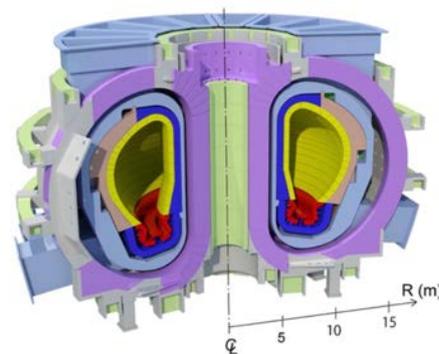


図 1 核融合原型炉の炉本体



図 2 核融合原型炉プラントの全体像

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(2) 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

(2) R&D of in-vessel component design and its technical issues

*谷川 博康

量子科学技術研究開発機構

1. 概要

代表的な核融合炉内機器として増殖ブランケット、ダイバータ、およびリミターが挙げられる。磁場閉じ込め DT 核融合炉においてはいずれの機器も、強磁場下においてプラズマからの熱輻射、粒子束流入、および核融合中性子照射を受ける複合極限環境下で使用されることになる。よって、その機能および健全性を想定機器寿命の間保証するためには様々な技術課題を解決する必要がある。本発表では、特に増殖ブランケット開発の現状と課題について報告する。

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

増殖ブランケットに求められる機能は、中性子遮蔽、燃料（トリチウム：T）増殖、およびエネルギー取り出しの3機能である。日本の増殖ブランケットは、水冷却・セラミック増殖材方式を主案として検討が進められ、トリチウム増殖比（TBR）を1.05以上保証することはDT核融合炉においては必須の要求であることから、熱輸送とTBRを成立させることを第一義に設計検討がすすめられてきた。さらに内圧・熱応力負荷に耐え、且つ事故時の耐圧性を有する構造として円筒型およびハニカムリブ管体型の2案が検討されている。これらの設計の基盤技術として、構造材料（低放射化フェライト鋼）、機能材料（ Be_{12}V 、 LiTiO_3 / Li_2ZrO_3 ペブル）の開発・評価がすすんでいる。

2-2. 原型炉にむけた技術課題

原型炉にむけた増殖ブランケット開発における最大の課題は、未体験の極限環境下における圧力容器の構造健全性とTBR確保を両立させなければならない点にある。すなわち、不確定要素が多い場合に耐熱耐圧性能を確保するには厚肉構造にすることで構造強度を大きめにとることが解になりえるが、TBR確保にはブランケット構造は合理的な範囲で限りなく薄肉構造にすることが要求される。一方、プラズマ対向面側（第一壁側）は核融合中性子の重照射を受けることから、構造材の機械特性劣化が不可避である。加えて、構造材の照射後特性は、はじき出し損傷による特性劣化に加えて核融合中性子照射特有の効果（核変換生成 He 、 H の影響）が顕著になる条件があると予想されているが、その定量的評価は核融合中性子源による照射実験をまたなければならない。このような制限の下、最大10Tの強磁場下で強磁性体であるフェライト鋼を構造材として使うがゆえに発生するマックスウェル力、ディスラプション時に発生するローレンツ力も考慮した上で一定の寿命の間構造健全性を確保できることを、炉内に1000機強配置されるブランケットモジュールに対して保証することが出来て、初めて稼働率の見通しを得ることができる。

この増殖ブランケットの実環境試験としてITER Test Blanket Module (TBM) 試験が行われる計画であるが、原型炉環境と比べると照射量も小さく、電磁力も相対的に弱い位置で試験されるため、原型炉条件での構造健全性に確認を得るには依然として不確実性が残る。

これらの多くの不確実性を考慮するには、決定論的設計法によるアプローチでは限界があることから、確率論的アプローチが不可欠であると考えられる。

(以上、2020春予稿からの転載)

*Hiroyasu Tanigawa

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(3) 遠隔保守の概念と開発課題

(3) Concept of remote maintenance and R&D issues

*大西 宏行¹¹三菱重工

1. 概要

核融合原型炉における遠隔保守の概念は、炉の稼働率のみならず、ブランケットセグメントの支持方法、配管構造、導体シェル構造などの炉構造に大きく影響するため、これらと整合を取りつつ開発していく必要がある。本件では、核融合原型炉の遠隔保守の概念と開発課題についての現状を報告する。

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

ブランケットは上部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を踏まえ1セクター当たり内側2分割、外側3分割としている。保守時には、上部ポート上方に収納フレーム、昇降機構、エンドエフェクタ等の遠隔保守用装置を設置して交換作業を実施する。交換手順は、冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（外側センター部～外側サイド部～内側の順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図1に示す。

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

ダイバータは下部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を考え1セクター当たり3分割としている。保守時には、下部ポートに遠隔操作となる保守セル、ラジアルムーバ、牽引車等を設置して、交換作業を実施する。交換手順は冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（センター～サイドの順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図2に示す。

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

上記の遠隔保守概念に基づき、遠隔保守に要する時間を評価した。その結果、ブランケットについては約60日/ポート、ダイバータについては約30日/ポートとなった。交換頻度をブランケットは3年、ダイバータは1年、キャスク2台での並行作業を想定すると、稼働率は52%と試算される。

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに当たり必要と考えられる開発課題を整理した。

(以上、2020春予稿からの転載)

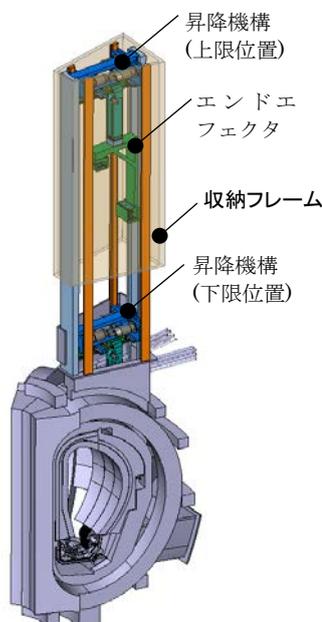


図1 ブランケット遠隔保守機器の概念

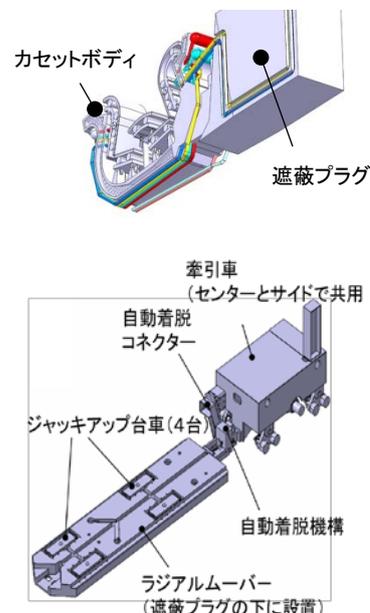


図2 ダイバータ（センター）遠隔保守機器の概念

*Hiroyuki Onishi¹¹Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

* 岩井 保則

量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要が生じる。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2. 燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

- ・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
- ・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
- ・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
- ・トリチウムインベントリの測定および評価。
- ・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
- ・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)

- ・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
- ・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
- ・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。

燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達を ITER 機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成

原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。

1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System): クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせた TEP にて処理する。TEP においては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述の ADS を経由させて環境に放出する。

2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System): 不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。また NBI 用の純 D の製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。

3) 貯蔵・供給系(SDS: Tritium Storage and Delivery System): 重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。

4) トリチウム除去系(ADS: Atmosphere Detritiation System): トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System; N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System; GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System; SB-DS)などが設けられる。

5) トリチウム水処理系(WDS: Water Detritiation System): 施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換し ISS へ送る役割を担う。WDS には液相化学交換塔と電解槽を組み合わせたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADS を経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に伴うトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に伴うトリチウムの抑制に対する一案は ISS と WDS の一体運用であり、ISS

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、まずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考えます。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取り扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

(以上、2020 春予稿からの転載)

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(Thu. Sep 17, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room N)

[2N_PL05] General discussion

核融合の原型炉研究開発ロードマップが2018年7月に文部科学省核融合科学技術委員会において策定され、核融合炉の実現に向けた機運が高まっている。本セッションでは、産学連携の原型炉設計合同特別チーム（総勢～100名）が検討中の原型炉概念設計の現状と技術課題について議論するとともに、3つの重要技術として、炉内構造物の長期運用を担保する設計技術開発、高放射線下で炉内構造物を定期交換するための遠隔保守、トリチウム燃料サイクルシステム概念、について検討の現状と技術課題について紹介する。

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Engineering Division

[1M_PL] Current status and prospect of neutron measurement technology

Chair: Kenichi Watanabe (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 16, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Zoom room 13)

[1M_PL01] Development and application of the neutron standards

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[1M_PL02] Development of light-weight neutron survey meter

*Tomoya Nunomiya¹ (1. Fuji Electric)

[1M_PL03] Development of diamond neutron detector

*Junichi Kaneko¹ (1. Hokkaido Univ.)

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(1) 中性子標準の開発と応用

(1) Development and application of the neutron standards

*松本 哲郎¹, 原野 英樹¹, 増田 明彦¹¹産業技術総合研究所

1. はじめに

産業技術総合研究所（以下、産総研）では、中性子線量計の基準となる日本の中性子国家標準を開発している。これまでの中性子標準では、原子力施設、核燃料施設を主に考え、熱中性子～14.8 MeV までのエネルギー範囲で、不確かさを持った中性子フルエンスを評価できるようにしてきた（例えば[1][2]）。また、中性子フルエンスが正しい値であるということを示すために、海外の標準研究所との国際比較を定期的実施し、国際整合性を実証してきた（例えば[3]）。一方、近年、J-PARC や陽子線治療など医療用の大型加速器施設の使用や、加速器中性子源を使用したホウ素中性子捕捉療法（以下、BNCT）施設の建設が続いている。大型加速器周辺の放射線防護や施設内の2次粒子評価では、20 MeV 以上の高エネルギー中性子による線量評価が必要になる。そのため、産総研では、第1歩として、量子科学研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA のサイクロトロン施設において、45 MeV 準単色中性子を用いた校正を可能にした。また、BNCTについては、大強度中性子測定技術開発の行っており、今後 BNCT 運用にあたり、どのようなトレーサビリティが必要かについて検証を開始している。

2. 中性子標準

産総研では、11.5 m × 11.5 m × 11.5 m の低散乱中性子実験室があり(図 1)、その部屋の中央に線源を設置することができる。また、4 MV ペレトロン加速器と 300 kV コッククロフト加速器を所有しており、単色中性子発生のため実験室まで専用ビームラインがある。大きな照射室を使用することによって、測定対象の検出器へバックグラウンドとなる散乱中性子は入射する割合が小さくなるため、不確かさの小さな測定が可能になる。バックグラウンドとなる散乱中性子成分を引き去るために、通常はシャドーコーンと呼ばれる遮蔽体を中性子源との間に置いた測定を行っている。

2-1. 線源中性子による中性子フルエンス

²⁴¹Am-Be 線源及び ²⁵²Cf 線源の中性子スペクトルに対する中性子フルエンス、中性子周辺線量当量、中性子個人線量当量が与えられる。中性子線源の中性子放出率（単位時間当たり放出される中性子数）と線源構造に依存する非等方性分布から中性子フルエンスが決定される。減速体と合わせたものとして、熱中性子場と重水減速 ²⁵²Cf 中性子場がある。熱中性子場は、地階に設置された 1.9 m × 1.9 m × 2.3 m の黒鉛パイルの中心に 148 GBq の ²⁴¹Am-Be 線源を装荷することによって構成されている。熱中性子フルエンスは、金(¹⁹⁷Au)放射化法によって決定されている。重水減速 ²⁵²Cf 中性子場は、直径 30 cm の重水タンクの中心に ²⁵²Cf 線源をセットすることによって構成されている。中性子フルエンスは、計算及びボナー球スペクトロメータによる測定から決定されている。

2-2. 単色中性子フルエンス

2 台の加速器を使用して、24 keV～14.8 MeV の中性子に対して標準場を設定して（表 1）。これらは、8.0 MeV を除いて、ISO8529 において推奨されているエネルギーであり、

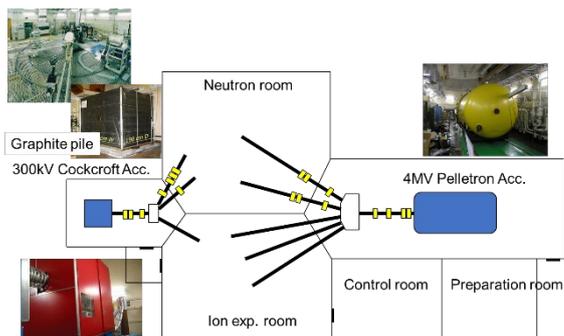


図 1.産総研中性子標準の施設

海外と同様なラインナップである。単色中性子に対しては、24 keV と 14.8 MeV を除いて、水素と中性子の弾性散乱による反跳陽子測定によってフルエンスを決定している。keV 領域では、水素ガスとメタンガスを使用した反跳陽子比例計数管を、MeV 領域では 1 mm 厚ポリエチレンと Si 検出器で構成される Thick radiator 検出器を使用する。24 keV は ^3He 比例計数管、14.8 MeV は随伴粒子測定法によって中性子フルエンスが決定されている。

Energy	Neutron Production	Accelerator	Measurand Range @1m (cm^2s^{-1})	Unc. ($k=2$)
24 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ with Fe Filter	Pelletron	$4.0 \times 10^0 \sim 2.0 \times 10^2$	8.7%
144 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Pelletron	$9.0 \times 10^0 \sim 9.0 \times 10^2$	4.4%
565 keV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Pelletron	$2.5 \times 10^1 \sim 2.5 \times 10^3$	4.4%
1.2 MeV	$\text{T}(p,n)^3\text{He}$	Pelletron	$1.6 \times 10^0 \sim 1.4 \times 10^3$	7.0%
2.5 MeV	$\text{D}(d,n)^3\text{He}$	Cockcroft	$1.3 \times 10^0 \sim 2.6 \times 10^2$	6.4%
5.0 MeV	$\text{D}(d,n)^3\text{He}$	Pelletron	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^3$	6.2%
8.0 MeV	$^9\text{Be}(\alpha,n)^{12}\text{C}$	Pelletron	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^3$	5.5%
14.8 MeV	$\text{T}(d,n)^4\text{He}$	Cockcroft	$1.5 \times 10^1 \sim 3.0 \times 10^3$	3.2%
45 MeV	$^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	Cycrotron (QST-TIARA)	$5.0 \times 10^0 \sim 2.1 \times 10^4$	13%

表 1. 単色中性子フルエンス標準のリスト

2-3. 中性子放出率

線源中性子による中性子フルエンスを導出するために必要不可欠な中性子放出率標準もある。中性子放出率は、黒鉛パイルを用いて、 $^{241}\text{Am-Be}$ 標準中性子源との相対校正によって決定されている。中性子放出率は、放射線管理における品質保証の役割もある。

3. 高エネルギー中性子

3-1. TIARA における 45MeV 中性子フルエンス率

TIARA において、サイクロトロンからの陽子ビームと $^7\text{Li}(p,n)$ 反応によって生成される 45 MeV 準単色中性子に対する校正を可能にしている[4]。TIARA においてサイクロトロンのビームパルスの間引き能力が向上したこと[5]によって、中性子源からの全エネルギー範囲の中性子スペクトルを中性子飛行時間(TOF)法で実験的に測定することが可能になった。TOF 測定では、液体シンチレータと ^6Li ガラスシンチレータを利用された。照射室内では、さらに室内構造体による散乱によって熱・熱外領域の中性子も生じる。そこで、校正を実施する場所において、ボナー球スペクトロメータ(BSS)を用いた測定も行い、スペクトルを評価した。中性子フルエンス測定では、表面障壁型 Si(Li)検出器 (ΔE) と液体シンチレータ (E) によって構成されるカウンタテレスコープを用いた。TOF 測定と BSS による測定から得られたスペクトル情報を用いて、MCNPX コードでカウンタテレスコープの検出効率を決定し、最終的な中性子フルエンスが評価された。

3-2. BNCT における大強度中性子測定

BNCT では、熱・熱外領域で、 $10^9 \text{cm}^2\text{s}^{-1}$ 以上のフラックスが使用される。大強度用の中性子検出器は、様々な研究者によって開発されているが、産総研でも試みをスタートさせている。 ^6Li ガラスシンチレータと ^7Li ガラスシンチレータを組み合わせた検出器で、光電子増倍管からの電流出力を直接読み取る電流モードとして使用する方法である。電流モードでは、波高による中性子と γ の弁別ができないが、 ^6Li と ^7Li ガラスシンチレータから出力される電流の内訳として、暗電流、中性子入射で $^6\text{Li}(n,\alpha)$ 反応、 $^6\text{Li}(n,\gamma)$ 反応に起因するに起因する電流、 γ 線入射に起因する電流などを考慮することによって、中性子測定に適用できる試験を行ってきた[6]。今後、ボナー球スペクトロメータのセンサーとして使用し、複数の BNCT 施設でデータを蓄積するとともに、必要なトレーサビリティについて検討していく予定である。

4. 結論

既存の中性子標準、及び新しいニーズに対応した高エネルギー中性子計測と大強度中性子計測の取り組みについて紹介する。

参考文献

- [1] H. Harano et al., AIP Conf. Proc. 1099 915 (2009).
- [2] T. Matsumoto et al., AIP Conf. Proc. 1099 924 (2009).
- [3] V Gressier et al., Metrologia 51, 06009 (2014).
- [4] T. Matsumoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54(5), 529-538 (2017).
- [5] S. Kurashima et al., Rev. Sci. Instr. 86, 073311 (2015).
- [6] T. Matsumoto et al., Radiat. Prot. Dosim., 188 (1) (2020).

*Tetsuro Matsumoto¹, Hideki Harano¹, Akihiko Masuda¹

¹National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(2) 軽量可搬型中性子線量計の開発

(2) Development of light-weight neutron survey meter

*布宮 智也¹, 安部 繁¹, 中村 尚司^{1,2}¹富士電機株式会社, ²東北大学 CYRIC

1. 緒言

原子力発電所や加速器施設を中心として、中性子サーベイメータ（レムカウンタ）が広く使用されている。これらの中性子サーベイメータは³He や BF₃ 等のガス比例計数管の周囲を減速材で覆っているものであり、富士電機製の中性子サーベイメータ (NSN2) の重量は約 7kg である。これは、厚さ約 8cm のポリエチレンで直径 2 インチの³He 比例計数管の周囲を覆っているためであり、このポリエチレンだけで約 4kg の重さがある。このように、 γ 線サーベイメータや他のサーベイメータと比較して中性子サーベイメータが重い場合、環境測定時や運搬時における作業員への負担が非常に大きく、改善が求められていた。

2. 内容

初めに、重量の原因となるポリエチレン減速材を使用しない軽量な中性子サーベイメータを開発した。軽量化のため、また、中性子計測時に測定値に影響を与える γ 線に対する感度をできるだけ低くするため、検出器はガス検出器とした。検出ガスとしては CH₄ ガスを主成分とし、数 100keV 以上のエネルギー中性子に対し水素の弾性散乱による反跳陽子を利用した。また、低エネルギー中性子に対しては、³He ガスの代わりに N₂ ガスを採用し、¹⁴N(n, p) 反応を利用した。それぞれのガスの封入圧力の比については、PHITS コードを用いた計算により、0.025eV~15MeV のエネルギー範囲で、ICRP pub 74 の H*(10) のレスポンスカーブに近くなるように決定した。検出器サイズも同様に PHITS コードによる計算から、サーベイメータとして手で持てる大きさ、且つ、できるだけ高い中性子感度になるように体積を決定した。実際のガス検出器は比例計数管として動作させ、中性子による信号と γ 線による信号を分離するため、 γ 線信号が十分にカットできるレベルに閾値を設け、閾値以上の大きさの信号を中性子による信号とした。

開発した中性子サーベイメータ (NSN31047-YYYYY-S) はポリエチレンを使用していないため、ポリエチレンを使用した従来のサーベイメータと比べ keV 領域の中性子線量を過小評価してしまう可能性があったため、我々は PHITS 計算で求めた G(E) 関数を利用して、波高に重み付けを行うことで線量を補正した。これは、単色中性子場のような特殊な環境を除き、環境中を含め中性子場は一般的に数 MeV の中性子成分を持っており、且つ熱中性子エネルギーに至るまで 1/E スペクトルを有していることを利用したもので、数 100keV 以下の中性子線量を数 MeV 以上の中性子の波高成分を利用して補正するものである。これにより、補正を行わない場合に比べ、より精度のよい中性子線量評価が可能になった。

ここまでで開発した中性子サーベイメータは、軽量化を重視していることから数 100keV 付近の中性子に対する感度はまだ十分とは言えない状態であるため、次に我々は少量のポリエチレンを使用することで感度の改善を試みた。本来の開発目的は軽量化であるため、使用するポリエチレンの量は 1kg 程度とし、様々なポリエチレンの形状について PHITS コードを使用した中性子感度計算を行い、配置方法を決定した。

3. 特性評価結果

中性子エネルギー特性試験は、日本原子力研究開発機構の熱中性子場(0.025eV)、速中性子場(^{252}Cf :2.13MeV, Am-Be:4.16MeV)、減速中性子場(黒鉛減速:0.84MeV, 重水減速:0.55MeV)、単色中性子校正場(8keV, 24keV, 144keV, 250keV, 565keV)、東北大学高速中性子実験室(5MeV)、産業技術総合研究所の単色中性子場(24keV, 1.1MeV, 14.8MeV)にて実施した。散乱線は、熱中性子場と黒鉛パイル減速場(減速中性子場)以外についてはシャドーコーン法により補正した。

図に開発した中性子サーベイメータ(NSN31047-YY1YY-S)の外観と中性子エネルギー特性を示す。青線がPHITSコードで計算したポリエチレンを使用しない場合(製品重量:約2.2kg)の中性子エネルギー特性を示し、赤線が同様にPHITSコードで計算した約1kgのポリエチレンを内蔵させた場合のもの(製品重量:約3.5kg)である。○と▲で示す点はそれぞれ中性子校正場による照射結果を示している。黒線はICRP pub. 74で示される周辺線量当量換算係数 $H^*(10)/\phi$ である。比較しやすいように2MeVにおける値が1になるようにスケールリングしている。

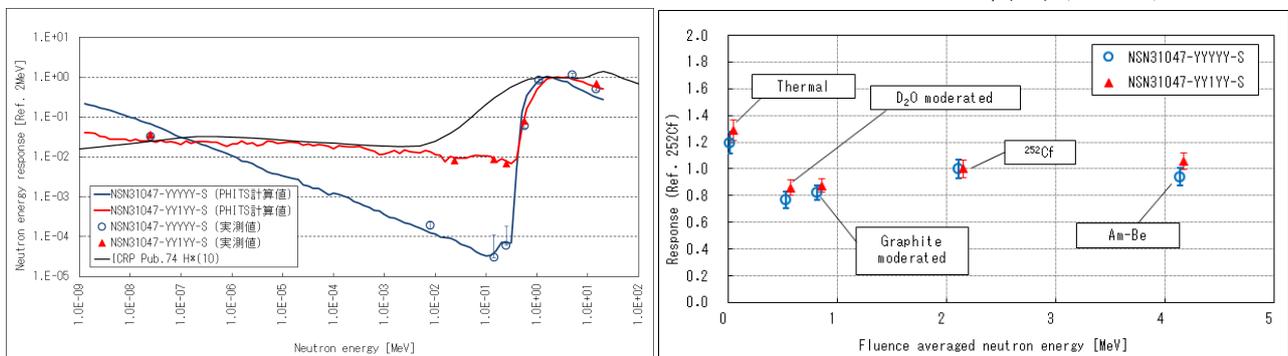
ポリエチレンを使用しない場合、10eV~数100keVにおいて線量を過小評価してしまっていることがわかる。しかし、減速中性子場(黒鉛減速及び重水減速)の試験結果が示すように、連続した中性子スペクトル場では約±25%以内の精度で測定できることがわかる。また、ポリエチレンを追加した場合、10eV~10keVのエネルギー特性は大幅に改善されており、数100keV付近の感度は約100倍になっているが、連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性は、ポリエチレンの追加による改善効果があまり見られないことがわかる。このことから、ポリエチレンを使用しない軽量重視のタイプであっても、環境中を含めた一般的な中性子場における線量測定は十分に可能であることが分かる。

4. まとめ

軽量可搬型中性子サーベイメータを開発した。ガス比例計数管として検出ガスには CH_4 ガスと N_2 ガスを使用し、ポリエチレンを使用しない軽量重視タイプは重量が約2.2kg(従来品の約1/3)で、連続エネルギー中性子に対し約25%以内の精度で線量測定が可能であった。低エネルギー中性子の特性を改善したタイプは重量が約3.5kg(従来品の約1/2)となり、連続エネルギー中性子に対する特性を維持しながら、単色エネルギー中性子に対しても最大で約100倍の精度向上を実現した。



開発した軽量可搬型
中性子サーベイメータ



左図：単色中性子に対するエネルギー特性

右図：連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性

(青：ポリエチレンなし、赤：ポリエチレン内蔵)

*Tomoya Nunomiya¹, Shigeru Abe¹, Takashi Nakamura^{1,2}

¹Fuji Electric Co.,Ltd., ²Tohoku Univ. Cyclotron and Radioisotope Center

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

(3) ダイヤモンド中性子検出器の開発

(3) Development of diamond neutron detector

*金子純一¹, 平野慎太郎¹, 田中真伸²¹北海道大学院・工, ²高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉事業においてデブリ取り出しに伴い臨界近接監視システムが必要とされている。IRIDにより各種中性子検出器の検討が行われており、最大 1kGy/h の高 γ 線線量場において微弱な中性子を計測するため、数 cps/nv の中性子検出効率が求められる。さらに初期段階では中性子検出器を狭隘なペネトレーションを通して原子炉格納容器内に導入する必要があり、改良アーム型アクセス装置のペイロードが 50kg に限られるため、十分な γ 線遮蔽の利用が難しい。核分裂電離箱は法規制、B-10 比例計数管・コロナ検出器も必要な遮蔽重量が 150kg 程度となり初期段階での使用に困難がある。IPL 社製 SiC 検出器は対応可能性の期待はあるものの、仕様の 1kGy/h の高 γ 線線量場での動作には不安がある。

2. ダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの概要

この問題を解決するため KEK、北大、産総研、名大、JAEA が協力して図 1 に示すダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの開発を開始した。1kGy/h の高 γ 線環境に対応するため、2mm \times 2mm 程度のダイヤモンド検出素子と耐放射線性 Si 集積回路を使用する。ダイヤモンド検出素子は北大においてマイクロ波プラズマ CVD 法により合成し、産総研で開発されたダイレクトウエハ法により自立膜化したものを主に使用する。この検出素子はすでに 5MGy 以上の耐放射線性を持つことが実証されており、500 $^{\circ}$ C でも動作する完成度の高いダイヤモンド結晶からなる。電子回路は KEK B-factory/Super-KEK B-factory 及び CERN LHC で使用される測定装置の開発で培われた耐放射線性 Si 集積回路技術をベースとし、努力目標 4MGy の達成を目指す。ダイヤモンド検出素子は回路ノイズの低減の観点から 40 μ m 程度を予定している。要求される中性子感度を達成するために 5mm 角であれば 1000 \sim 2000 枚のダイヤモンド自立膜が必要となる。3 年以内に実機への発展性評価可能な程度の検出素子・回路・基板からなる計測要素に対して 1kGy/h の線量率環境における中性子計測実証を目指している。また深い未臨界度も評価可能な解析法の導入も行う。

3. γ 線影響の推定

本開発のカギは 1kGy/h の γ 線による影響の低減にある。2mm \times 2mm \times 40 μ m のダイヤモンド素子は γ 線との直接反応で 3×10^7 cps 程度のイベントが発生する。さらに基板や減速材からコンプトン電子が飛来するため周辺材料の質量低減、構造の工夫が必要となる。PHITS を使用した計算では構造、配置を一定程度工夫した場合 5×10^7 cps 程度、 2×10^{-14} C/ μ s の電荷量発生が予想される。この対策として検出素子に対する γ 線補償構造やスイッチング回路の導入等を予定している。

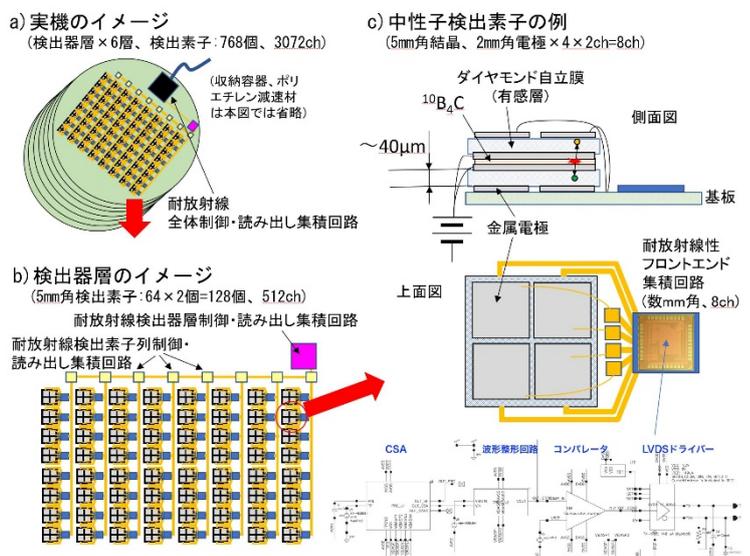


図 1 臨界近接監視システム実機の中性子検出器部のイメージ例

*Junichi H. Kaneko¹, Shintaro Hirano¹, Manobu Tanaka²¹Hokkaido Univ., ²KEK