Mon. Mar 26, 2018

Room A

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

[1A_PL] New development in human factors

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[1A_PL01] Evaluation of Human Machine Interface based on Brain Imaging
*Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

[1A_PL02] DiD Risk Monitor Overview and its Application
*Naotaka Terashita[1] (1. system P&A)

[1A_PL03] Preventing human error by behavior sensing and artificial intelligence
*Yusuke Kajiwara[1] (1. Ritsumeikan Univ.)

Room C

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

[1C_PL] Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field

Chair: Masahiro Tatsumi (NEL)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[1C_PL01] Current Status and Future Prospects of Monte Carlo Calculation Methods in Reactor Physics
*Yasunobu Nagaya[1] (1. JAEA)

[1C_PL02] Study on Dynamic PRA with Monte Carlo Method
*Sunghyon Jang[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1C_PL03] A study on Knudsen force exerted on solid body due to gas temperature gradient by DSMC method
*Shigeru Yonemura[1] (1. Tohoku Univ.)

Room D

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

[1D_PL] Action plan for the next decade of material irradiation research

Chair: Yoshiyuki Kaji (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[1D_PL01] Current status and prospects of irradiation study on fusion reactor materials
*Naoyuki Hashimoto[1] (1. Hokkaido Univ.)

[1D_PL02] Improvement of microstructure observation method of LWR core internal materials
*Katsuhiko Fujii[1] (1. INSS)

[1D_PL03] Current status and prospects of irradiation effect evaluation of reactor pressure vessel
*Akiyoshi Nomoto[1] (1. CRIEPI)

Room F

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Education Committee, Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

[1F_PL] Issues for experimental education and test reactors in nueclear egineering field

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[1F_PL01] Opening Remarks (President of AESJ)
*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1F_PL02] Current status and issues of experimental education at universities
*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[1F_PL03] Application of the Graded Approach for Reseach and Test Reactors
*Shigekatsu Oomukai[1] (1. NRA)

[1F_PL04] Subjects and prospects of security for RI facilities at universities
*Kazuhiro Tani[1] (1. NRA)

[1F_PL05] Closing Remarks (Vice President of AESJ)
*Shigeaki Okajima[1] (1. JAEA)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1G_PL] Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[1G_PL01] Development goal and perspective of Generation-IV reactors
*Kiyoshi Ono[1] (1. JAEA)

[1G_PL02] Development status and plan of sodium-cooled fast reactors
*Hideki Kamide[1] (1. JAEA)

[1G_PL03] Development status and plan of high-temperaature gas-cooled reactors

©Atomic Energy Society of Japan

*Xing L. Yan[1] (1. JAEA)

[1G_PL04] Development status and plan of lead-cooled fast reactors

*Minoru Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

[1G_PL05] Development status and plan of molten salt reactors and thorium reactors

*Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

Room I

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

[1I_PL] High-current electron accelerators and applications

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[1I_PL01] Multi-quantum beam utilization with the 10kW L-band KURRI-LINAC

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

[1I_PL02] Upgrade of the L-band Electron Linac and Development of the High-Intensity THz Free-Electron Laser at ISIR, Osaka University

*Goro Isoyama[1] (1. Osaka Univ.)

[1I_PL03] HiSOR at Hiroshima University: Machine status and perspectives

*Keigo Kawase[1] (1. Hiroshima Univ.)

Room J

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1J_PL01] Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

Chair: Youichi Enokida (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[1J_PL0101] Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

*Hideo Kawabuchi[1] (1. CAO)

Planning Lecture | Special Session | Special Session

[1J_PL02] Discussion about the provisional injunction issued by Hiroshima High Court barring operation of Ikata NPP unit#3

Chair: Hiroshi Horiike (Emeritus professor, Osaka Univ.)
2:45 PM - 4:15 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[1J_PL0201] Report from Shikoku EPCO.

*Erito Takigawa[1] (1. Shikoku EPCO)

[1J_PL0202] Comment by a jurist

*Junji Annen[1] (1. Chuo Univ.)

[1J_PL0203] Comment by a volcanologist

*Keiko Suzuki[1] (1. Kobe Univ.)

[1J_PL0204]

Room K

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1K_PL] Risk informed Decision making process

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[1K_PL01] Continuous efforts for safety

*Seiichi Koshiduka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1K_PL02] Role of risk information

*Yukihiro Kirimoto[1] (1. CRIEPI)

[1K_PL03] Risk informed decision making

*Yoshiyuki Narumiya[1,2] (1. Standard Committee, 2. JANSI)

[1K_PL04] Discussion; What is decision making as a standard?

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

Room L

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

[1L_PL] Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[1L_PL01] Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal

*Katsumoto Yoshimura[1] (1. METI)

[1L_PL02] Legal site selection process

*Hideaki Hyodo[1] (1. NUMO)

[1L_PL03] Discussion

Room O

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Nuclear Safety Research Association

[1O_PL] MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

©Atomic Energy Society of Japan

Chair: Takayuki Terai (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[1O_PL01] Study of an ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage
*Hiroshige Kikura[1], *Rob Malkin[2] (1. Tokyo Tech, 2. Univ. of Bristol)

[1O_PL02] Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents
*Tatsumi Arima[1], *Michael Rushton[2], *Neil Hyatt[3] (1. Tokyo Tech, 2. Bangor Univ., 3. Univ. of Sheffield)

[1O_PL03] Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment
*Toshihiko Ohnuki[1], *Joseph Hriljac[2] (1. Tokyo Tech, 2. Univ. of Birmingham)

[1O_PL04] Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water
*Malcolm Joyce[1] (1. Lancaster Univ.)

[1O_PL05] Development of solidification techniques with minimized water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
*Yoshihiro Meguro[1], *Hajime Kinoshita[2], *Ines Garcia-Lodeiro[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Sheffield)

[1O_PL06] Collaborative research between ICL and UT on Severe Accident Phenomena Simulation and Experiment
*Koji Okamoto[1], *Andrew Buchan[2], *Dimitrios Pavlidis[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. Imperial College London)

©Atomic Energy Society of Japan

Tue. Mar 27, 2018

Room A

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

[2A_PL] Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A_PL01] Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification
*Mitsuru Kurosawa[1] (1. Osaka Jyogakuin Univ.)

[2A_PL02] Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be taken by Non-nuclear Weapon States
*Ichiro Akiyama[1] (1. Research Inst. for Peace and Security)

[2A_PL03]
*Yoshiki Kimura[1] (1. JAEA)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[2C_PL] Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and Its social acceptance

Chair: Takehiko Yokomine (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C_PL01] Social acceptance of fusion reactors
*Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

[2C_PL02] Acccidents and safety design for fusion reactors
*Makoto Nakamura[1] (1. QST)

[2C_PL03] Study on tritium behavior for safety of fusion reactors
*Kazunari Katayama[1] (1. Kyushu Univ.)

[2C_PL04] Management scenario of radioactive wastes for DEMO
*Youji Someya[1] (1. QST)

[2C_PL05] Discussion

Room E

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

[2E_PL] Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

Chair: Sentaro Takahashi (Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E_PL01] New research field in health physics and environmental sciences
*Sentaro Takahashi[1] (1. Kyoto Univ.)

[2E_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety
*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[2E_PL03] Resource recycling of high-level radioactive wastes
*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2E_PL04] Medical use of nuclear energy and radiation
*Koji Ono[1] (1. Kyoto Univ.)

Room F

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2F_PL] Addressing V&V Challenges in Reactor Physics Calculations

Chair: Kenichi Tada (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F_PL01] V&V Challenges in Reactor Physics Calculations and Future Developments
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[2F_PL02] Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data
*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2F_PL03] Possibility for Complementing V&V using Monte Carlo Calculations
*Tadashi Ikehara[1] (1. GNF-J)

[2F_PL04] Discussion

Room H

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

[2H_PL] New development of radiation technology by Laser-Compton scattering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H_PL01] Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities
*Yoshihiro Asano[1,2] (1. Univ. Hyogo, 2. Osaka Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

[2H_PL02] Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS
*Masaru Yosoi[1] (1. Osaka Univ.)

[2H_PL03] Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01
*Shuji Miyamoto[1] (1. Univ. Hyogo)

[2H_PL04] Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon
*Yoichi Kirihara[1] (1. JAEA)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[2I_PL] 10th Fellows Gathering

Chair: Hideaki Yokomizo (Chair, FPC)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I_PL01] PWR Development History and Recent Nuclear Status
*Yonezo Tsujikura[1] (1. KEPCO, retired)

Room K

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Nuclear Safety Division, Standards Committee

[2K_PL] Comprehensive Framework for Safety against External Events - Current Situation and Challenges -

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K_PL01] Framework of Nuclear Safety against External Events
*Tatsuya Itoi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS
*Koichi Miyata[1] (1. TEPCO HD)

[2K_PL03] Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standardization
*Yoshiyuki Narumiya[1,2] (1. Standard Committee, 2. JANSI)

[2K_PL04] R&D against Natural Events and Application to Practice
*Yoshito Umeki[1] (1. CRIEPI)

Room L

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2L_PL] Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation

Chair: Yasushi Mimura (HGNE)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L_PL01] Development of Safety Culture in Kansai Electric Power
*Tai Furuta[1] (1. KEPCO)

[2L_PL02] Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University
*Ken Nakajima[1] (1. Kyoto Univ.)

[2L_PL03] Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University
*Tetsuo Ito[1] (1. Kindai Univ.)

[2L_PL04] Ethics Required for Nuclear Safety
*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

Room M

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

[2M_PL] Reports on Latest Activities of Research Committee onFission Product Behavior under Severe Accident

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA)
1:00 PM - 2:30 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M_PL01] Purposes of the committee and major targets of the session
*Yosuke Katsumura[1] (1. JRIAS)

[2M_PL02] Major information obtained furom Phebus FP Projects and its application on Fukushima plant decommissioning
*Hidetoshi Karasawa[1] (1. IAE)

[2M_PL03] Information obtaied from Benchmark analysis based on Phebus FP Project and its feed back to SA analysis codes
*koichi Nakamura[1] (1. CRIEPI)

[2M_PL04] Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phebus FP Project
*Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

[2M_PL05] Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA
*Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

[2M_PL06] Discusion and oncluding remarks
*Junichi Takagi[1] (1. Toshiba)

©Atomic Energy Society of Japan

Room N

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation Nuclear System

[2N_PL] Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N_PL01] Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2N_PL02] Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing
*Tatsuro Matsumura[1] (1. JAEA)

[2N_PL03] Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal
*Takao Ikeda[1] (1. JGC)

Room O

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

[2O_PL] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

Chair: Masahiro Hamamoto (HGNE)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O_PL01] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power
*Yuji Kuroda[1] (1. JEPIC)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 28, 2018

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Division

[3B_PL] The trend of research and development of the latest PRA methods

Chair: Yoshiyuki Narumiya (JANSI)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B_PL01] The trend of research and development of PRA methods at PSA2017
*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3B_PL02] The trend of research and development of Dynamic PRA
*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

[3B_PL03] The R&D activities regarding multi-unit PRA methodology
*Hiromichi Miura[1] (1. CRIEPI)

[3B_PL04] Dynamic Risk Analysis of Combined Event of Earthquake and Flooding in Nuclear Power Plant
*Sunghyon Jang[1] (1. Univ. of Tokyo)

Room G

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Data Division

[3G_PL] Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

Chair: Satoshi Chiba (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[3G_PL01] Development of AMUR for the evaluation of resonant cross-sections
*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

[3G_PL02] Progress of a nuclear reaction model code CCONE
*Osamu Iwamoto[1] (1. JAEA)

[3G_PL03] Development of DEURACS for prediction of deuteron-induced reaction cross section
*Shinsuke Nakayama[1] (1. JAEA)

[3G_PL04] Improvement of nuclear reaction models in the PHITS code
*Sintaro Hashimoto[1] (1. JAEA)

Room H

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 4 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference

[3H_PL] Research developments of Lasers

Chair: Shuichi Hasegawa (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H_PL01] Introduction of the session
*Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. Tokyo)

[3H_PL02] Ionic valence change of metal ions in solution by laser excitation
*Nobuaki Nakashima[1] (1. Osaka City Univ.)

[3H_PL03] Development of the high-speed remote inspection laser system for the defects in the concrete
*Noboru Hasegawa[1] (1. QST)

[3H_PL04] Laser remote analysis for decommissioning of damaged reactor core
*Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

Room J

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

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[3J_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP
*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[3J_PL02] Investigation and evaluation of unresolved issues on Fukushima Daiichi accident
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[3J_PL03] Current status and remaining issues for seismic safety of Fukushima Daiichi NPP
*Tatsuya Itoi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3J_PL04] The report from a robot subcommittee
*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Tech)

[3J_PL05] Study for decommissioning and waste management scenario
*Daisuke Kawasaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[3J_PL06] Whole discussion and exchange of opinions

Room K

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

[3K_PL] Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear

©Atomic Energy Society of Japan

Safety

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[3K_PL01] The status of correspondence to the new regulation standard addition items
*Katsunori Myoujin[1] (1. KEPCO)

[3K_PL02] About correspondence towards the new examination system
*Takeyuki Inagaki[1] (1. TEPCO HD)

[3K_PL03] Issues and challenges for overseas development of nuclear power
*Masato Yoshimura[1] (1. Hitachi GE)

Room N

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

[3N_PL] Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[3N_PL01] Introduction
*Masanobu Nogami[1] (1. Kindai Univ.)

[3N_PL02] Activity on Institute for Materials Research, Tohoku University
*Tomoo Yamamura[1] (1. Tohoku Univ.)

[3N_PL03] Activity on Hot Laboratory, Kyoto University Research Reactor Institute
*Akihiro Uehara[1] (1. Kyoto Univ.)

[3N_PL04] Activity on Rokkasho Branch, Tohoku University and Aomori Prefecture QuantumScience Center
*Seong-yung Kim[1] (1. Tohoku Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A_PL] New development in human factors

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[1A_PL01] Evaluation of Human Machine Interface based on Brain Imaging

*Makoto Takahashi[1] （1. Tohoku Univ.）

[1A_PL02] DiD Risk Monitor Overview and its Application

*Naotaka Terashita[1] （1. system P&A）

[1A_PL03] Preventing human error by behavior sensing and artificial intelligence

*Yusuke Kajiwara[1] （1. Ritsumeikan Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開

New development in human factors

(1) 脳機能解析を用いたインタフェース評価

(1) Evaluation of Human Machine Interface based on Brain Imaging

*高橋　信[1]

[1]東北大・工

1. はじめに

原子力発電プラントにおける安全性の更なる向上のためには，ヒューマンファクタに関連する事象についての検討を行う必要がある。これまで運転員のパフォーマンス評価に関しては多くの研究が行われているが，緊急時の運転員のパフォーマンスに関しては特に人間の認知的活動や精神作業負荷の評価が重要であると考えられる。認知活動を評価する方法には様々なものがあり，例としては主観的なアンケートが挙げられるが，主観的評価であるが故に個人差が大きく影響し，潜在的な認知活動に対する負荷の自覚がない等の問題があり，単体のみの評価では不十分であると考えられる。客観的なパフォーマンス指標としては，認知活動に対応したユーザのタスク遂行時間，エラー率，学習度合い等に基づく評価が考えられる。しかし，人間は訓練することでタスクに適応してしまうため，実際には負荷がかかっていてもパフォーマンス的には問題なくタスクが遂行できているような結果が得られる可能性は否定できない。このような従来の評価方法では，ヒューマンエラーの潜在的原因である負荷がかかる操作や状況を適切に評価することが困難であり，客観的かつ定量的に認知活動に対する負荷を評価するためには，別の観点からの評価が必要である。客観的かつ定量的な評価方法として，心拍，発汗，脳波等の生理指標を用い，認知活動に伴う身体状態の変化に基づく評価が行われている。しかし，心拍や発汗等の機能を制御しているのは自律神経系であり，自律神経系を制御しているのは大脳である。自律神経系は交感神経系と副交感神経系により構成されており，右脳が交感神経系を，左脳が副交感神経系を支配している。このように脳波以外の生理指標は人間の認知活動の結果から副次的に現れる生理現象を観測しており，認知活動の内容を直接反映する指標ではない。実際に人間にかかっている精神的な負荷を評価するためには，人間が実際に認知活動を行っている脳機能を計測することが有効であると考えられる。

人間が認知活動を遂行するためには，大脳の各領域をネットワークとして利用するが大まかには以下のように領域ごとに機能が局在することが知られている。

- 前頭葉: 運動野 (前頭葉の背側) ，注意，判断，記憶，想像，運動性言語
- 頭頂葉: 体性感覚野，空間的情報処理，行動の制御
- 後頭葉: 視覚情報処理
- 側頭葉: 聴覚情報処理，形態的視覚情報処理，記憶，感覚性言語

特にヒューマンエラーを評価する研究においては，思考，記憶，コミュニケーション，意思決定等の機能を司る前頭連合野 (前頭前野) に焦点を当てることが重要である。さらに，脳の情報処理においては，神経活動が起こる際，周囲にある血管が拡張し，血流量，血液量が増大し，血液の酸化状態が変化するとされている。前述した脳機能局在により，特定の脳の活動状態を計測することで，認知的負荷と認知状態の客観的評価の可能性が示唆される。先行研究では，前頭前野に焦点を当てた研究では難易度の増加に伴い活性状態が増強される，課題に対して熟練するにつれて活性状態が減少する等の知見が報告されている。現在脳科学の分野では，非侵襲であり，脳の活性状態を時間的，空間的に比較的高い分解能で計測可能な機能的磁気共鳴画像法 (functional Magnetic Resonance Imaging: fMRI) を用いた脳機能計測が行われている。前述したように，脳内で何らかの認知活動が行われる際には，その機能と関わる領域周辺の血流状態が変化することが実証されており，fMRI では血流変化に伴う MR 信号の変化を観測している。fMRI の特徴と

しては，高い空間分解能を有しており，詳細なデータを脳の深部においても得ることができる。しかし一方で，強力な磁場を用いるため金属類を装置内で用いることができず，実験環境の構築に大きな制約がある。一方，近年注目されている計測手法として近赤外線分光法 (Near-InfraRed Spectroscopy: NIRS) が挙げられる。NIRS は fMRI と同様に非侵襲的計測方法であり，計測箇所の表面にプローブを設置することで血流量や心拍の変化を計測する装置である。NIRS は生体組織での吸収，散乱等の影響から深部の計測は困難であり，fMRI と比較すると空間分解能が低く詳細なデータを得ることはできないが，fMRI のように強磁場を用いないため実験環境に制限がなく幅広い環境で実験を行うことが可能というメリットがある。

2. 適用事例：複数同時 NIRS 計測によるプラント運転員の状態推定に関する研究

本研究グループでは，研究の初期段階では個人の脳活動に着目し，異なるインタフェースに対峙した被験者の脳活動を比較することで，インタフェースが認知活動に与える負荷の違いを検証することに主眼を置いた研究を行ってきた[1,2]。その後，複数人同時計測が可能な脳活動計測デバイス（NIRS）の開発に携わり，その結果実現された超小型 NIRS 装置を図 1 に示す。本装置は，830 nm と 780 nm の 2 種類の近赤外光を使用し，サンプリング周波数 10 Hz で 1ch の計測を行うことが可能で，Bluetooth による無線接続で 20 台まで同時計測が可能でとなっている。　脳機能計測においては，計測された活動の絶対値を評価することは困難であり，主にイベントに対しての総体的な脳活動の変化に着目している。本研究では，複数の人間の脳活動編を同期して計測できる本デバイスのメリットを最大限活用し，複数のプラント運転員の脳活動の同時計測を試みた[3]。

原子力プラントにおいては，チームで運転操作を行うため，信頼性の高い運転のためには 4 人が協力し，良いチームワークを築くことが必要不可欠である。本研究では，良いチームワークの状態では互いに協力関係が存在するため，タスク実行に関係性が深い運転員間の脳活動の相関が高くなるという仮説を立てた。この仮説は予備実験によりある程度検証されている。この仮説に基づけばプラント運転操作を行っている際の 4 人の脳活動を計測し，相関を調べることで，

① 当直長と運転員が意思疎通できているか
② 全員が一つのことに集中し過ぎていないか
③ 孤立しすぎていないか



図 1　超小型 NIRS 装置（HOT05）

等の評価を行うことができる可能性があり，相関の有無を良いチームワークが築けているかの判断材料として用いることができる可能性があると考え，BTC における認知実験を計画した。本実験ではオペレータが異常事象を含むシナリオ対応操作を行っている際の脳活動を計測し，脳活動の変化の有無を確認し，脳活動データの相関からプラント運転員の状態推定が可能かを検証することを目的とした。本実験では，BTC における BWR プラントシミュレータ運転時のオペレータの脳活動を計測した。原子力プラント運転操作は基本的には 4 人で行うため，脳活動を計測するための NIRS 装置をオペレータ 4 人全員に装着してもらった。図 2 に実験環境の概要を示す。本研究では，異なる役割を担う 4 名の運転員の脳活動を同時に計測し，それぞれの運転間の脳活動の相関の大きさを推定した。この相関の大きさと，発生した過渡事象の対応操作におけるそれぞれの運転員間の期待される関係性の深さ（コミュニケーションの必要性，対応する事象の共通性から判断）を対応させることで，脳活動相関と運転員間の共感度合いの妥当性を評価した。

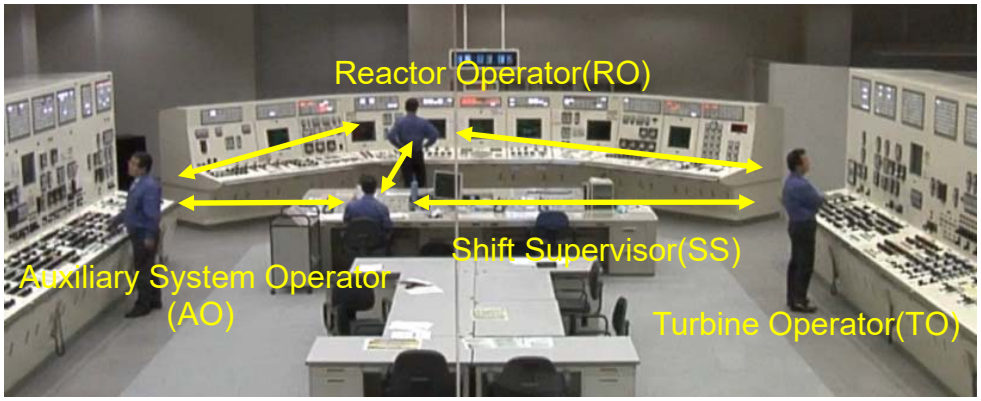


図 2　実験環境の概要

BTC における BWR シミュレータ運転には，異常対応訓練用に異常事象を含むシナリオが多数用意されている。本実験は，原子力プラント運転操作に熟練したオペレータを対象としたため，シナリオの中でも比較的難易度の高い以下に示す 4 シナリオを選択した。

1.Station blackout
2.ATWS (Anticipated Transient Without Scram)
3.Turbine first stage failure
4.Reactor water level unknown

それぞれのシナリオに関して超小型 NIRS 装置を装着し通常と同じように異常対応操作を行ってもらった。例としてシナリオ 1 を行った際の 4 名の運転員の脳血流の全体的な変動パターンを図 3 に示す。

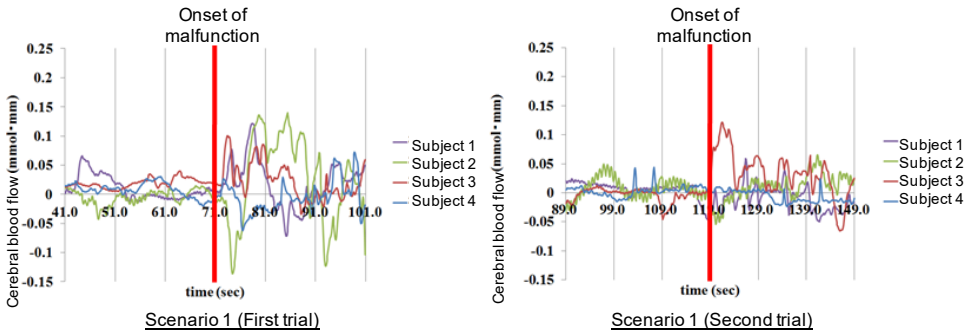


図 3　異常事象対応時の全体的な血流変化のパターン

赤いラインが異常事象が発生し警報が鳴り出す時間を示している。警報が鳴る前，計器監視を行っている時は比較的脳血流は安定しているが，初警報が鳴った後に大きく変動していることが示されており 1 回目，2 回目共に，各被験者が初警報に反応したことで脳活動に大きな変化が現れたことが推定される。更に詳細に分析を行うために，それぞれの過渡事象発生から静定までの間で，キーとなる操作を同定し時間帯の分割を行い，それぞれの時間帯において期待される運転員間の相互作用をあきらかにした。例えは，シナリオ 1 (全電源喪失)に関しては表 1 に示すようにキーとなる事象を定め時間帯を規定した。そして，それぞれの時間帯において，どのペアの運転員間に関係性が深いかについて，訓練シナリオの内容と事象の進展を考慮して検討し決定した。次にそれぞれの時間帯にそれぞれの運転員のペアに関して優位な脳活動の相関が観測されたか否かを推定した。相関の計算にはベースラインの変化をキャンセルし変化の方向性に関するパターンの共通性を評価できる Distance Correlation を用いた。

図 4 に全電源喪失シナリオにおける結果の例を示す。グレーでハッチングされたイベントは，その運転員ペア間に関係性が期待される時間帯，〇印は実際に脳活動相関が観測されたことを示している。イベント番号 1 のスクラム発生や，イベント番号 14 の未臨界の確認等，全オペレータに影響を及ぼすイベント発生

時には，多くの被験者間で強い脳活動相関を示した。このシナリオ 1 では非常用 DG が 3 機ともトリップしてしまうため，発電機を操作するタービンオペレータに大きな負担があったと考えられる。グラフでは，当直長とタービンオペレータ，タービンオペレータと原子炉オペレータ間で強い脳活動相関を示す箇所が多く存在したため，これらの間でコミュニケーションをよく行い操作にあたっていたと考えられる。

表１　シナリオ１（全電源喪失）に関する主要事象

1. 外部電源喪失により原子炉スクラムが発生する。
2. 非常用ディーゼル発電機（Diesel Generator: DG）(A) が故障する。
3. 原子炉水位が低くなり，自動的に主蒸気隔離弁（Main Steam Isolation Valve: MSIV）が閉じる。
4. 非常用 DG (H) が故障する。
5. 非常用 DG (B) が故障し，全交流電源喪失となる。
6. 非常用 DG (H) の手動起動を試みるが，失敗に終わる。
7. 非常用 DG3 機の現場確認を依頼する。
8. 制御棒全挿入を確認する。
9. 現場より非常用 DG (A) の故障原因の報告が入る。
10. 現場より，原子炉水位低によって自動作動した原子炉隔離時冷却系（Reactor Core Isolation Cooling system: RCIC）に異常がないことが報告される。
11. 電源復旧の目途が立たないため，RCIC で水位保持を行う。
12. 非常用 DG (A) の起動準備が完了し，起動する。
13. 各系統を次々と再起動し，冷却を再開する。
14. 未臨界を確認し，様子を見る。

表２　期待される関係性の大きさと脳活動相関の有無の関係

		シナリオ１のイベント番号													
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
被験者組合せ	当直長 – タービン	○	○				○		○		○		○		○
	当直長 – 原子炉	○		○			○			○			○		○
	当直長 – 補機	○											○		○
	タービン – 原子炉	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○		○
	タービン – 補機	○						○	○		○				
	原子炉 – 補機							○							○

高い統計的有意性を持って脳活動相関と運転員間の関係性の深さをあきらかにするまでには至っていないが，脳活動相関を運転員のチーム活動評価の一つの可能性になり得ることと示せたと考えている。

3. 結言

本稿では，原子力プラントに関係した脳活動の評価の可能性について述べた。計測デバイスの発展によりより簡便にそして高い信頼性で脳活動が測定できる可能性が出てきている。脳活動計測に関しては個人的な反応の違いが大きく，その評価結果の扱いに関しては十分な考慮が必要であるが，人間の認知的状況の一部をより直接的に推定できる可能性があるという意味で，今後の研究の進展が期待される。

参考文献：

[1]三浦直樹，渡邊丈夫，高橋　信，川島隆太，北村正晴,機能的磁気共鳴画像を用いた計器操作作業時の脳活動解析,ヒューマンインタフェース学会論文誌, 7, 2(2005), 21-28.

[2] S.M.Hadi Hosseini, Yoko Mano, Maryam Rostami, Makoto Takahashi,Motoaki Sugiura and Ryuta Kawashima Decoding what one likes or dislikes from single-trial fNIRS measurements, NeuroReport, 22, 6(2011), 269-273.

[3] Makoto Takahashi, Fumiyasu Shirai,Ryuta Kawashima and Kazukiyo Ueda, Experimental Study on Team Coordination of Npp Plant Operatorsbased on the Simultaneous NIRS Measurements, Proc. of HMIT&NPIC 2017(San Francisco, CA, June 11-15, 2017),pp.1226-1233(2017).

*Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開
New development in human factors

(2) プラント DiD リスクモニタの概要とその応用

(2) DiD Risk Monitor Overview and its Application

*寺下尚孝 [1]

[1]system P&A

1. はじめに

新しいリスクモニタシステム[1]が提案されている。本稿ではこのシステムの機能の一部を担うプラント DiD リスクモニタを紹介するとともにその応用について述べる。

2. プラント DiD リスクモニタ

2-1. リスクモニタシステム

提案されているリスクモニタシステムは図 1 に示す構成となる。プラント DiD リスクモニタ[2]はプラント、運転員、発電所管理者など物と人との相互作用を模擬する。リライアブルモニタは DiD リスクモニタの模擬結果に対する個々のサブシステムの信頼性を評価する。リスクモニタシステムは双方のモニタの情報を連携させ、現在のプラント状態から起こりうる状態を予測評価し、プラント全体の信頼性の変化を評価するものである。詳細は参考文献を参照されたい。

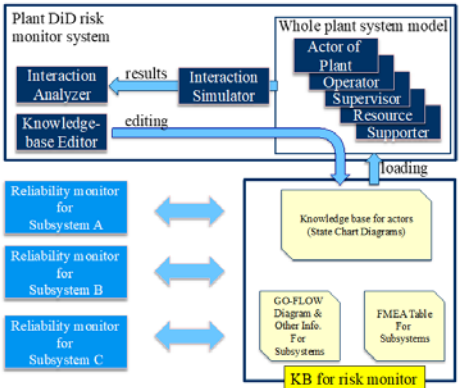


図-1　リスクモニタシステム

2-2. プラント DiD リスクモニタの機能

プラント DiD リスクモニタは、状態(State)と状態間を遷移させる条件(Event)で記述した状態遷移図を用いて事象の進展をシミュレーションするシステムである(図-2)。プラント DiD リスクモニタは、対象となるプラント、装置、運転員、マネジャ他プラントを運用するに必要な物、人をアクター(俳優)と呼び、あたかもシナリオに沿ってアクター間のインタラクションによって演劇が進むがごとくプラント状態をシミュレーションしていく。プラントのシナリオは例えば事故シーケンス、運転員は運転手順、マネジャは運転管理規則などを状態遷移で表現したものである。

状態(State) には操作に必要な時間情報も入力可能で実際の状態推移が模擬できる。

図-3 はシミュレーション結果の出力の一例である。縦の線が各アクターを示しており赤の矩形が各アクターの動作、横線がアクター間でやり取りされる相互作用を示している。期待されるシナリオ通りでなかった場合には阻害した要因を分析し、シナリオやアクター構成にフィードバックして再びシミュレーションすることにより改善されることが確認できる。

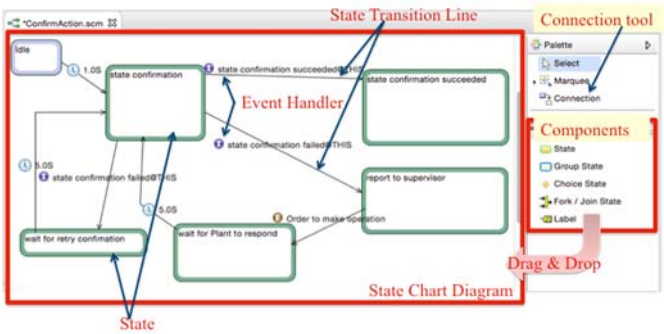


図-2　状態遷移図による事象進展模擬

3. プラント DiD リスクモニタの適用例

3-1. 事故時プラントシミュレーション

プラント電源喪失時のシミュレーションに適用した。2 名の当直長、8 名の運転員、17 名の補助員による

直構成にて通常の運転手順に従ってモデル化した。事故の収束に向けたチェックポイントとして、10分以内での事故状況把握、30分以内での2次系の強制冷却開始、1時間以内の補助電源による電力供給、2時間20分以内での充填ポンプでの炉心への代替給水開始、4時間以内での温態停止状態確保、11時間以内での補助給水タンクへの海水供給準備完了、51時間以内でのCV再循環システムと高圧注入系への海水供給準備完了が期待される。想定した直構成と手順にてシミュレーションしたところ一部期待される時間内でタスクが完了しない部分が発見された。表-1に示すCase1がそれにあたる。そこで、直構成を変更してシミュレーションを実施した(Case2)。この場合期待される時間内にタスクが完了する。しかし事故直後に当直長に負荷がかかり事故の判断に遅れが発生している。そこで、直構成は変更せず充填ポンプでの炉心冷却の作業のみ1名の当直長に割り振ることとすると (Case3)直のパフォーマンスが上がることが確認された。

プラントDiDリスクモニタは、シナリオとなる手順の図的編集機能を有しているためシナリオの変更など比較的容易に実施できるので、前述のように再シミュレーションが効率的に行える

3-2. リーダシップ研修(図上演習)への適用

福島第一発電所事故を踏まえ、原子力特有のリスクを認識した管理者へのリーダシップ強化のための研修が行われている。この中ではプラント運転にかかわるテクニカルスキルに加え、発電所従業員、地域社会との連携などノンテクニカルと呼ばれるスキルの醸成を目的としている。図上演習では過酷状況が提示され、時々刻々と変化する状況を体験し、それに応じた情報収集、関連部署との折衝、社員への指示など必要とされる処置がなされたかどうか研修後に振り返りながらそれぞれのタイミングでどのようなリスクを考え行動すべきか気付きを与える研修である。

シナリオは被研修者が適切な処置をしてもこれを阻害するような状況が提示されるように構成され、複雑かつ困難な状況に被研修者を追い込む。従いシナリオ作成段階で管理者に期待する行動を予め検討、予測しこれを阻害するシナリオを構築していく。これにプラントDiDリスクモニタを適用検討した[3]。図-5にプラントDiDリスクモニタで作成したシナリオの一部を示す。前述したよう

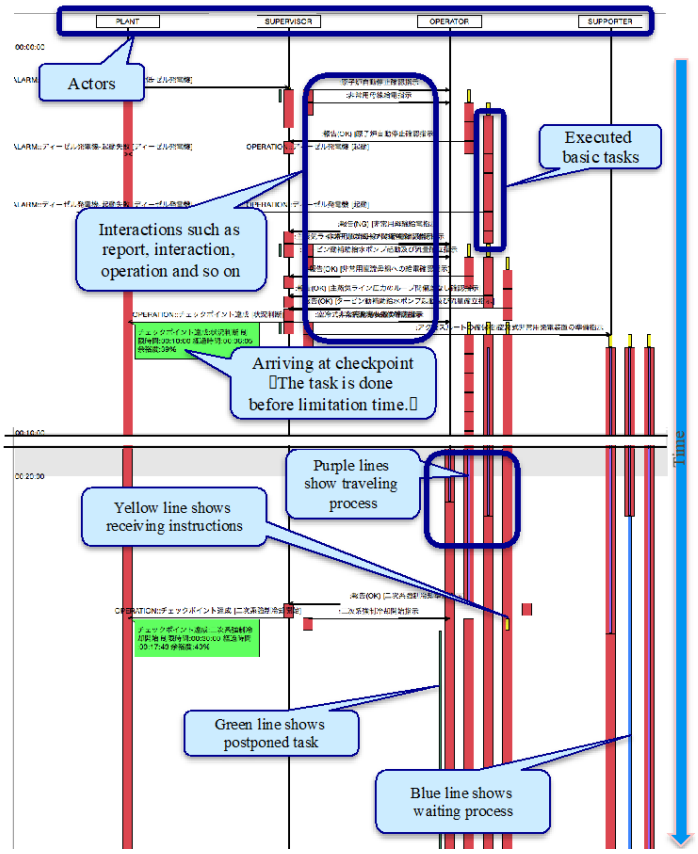


図-3　シミュレーションの出力結果

表-1　シミュレーション評価結果例

Checkpoints & Limitation time	Case 1 Supervisors: 2 Operators: 8	Case 2 Supervisors: 1 Operator: 9	Case 3 Supervisor: 2 Operator: 8
Judge the accident (0:10:00)	0:06:10	0:07:29	0:06:07
Start forced cooling of 2nd system (0:30:00)	0:18:04	0:19:43	0:18:00
Supply electricity from alternative generator (1:00:00)	0:37:12	0:38:51	0:37:09
Start alternative water injection into core (2:20:00)	2:44:24	2:00:17	1:38:11
Hot shut down status (4:00:00)	2:44:24	2:33:34	2:33:41
Able to supply seawater to aux feed water tank (11:00:00)	5:00:18	5:01:58	5:00:17
Able to supply seawater to CV recirculation unit (51:00:00)	6:28:39	6:30:19	6:28:38

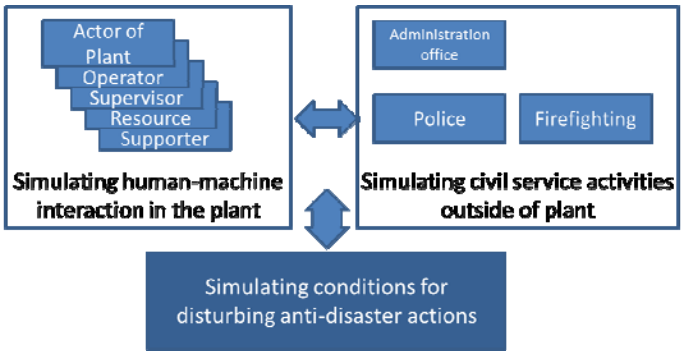


図-4　図上研修適用時のアクター構成

にシナリオは悪化の方に流れる。分岐の下側に記述された状態(State)が被研修者の行動となるが、被研修者は悪化していく状態を回避するよう行動したとしてもそれを阻害する情報が生成される。（この状態(State)は階層化されており下層に阻害する情報が記載されている。）

次に実際の研修時のモニタとして適用可能か検討した。図-6 は作成したシナリオに応じて進む研修をフォローするために機能追加したものである。シミュレーションを開始するとイベント制御パネルが表示される。イベント表示パネルには現在の状況の次に起こり得る外部イベント(External Events：教官側がシナリオを制御するためのイベント)が表示される。このイベントが被研修者に提示されるとこのウィンドウ上のイベントを発火させる。するとシミュレーションが進むように構成されている。内部イベント(Internal Event：被研修者の行動)は与えられた外部イベントに対応して被研修者に期待される行動である。期待通り行動すれば対応するイベントを発火させる。適切な行動がなされた場合、これを阻害する外部イベントが生成され外部イベントリストに追加される。イベントログは発生したイベントを時間とともに記録していく。研修が終われば、図-3 に示したようなシーケンス図が出力できるので、振り返り時に被研修者の行動(内部イベント)がビジブル化され有効なデータとなる。

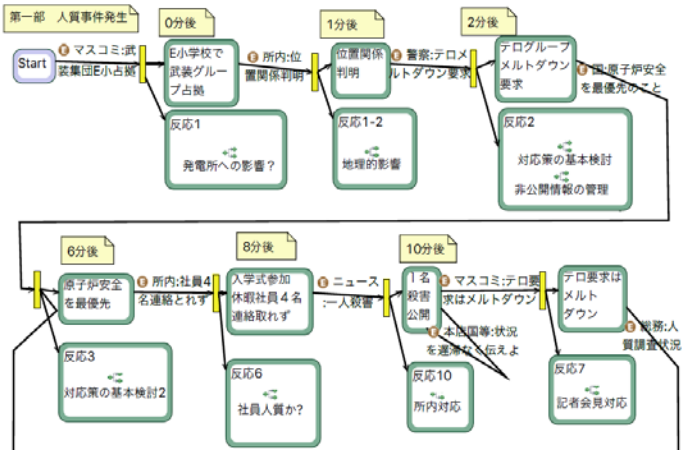


図-5　図上演習シナリオの例

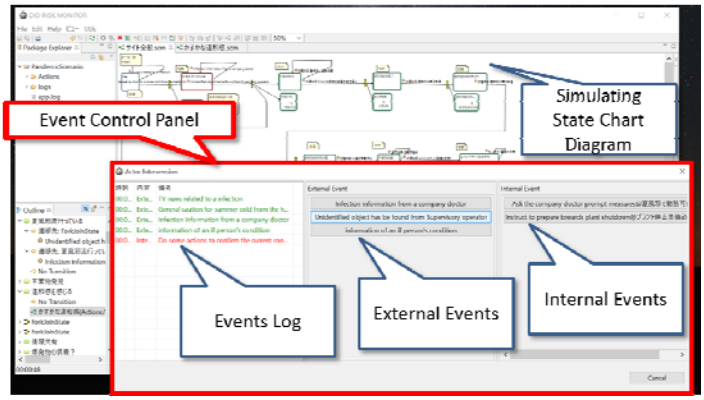


図-6　研修時の支援機能

4. まとめ

プラント DiD リスクモニタとその応用について紹介した。本システムは NPO 法人シンビオ社会研究会と㈱プライムシステム研究所が開発したものであるが、広く利用してもらうことを狙って S/W を無償提供している。参考文献(4)で利用登録することで利用可能としているので是非活用願いたい。

参考文献

(1) YOSHIKAWA, H., et al : Configuration of risk monitor system by plant defense-in-depth risk monitor and reliability monitor, Nuclear Safety and Simulation, Vol. 3, No 2, pp.140~152. .2012.

(2) YOSHIKAWA, H. and NAKAGAWA, T.: Software system development of NPP plant DiD risk monitor -basic design of software configuration-, (ICONE23-1312) Proceedings of the 23th International Conference of Nuclear Engineering (ICONE23), May 17-21, 2015, Chiba, Japan, 2014.

(3) NAKAGAWA T., TERASHITA N. and YOSHIKAWA, H.: Methodological basis of plant DiD risk monitor system development and its prospective applications for NPPs, Nuclear Safety and Simulation, Vol. 8, No 2, pp.91~100, 2017.

(4) プラント DiD リスクモニタ： http://prime-system.jp/did-risk-monitor/

*Naotaka Terashita[1]
[1]system P&A

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開
New development in human factors

(3) 行動センシングとＡＩによるヒューマンエラー対策

(3) Preventing human error by behavior sensing and artificial intelligence

*梶原 祐輔[1]，植村 喜弘[1]，島川 博光[1]
[1]立命館大学

1. 緒言

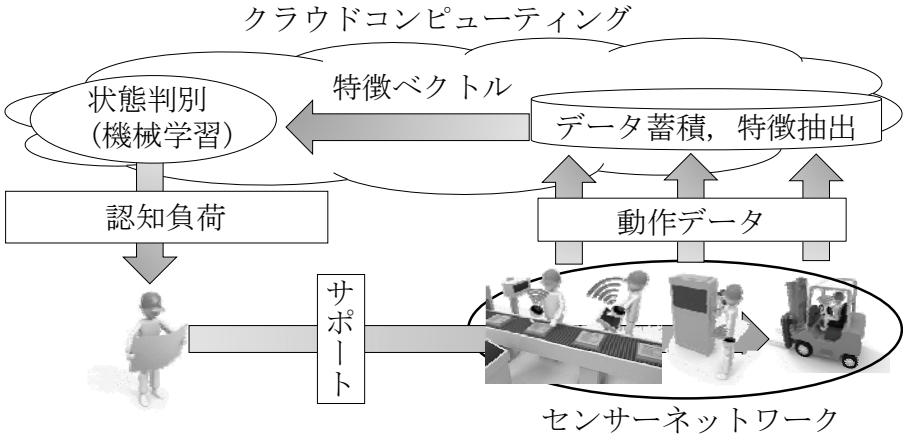


図１　IoT と AI を利用した認知負荷推定

我々は電車の吊り棚にかばんを置いたまま，置き忘れて電車を降りる（ラプス），履歴書を書いているときにうっかり書く欄を間違える（スリップ），ソフトウェアマニュアルに記載している手順を『必要ない手順だ』と自己判断し，飛ばし，ＰＣをフリーズさせた（ミステイク・違反）などのヒューマンエラーを度々、起こしながら，日常生活を営んでいる。これらのヒューマンエラーは日常生活では問題にならないことが多いが，産業では多大な被害を産む悲惨な事故につながることがある．それゆえ，ヒューマンエラーは未然に防がれる必要がある．

我々が保有する記憶や認知を処理する資源（ワーキングメモリ）[1]や注意資源[2]は有限であるが，認知や注意を向ける対象はそれに比べて多い．それゆえ，我々は自己が保有しているワーキングメモリや注意資源を超える，認知負荷の高いタスクが最優先課題として与えられたとき，このタスクに十分なワーキングメモリや注意資源を割り当てるために，無意識・意識的に優先度の低いタスクの自動的処理を行う．タスクの自動的処理は統制的処理と比較し，注意資源やワーキングメモリを消費しない．このさいに自動化すべきでない，設備・計器の確認や事業計画の確認などのタスクが自動化された場合，設備の不備や異常事態の見落としなどのヒューマンエラーが発生する可能性が高くなる．

認知負荷はアンケートで測定できるが，それを随時測定するのは作業者の負担になり、それ自体が認知負荷となる可能性がある。また随時変化する認知負荷は測定できない．それゆえ，本研究では IoT 技術を利用し，取得した行動の情報を AI に学習させ，自動的に認知負荷を推定する．

本論文では IoT 技術と人工知能を活用した認知負荷推定手法[3]を解説する．IoT 技術で収集したセンサデータから特徴を抽出し，機械学習により推論することでビッグデータを認知負荷などの知識に変換できる（図１）．システムが出力した知識は，ヒューマンエラー対策に活用できる．

2. ヒューマンエラーと認知負荷

作業者は知覚，現状把握，未来予測を経て，動的に意思決定[4]し，行動を実施する（図２）．各フェーズの状態には注意が向けられている．ワーキングメモリは眠気[5]で増減する注意資源を配分している．ワーキングメモリも有限な資源であり，注意制御や処理資源の確保などを行う中央実行系と視覚・空間情報の短期貯蔵庫である視空間スケッチパッド，言語の短期貯蔵庫である音韻ループ，長期記憶から引き出した記憶の短期貯蔵庫であるエピソードバッファーで構成されている．またワーキングメモリは注意資源の配分の他に，タスクの自動的処理が適切に行えるよう，対象への注意の持続や習慣的反応の抑制，競合の解消などを行っている．高い認知負荷がかかり，ワーキングメモリが枯渇すると，注意配分や意思決定・行動の自動化を誤り，ヒューマンエラーを引き起こす．

ヒューマンエラー防止には現場力の向上が必要不可欠である[6]．現場力は，監視能力，予見能力，対処能力，学習能力から成る．状況の変化を監視し，状況の変化から次の状況の変化を予見し，対処能力で予測した状況の変化に対処し，次の状況の変化に備えて学習する．しかし，監視，予見，対処，学習には多くの注意資源やワーキングメモリを要する．作業者のワーキングメモリや注意資源は有限であり，これらをすべて完璧に実施することは難しい．

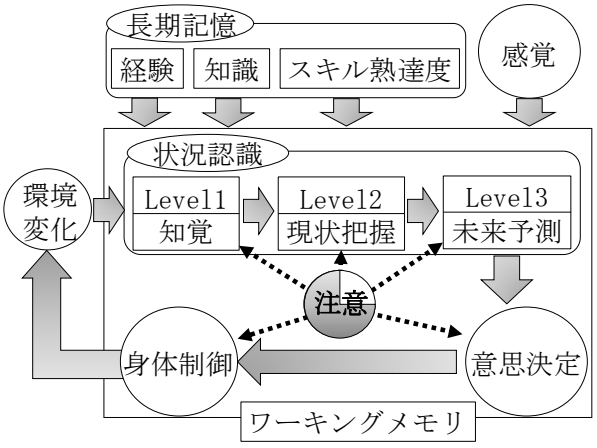


図２　ワーキングメモリ・注意資源と動的意思決定の関係

3. 行動センシングと AI による認知負荷の推定

3-1.　IoT 技術と AI による現場力の向上

作業者と人工知能を協同させ，現場力を向上させる．従来は作業者が監視，予見，対処，学習をすべて行っていたが，作業者のワーキングメモリや注意資源は有限であり，これらをすべて完璧に実施することは難しい．それゆえ，このプロセスの一部を人工知能に委託することを考える．IoT 技術で作業者の動作や心身の状態を定量的に取得し，それらを人工知能に学習させ，作業者の認知負荷を推定する．作業者は IoT 技術と人工知能による監視結果と予見結果を受け，ヒューマンエラーを未然に防ぐ策を実施する．作業者はヒューマンエラー対策や作業に十分な注意や認知を向けることができ，ヒューマンエラーの発生率の低下が期待できる．また人工知能は作業者と異なり，監視・予見するアルゴリズムが明らかであり，監視・予見に成功する確率を見積もることができる．さらに人工知能はサーバ上で実装できる．初期費用はかかるが，長期の運用を考えた場合，人件費と比較して少ない．

3-2.　IoT 技術による作業者の動作の監視

認知負荷の推定では空間分解能で優れる加速度センサを腰に装着し，作業者の動作を取得する．センサは熱や音，画像などの外界の情報を数値に変換する電子機器である．センサは Kinect やカメラ，レーザレンジファインダなどの非接触で情報を取得する非接触型センサと加速度センサ，脈拍センサなどの測定対象者に接触させて情報を取得する接触型センサがある．非接触型センサは広範囲を測定可能で，電源に接続することで長時間持続して，使用できる．接触型センサは測定できる範囲は狭いが，測定対象者に装着

して測定するため，空間分解能が高い．しかし，接触型センサの多くはバッテリーや電池で稼働するため，駆動時間は短い．接触型センサと非接触型センサはそれぞれ利点・欠点があり，用途に合わせてセンサを選択する必要がある．

3-3. 行動の自動化を表す特徴の抽出

作業者は保有する注意資源やワーキングメモリを超える認知負荷がかかると，優先度の高いタスクにワーキングメモリや注意資源を割り当てるために，優先度の低いタスクをスキーマにしたがい，自動的処理する．我々は自動的処理されるタスクとして歩行に着目した．歩行は優先度の低い行動でかつ，大半の作業者でスキーマが構築されている行動である．自動的処理された歩行はその作業者にとって習慣的でかつ負荷が少ない周期で実現される．これは統制された歩行とは異なる周期で身体が動くことを意味する．

我々はこの特徴を加速度と角速度のパワースペクトルで表現する．作業者に対し垂直方向を x 軸，水平方向を y 軸，進行方向を z 軸と定義する．加速度を $a=[a_x,a_y,a_z]^T$，角速度を $v=[v_x,v_y,v_z]^T$ と定義する．それぞれの成分は x，y，z 軸方向の加速度及び角速度を示している．a と v に対し，フーリエ変換を行い，各周波数におけるパワースペクトル値を求める．パワースペクトルは各周波数帯の振れ幅を示している．自動化された歩行と統制された歩行の周期が異なる場合，それぞれの特定周波数帯のパワースペクトル値が高くなる．これに加え，加速度センサの設置角度による各軸の測定誤差を考慮するために，a と v のユークリッドノルムを求める．さらに体のぶれにより，取得される加速度や角速度は急激に変化する．この変化を取得するために，本研究ではピーク・バレー分析を適用する．加速度・角速度の変動が閾値よりも大きい場合，それをピーク・バレーとして検出する．閾値は a と v の最大値と最小値の差分の 25%，50%，75%，100%に設定した．ピーク・バレーの平均値及び標準偏差，そして検出された数を特徴成分とした．

3-4. AI による認知負荷の推定

行動の自動化を表す特徴を，AI に学習させ，認知負荷を推定する．本研究では AI に Random Forest (RF) を用いる．RF は，学習データに基づいて複数の決定木を構成する．本研究では CART アルゴリズムで決定木を構築した．CART アルゴリズムは，親ノードと子ノードのジニ係数の差が最大となる説明変数を選択する．このジニ係数の差は選択された説明変数の推定に貢献した割合を表している．それゆえ，各説明変数でジニ係数の差を総和することで，各説明変数の重要度（変数重要度）が求められる．未知のデータが入力された場合，複数の決定木が出力した結果を平均化し，認知負荷を推定する．

4. 認知負荷の推定精度を検証

4-1. 実験内容

3 章で示した認知負荷推定手法の精度を検証するための実験を行った.加速度と角速度のサンプリング周波数は 100Hz である．一般的な歩行速度は約 4.0 km/h，歩幅は約 60～90 cm である．歩行速度を歩幅で除算すると，1 歩あたり約 0.55～0.8 秒である．本研究では加速度センサを腰に装着したことから，加速度には右足と左足の動きによって変化する．加速度は 1 歩の間で足を上げるときと足を下ろすときにそれぞれ変化する．それゆえ，1 歩を表す加速度の周波数は 2.5Hz～3.6Hz である．本実験で用いたセンサのナイキスト周波数は 50Hz である．したがって，本手法で用いたセンサは歩行の特徴を算出する上で十分な分解能を有する．被験者は 20 代の男性 14 名，女性 6 名である．それぞれの被験者は加速度センサを尾骶骨上部 5.0cm 地点に装着した．装着された加速度センサはノートパソコンに bluetooth を用いて接続されている．被験者は実験開始位置から 14 m 直進する．また歩行開始時に，4.2 節で示すサブタスクを負荷する．被験者は歩行が終了するまでサブタスクに回答し続ける．本研究ではこの回答数を基に認知負荷を定義する．この認知負荷をかけた状態での歩行を 20 回，認知負荷をかけなかった状態での歩行を 20 回行った．また被験者の肉体的疲労の影響を考慮し，10 回歩行するごとに 5 分間の休憩を挟んだ．

4-2. 認知負荷

我々は被験者に認知負荷をかけるために，被験者にサブタスクを負荷した．サブタスクは想起問題である．実験実施者は被験者にある 1 つのトピックを歩行開始時に伝える．被験者は，それに当てはまるものを口頭で実験実施者に可能な限り多く伝える．被験者は，実験実施者から与えられた「白い花」という言

葉を何度が頭の中で繰り返す，このさい，音韻ループが使用される．同時に「白い花」のイメージを頭の中に思い描くため，視覚スケッチパッドが使用される．また，自身が言った単語を覚えておくために，エピソードバッファーが使用される．これらに注意や資源を割り当てる必要があるため，中央処理系も圧迫される．したがって，この想起問題を被験者に与えることでワーキングメモリの資源を枯渇させることができる。

本研究では，トピックに当てはまる回答数が少ないほど認知負荷が高いと定義する．サブタスクの応答数は､個人差を考慮して 0 から 1 に正規化される. 正規化された応答数は目的変数として RF に学習される．推定精度を検証するために，1 人の被験者をテストデータ，それ以外を学習データとする 20-fold-cross-validation を実施した．RF にテストデータを入力したさいの推定誤差の平均で本手法の推定精度を評価する．推定誤差は正規化された応答と RF の出力結果の差の L1 ノルムとした．

4-3. 実験結果

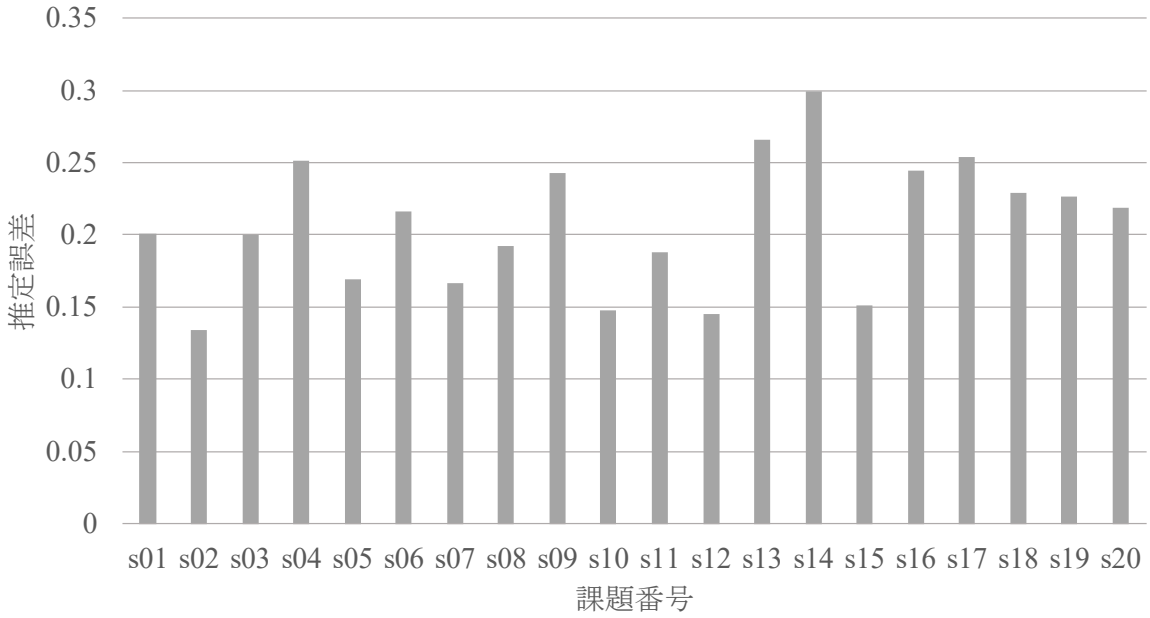


図 3　各課題における推定誤差

推定誤差の平均±標準偏差は 0.20±0.04 だった（図 3）．この結果は本手法で少なくとも高い認知負荷がかかっている状態（高認知負荷），中程度の認知負荷がかかっている状態（中認知負荷），低い認知負荷がかかっている状態（低認知負荷）を推定できることを示唆している．正規化した応答数が 0 以上 0.334 未満の場合を高認知負荷，0.334 以上 0.667 未満を中認知負荷，0.667 以上 1 以下を低認知負荷として，各状態の加速度と角速度のユークリッドノルムを求めた（表 1）．表 1 の加速度は主に歩行速度，角速度は主に身体のぶれを表している．表 1 から高認知負荷時に歩行した場合，低認知負荷時の歩行に比べ，歩行速度が遅いことが示唆された．低認知負荷時の歩行は高認知負荷時の歩行と同等の身体のぶれが表れた．しかし，低認知負荷時の歩行速度が高認知負荷時の歩行速度に比べ，遅いことから低認知負荷時の身体のぶれは統制された歩行に由来していることが示唆された．中認知負荷時の歩行は高認知負荷時の歩行より若干遅い歩行速度で，身体のぶれが低認知負荷時の歩行と比べ，小さかった．次に推定する上で重要なファクターを RF が出力した変数重要度から考察する．各周波数の変数重要度を正規化した結果を図 4 に示す．変数重要度が高い周波数帯域を赤色で示した．図 4 から 1.5Hz～2.5Hz，3.5Hz～3.6Hz の周波数帯域のパワースペクトル値が認知負荷を推定する上で重要だった．1.5Hz～2.5Hz は一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の下限以下の周波数帯域である．3.5Hz～3.6Hz は一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の上限付近の周波数帯域である．

低認知負荷時は歩行を意識的に統制できるため，歩行速度が速く，歩行以外に由来する身体のぶれも少

ない．中認知負荷時は優先度の高いサブタスクに回答するために，歩行を自動化し，歩行を統制するために割り当てていたワーキングメモリの資源を解放する．このさいに歩行の自動化が適切に実施されたため，歩行速度が遅くなり，身体のぶれも小さくなった．高認知負荷時は中認知負荷時と同様に優先度の高いサブタスクに回答するために，歩行を自動化し，歩行を統制するために割り当てていたワーキングメモリの資源を解放する．しかし，高認知負荷時はワーキングメモリの容量を超えるサブタスクが与えられたため，自動化を統制する領域にまで影響を及ぼし，歩行の自動化を失敗している。その結果，自動化された歩行にたびたび統制された歩行が表れ，その切り替えによって身体のぶれが大きくなったことが示唆された．この特徴を表す周波数帯域は一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の下限以下の周波数帯域と上限付近の周波数帯域のパワースペクトルである．これらの周波数帯域のパワースペクトル値を活用することで 0.20±0.04 の誤差で認知負荷を推定できる．

表１　各認知負荷における加速度と角速度のユークリッドノルム

	高	中	低
加速度	609.54	538.14	1117
角速度	1076.7	762.49	1213.1

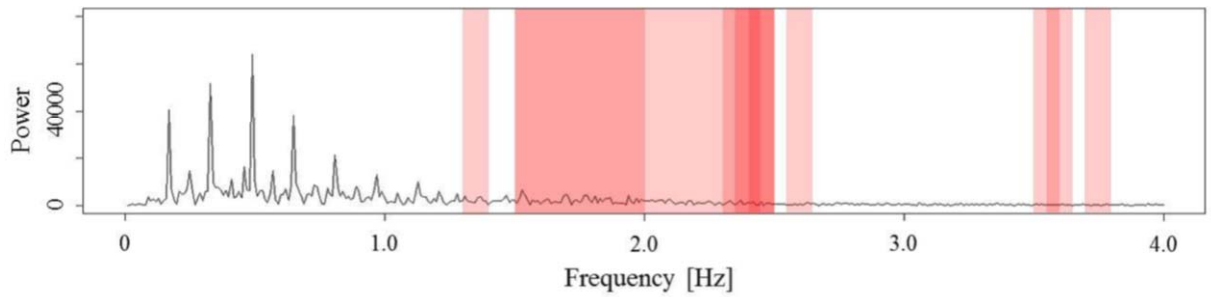


図４　変数重要度が高い周波数帯域

5. 結論

本論文では認知負荷をかけたさいの行動の自動化に着目した認知負荷推定手法を解説した．本手法はベルトに加速度センサを付けることで，認知負荷を 0.20±0.04 の誤差で推定でき，実用性が高い． 今後はスキルが必要な複雑な作業や確認作業に対して，本手法を適用し，有用性を示す．

参考文献

[1] A. Baddeley, “The episodic buffer: a new component of working memory?.” Trends in cognitive sciences, 4(11), pp. 417-423 (2000).

[2] D. Kahneman, “Attention and effort.” Englewood Cliffs, NJ: Prentice-Hall, Vol. 1063(1973).

[3] Uemura, Y., Kajiwara, Y., & Shimakawa, H. (2017). Figuring out Distraction Degree from Working Memory Consumption for Pedestrian Safety. International Journal of Internet of Things, 6(1), 1-8.

[4] M. R. Endsley, “Toward a Theory of Situation Awareness in Dynamic Systems.” Human Factors, 37(1), pp.32-64(1995).

[5] E. Hoddes, V. Zarcone, H. Smythe, R. Phillips, W. C. Dement, “Quantification of sleepiness: a new approach.” Psychophysiology, 10(4), pp.431-436 (1973).

[6] E. Hollnagel, D. D. Woods, & N. Leveson, “Resilience engineering: Concepts and precepts.” Ashgate Publishing, Ltd. (2007).

*Yusuke Kajiwara[1], Yoshinobu Uemura[1] and Hiromitsu Shimakawa[1]

[1]Ritsumeikan Univ.

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

[1C_PL] Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field

challenge and foresight

Chair: Masahiro Tatsumi (NEL)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[1C_PL01] Current Status and Future Prospects of Monte Carlo Calculation Methods in Reactor Physics

*Yasunobu Nagaya[1] （1. JAEA）

[1C_PL02] Study on Dynamic PRA with Monte Carlo Method

*Sunghyon Jang[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1C_PL03] A study on Knudsen force exerted on solid body due to gas temperature gradient by DSMC method

*Shigeru Yonemura[1] （1. Tohoku Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～
Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（1）炉物理分野におけるモンテカルロ計算の現状と将来展望

(1) Current Status and Future Prospects of Monte Carlo Calculation Methods in Reactor Physics

*長家 康展[1]
[1]原子力機構

1. 緒言

乱数を用いた統計的数値計算手法がモンテカルロ法と呼ばれるようになってから 70 年が経つ。黎明期におけるモンテカルロ法の目的は、中性子の輸送や増倍をシミュレーションすることであった。そういう意味において、炉物理分野でモンテカルロ法が開発され、長い間モンテカルロ法に関する研究が行われてきたと言えるだろう。本報では、炉物理分野におけるモンテカルロ計算手法とその応用に関する現状をレビューし、最後に今後の見通しについて述べる。

2. モンテカルロ計算の手法研究の現状

炉物理分野におけるモンテカルロ計算手法に関して近年精力的に研究されてきたトピックスを紹介する。

(1) 随伴中性子束重みタリー : 実効遅発中性子割合(β_{eff})と中性子生成時間(Λ)は動特性パラメータと呼ばれ、炉物理分野では実効増倍率(k_{eff})と並んで重要な核特性パラメータである。実効増倍率は昔からモンテカルロ法で計算可能であったが、動特性パラメータは随伴中性子束で重み付けられているため計算が困難であった。最近では、随伴中性子束を Iterated Fission Probability と解釈することにより、モンテカルロ法による動特性パラメータの計算が可能である[1,2]。

(2) 感度解析 : 炉物理分野の感度解析は、核反応断面積が変化したときに実効増倍率などの核特性パラメータがどれだけ変化するかを計算する。実効増倍率についての感度解析は、随伴中性子束重みの反応率を核種とエネルギー群別にタリーを取ればよいので、前に述べた随伴中性子束重みタリーによって行うことができる[3,4]。それ以外の核特性パラメータについての感度解析は一般化摂動論に基づいた計算が必要であるが、最近モンテカルロ法でも計算が可能となりつつある[5,6]。

(3) 不確かさ評価 : 感度解析によって核特性パラメータに対する感度係数が計算できれば、断面積共分散データとの演算によって不確かさを評価することができる[7]。多群形式の断面積共分散データであれば、エネルギー群別に感度係数を計算し、行列演算するだけでよいが、最近、連続エネルギー形式断面積共分散データを用いて直接不確かさを評価する方法が提案されている[8,9]。

(4) 摂動計算 : 炉物理分野の重要な核特性パラメータとして反応度価値がある。反応度価値は実効増倍率の逆数の差として定義されるため、その差が小さいと統計誤差に隠れて計算が困難になる。微小反応度価値を計算するための手法として、古くから相関サンプリング法や微分演算子サンプリング法が知られているが、最近では核分裂源分布の変化による寄与を考慮できるようになっている[10,11]。また、摂動理論に基づいた微小反応度価値を随伴中性子束重みタリーで計算する手法が提案されており、ドップラー反応度価値[12]や体系変化の反応度価値を計算する手法が開発されている[13]。

(5) オンザフライ・ドップラー拡がり計算(On-the-fly Doppler Broadening) : 実機では炉心内の温度分布を考

*Yasunobu Nagaya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

慮しなければならない。核反応断面積が温度に依存するため、正確に温度分布を考慮しようとすると多くの温度点における核反応断面積データを用意する必要がある。これは莫大なメモリを必要とすることになるため、中性子のランダム・ウォーク中に任意の温度の核反応断面積データを高速に生成する手法が開発されている[14-16]。この手法は分離共鳴領域におけるドップラー拡がりのみを取り扱うものが多いが、非分離共鳴領域の断面積データを取り扱える手法も提案されている[17]。熱中性子散乱データについては、まだその手法は提案されていないが、確率的に特定の温度を選択する擬似物質法[18]で代用することが可能である。

(6) 分布タリー : 炉物理分野では出力分布や中性子束分布を計算する必要があるが、分布計算はモンテカルロ計算手法の弱点の一つである。古くからある分布計算手法としてはメッシュタリーがある[19]。これは領域をメッシュ状のビンに区切ってタリーに取るという単純なものである。最近では連続的な分布を計算する手法として、関数展開タリー(Functional Expansion Tally)[20,21]やカーネル密度エスティメータ(Kernel Density Estimator)[22,23]が提案されている。

(7) 乱雑化モデル : 一般的な体系には、物質組成が連続的に変化するケースや、物質がランダムに配置されるケースが存在する。炉物理分野で取り扱う乱雑化モデルとして知られているケースは、高温ガス炉で用いられる球状の被覆燃料粒子がランダムに燃料媒質中に配置されるケースであり、この非均質性を正確に取り扱う必要がある。このような体系を取り扱う手法として、古くからデルタ・トラッキング法(Woodcock トラッキング法[24]) が知られているが、MVP コードの STGM モデル[25]や Stochastic Geometry[26]なども開発されている。最近では、燃料デブリの体系を取り扱うための新しい乱雑化モデル[27,28]も開発されつつある。

(8) 正確な統計誤差評価 : 炉物理分野で行うモンテカルロ計算は、ほとんどが固有値計算である。べき乗法（世代間の反復）によって最大固有値（実効増倍率）と固有ベクトル（核分裂源分布）を求めるが、核分裂源点を次の世代のスタート点とするため、世代間に相関が生じる。それゆえ、実効増倍率や中性子束分布の統計誤差を正確に評価するには相関を考慮しなければならない。相関を評価する手法はたくさん提案されているが、時系列解析手法は有望な手法の一つである[29,30]。

(9) 収束判定 : 上で述べたべき乗反復を用いると収束判定をしなければならない。しかも、実効増倍率と核分裂源分布は収束回数が異なることが明らかとなっており[31]、正しく収束判定を行わなければバイアスのかかった結果が得られることになる。従来、ユーザの工学的判断によって収束判定を行ってきたが、最近ではシャノン・エントロピーを用いた収束判定[32]を行うのが主流となりつつある。

3. モンテカルロ計算の応用についての現状

炉物理分野におけるモンテカルロ計算の応用は炉心解析と炉心設計である。これらへの応用は計算機の発展と密接に関連している。現在の計算機の性能はモンテカルロ法の黎明期に比べれば格段に進化しているが、最新のスーパーコンピュータの性能でも炉心設計に利用するにはまだ不十分である。Smith は 2003 年に次のような1つの見通しを示した[33]。「軽水炉の設計では60億領域のタリーによる分布計算が必要で、集合体毎にピーク燃料棒出力を 1%以内の統計誤差で計算しなければならない。ムーアの法則に従って計算機の性能が向上したとすると、このようなモンテカルロ計算が 1 つの CPU で 1 時間以内に終わるようになるのは 2030 年である。」この課題は、炉心設計に対するモンテカルロ計算手法を応用する上での「グランド・チャレンジ」と呼ばれる。この課題を克服するために最新のハードウェアに適したアルゴリズムの開発が行われている。マルチコア CPU/共有メモリに適したハイブリッド(MPI/OpenMP)並列計算アルゴリズム[34-36]、GPU に適したベクトル化アルゴリズム[37,38]、Many Integrated Core アーキテクチャーをベースとした Xeon Phi に適したアルゴリズム[39,40]等の研究が精力的に行われている。また、この課題に挑戦するためのベンチマーク問題[41]も提案されている。最近では BEAVRS ベンチマーク[42]も提案され、実機 PWR 炉心に対する非常に詳細なモデル化がなされている。

上記の課題はある炉心配置に対する定常状態のモンテカルロ計算 1 回を対象としたものであり、実際の炉心設計においては様々な条件に対する膨大な数のモンテカルロ計算を行わなければならない。さらに、原子炉の設計においては、燃料組成変化を計算するための燃焼計算、反応度フィードバックを計算するための核熱結合計算、事故を想定した過渡計算が必須であり、1 つのケースで何度もモンテカルロ計算を行わなければならない。これらの計算はマルチフィジクス・シミュレーションであり、炉心計算としてモンテカルロコード、炉心以外の物理シミュレーションコードとして決定論的コードを用い、通常これらコードを結合、反復させることによって計算を行う。モンテカルロ燃焼計算では、ORIGEN 一点炉燃焼コードと組み合わせるもの[43,44]が多かったが、燃焼計算手法に CRAM 法（Chebyshev Rational Approximation Method）[45]が用いられるようになってきており、多くの核種を扱っても高速に計算できるようになっている。モンテカルロ核熱結合計算は、現在最も注目されているマルチフィジクス・シミュレーションであり、数多くの論文が発表されている[46-49]。モンテカルロ過渡計算は簡単なベンチマーク問題に対する検証の段階である[50]が、2×2 集合体に対する計算例も報告されている[51]。

4. まとめと今後の見通し

モンテカルロ計算手法に関しては、これまで計算できなかった核特性パラメータが連続エネルギーモンテカルロ法で計算できるようになり、モンテカルロ計算手法の弱点であった分布計算についても連続的な分布として計算できるようになりつつある。今後は、これらの計算精度を高めるためにより高速で効率的な計算アルゴリズムの開発が求められるだろう。

モンテカルロ計算の応用に関しては、炉心計算用モンテカルロコードと他のコードを結合したマルチフィジクス・シミュレーションがますます詳細なモデルで行われるようになり、その上で感度解析・不確かさ評価までも同時に行われる[52]ようになると思われる。それと同時に、最新のハードウェアに対応したり、他のコードと結合したりするため、新しいモンテカルロコードが開発されるようになるだろう。既に LANL では MCATK コード[53]、ORNL では Shift コード[54]、その他の新しいコード[55]が開発されている。従来のプロダクション・モンテカルロコードは多機能、行数が膨大、レガシー・アルゴリズムであるため、最新のハードウェアに対応したり、他のコードと結合したりするために膨大な労力を必要とする。そのため、今後はモンテカルロコードをモジュール、ソルバー、ツールキットといった形で開発することが多くなると思われる。

参考文献

[1] Y. Nauchi, T. Kameyama, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **47**, 977-990 (2010). [2] B.C. Kiedrowski, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **168**, 226-241 (2011). [3] B.C. Kiedrowski, F.B. Brown, *Nucl. Sci. Eng.*, **174**, 227-244 (2013). [4] H.J. Shim, C.H. Kim, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1453-1461 (2011). [5] C.M. Perfetti, B.T. Rearden, *Nucl. Sci. Eng.*, **182**, 354-368 (2016). [6] M. Aufiero, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **85**, 245-258 (2015). [7] B.T. Rearden, *Nucl.Technol.*, **174**, 236-288 (2011). [8] D.H. Lee, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **187**, 154-165 (2017).

[9] M. Aufiero, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **96**, 295-306 (2016). [10] Y. Nagaya, T. Mori, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**, 428–441 (2005). [11] Y. Nagaya, T. Mori, *Prog. Nucl. Sci. Technol.*, **2**, 842-850 (2011). [12] H.J. Shim, C.H. Kim, *Nucl. Sci. Eng.*, **177**, 184–192 (2014). [13] T.P. Burke, B.C. Kiedrowski, *Nucl. Sci. Eng.*, **189**, 199-223 (2018). [14] G. Yesilyurt, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **171**, 239-257 (2012). [15] T. Viitanen, J. Leppänen, *Nucl. Sci. Eng.*, **171**, 165-173 (2012). [16] C. Dean, et al., *J. Korean Phys. Soc.*, **59**, 1162-1165 (2011). [17] J.A. Walsh, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [18] J. L. Conlin et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **92**, 225-227 (2005).

[19] A.L. Swift, et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **111**, 1141-1144 (2014). [20] D.P. Griesheimer, Ph.D. thesis, University of Michigan (2005). [21] B. Wendt, et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **116**, 552-555 (2017). [22] K. Banerjee, W.R. Martin, *Nucl. Sci. Eng.*, **170**, 234-250 (2012). [23] T.P. Burke, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **188**, 109-139 (2017). [24] E.R. Woodcock, et al., ANL-7050 (1965).

[25] I. Murata, et al., *J. Nucl. Sci. Technol*., **34**, 734-744 (1997). [26] F.B. Brown, et al., *Proc. MC2005* (2005).
[27] T. Ueki, *J. Nucl. Sci. Technol*., **54**, 267-279 (2017). [28] C. Larmier, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **111**, 391-406 (2018).
[29] T. Ueki, et al., *Nucl. Sci. Eng*., **148**, 374-390 (2004). [30] T. Ueki, *J. Nucl. Sci. Technol*., **47**, 739-753 (2010).
[31] T. Ueki, et al., *Nucl. Sci. Eng*., **145**, 279-290 (2003). [32] T. Ueki, F.B. Brown, *Trans. Am. Nucl. Soc*., **87**, 156 (2002).
[33] K. Smith, "Reactor Core Methods," Invited lecture at the M&C 2003, April 6-10, 2003, Gatlinburg, TN, USA (2003).
[34] F.B Brown, *Proc. SNA-2003* (2003). [35] D.P. Griesheimer, B.R. Nease, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015).
[36] Y. Nagaya, M. Adachi, *Proc. M&C 2017* (2017). [37] A. Ding, T. Liu, et al., *Proc. M&C 2011* (2011).
[38] T. Liu, N. Wolfe, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [39] P.S. Brantley, et al., Proc M&C 2017 (2017).
[40] T. Liu, et al., *EPJ Web of Conf*., **153**, 06022 (2017). [41] J.E. Hoogenboom, W.R. Martin, *Proc. M&C 2009*, 854-869 (2009).
[42] N. Horelik, B. Herman, et al., *Proc. M&C 2013* (2013). [43] 鹿島, 他, JAEA-Data/Code 2014-028 (2014).
[44] H.R Trellue, D.I. Poston, LA-UR-99-4999 (1999). [45] M. Pusa, *Nucl. Sci. Eng*., **169**, 155–167 (2011).
[46] A. Bennett, M. Avramova, et al., *Proc. M&C 2017* (2017). [47] A.S. Bikeev, M.A. Kalugin, et al., *Proc. M&C 2017* (2017).
[48] M. Lemairea, H. Leea, et al., *Proc. M&C 2017* (2017). [49] J. Guo, S. Liu, et al., *Proc. M&C 2017* (2017).
[50] Y. Jo, B. Cho, *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [51] N. Shaukat, et al., *Nucl. Eng. Technol*., **49** 920-927 (2017).
[52] S.C. van der Marck, et al., *Proc. SNA+MC 2013*, 02410 (2013). [53] Terry Adams, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 41-47 (2015).
[54] T. M. Pandya, S. R. Johnson, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [55] X.G. Xu, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 2-9 (2015).

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～
Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（2）モンテカルロ法を用いた動的リスク評価研究

(2) Study on Dynamic PRA with Monte Carlo Method

*張　承賢
東京大学

1. 確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment）

PRA とは施設を構成する機器・系統等を対象として、発生する可能性がある事象（故障・異常）を網羅的・系統的に分析・評価し、それぞれの事象の発生確率（又は頻度）と、万一それらが発生した場合の被害の大きさを定量的に評価する方法である。

原子力発電所を対象とする場合には、過度事象、原子炉冷却材喪失事項等の事象（起因事象）の発生に、事象を収束させる或いは影響を緩和するための設備の機能喪失等が加わり、炉心の損傷、格納容器の破損等に至る可能性がある事故シーケンスを網羅的に抽出し、その発生確率（又は頻度）を評価し、さらに周辺公衆が受ける健康リスクを評価する。

PRA では評価の範囲を着目する指標（現象）に応じて次の 3 つのフェーズに分けて評価を行う。

・レベル１PRA：炉心損傷に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を評価。
・レベル２PRA：環境へ多量の放射性物質を放出する事故（格納容器機能喪失事故）に着目し、それに至る事故シーケンスの発生頻度とそのソースターム（環境に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出時期、放出期間、放出エネルギー）の評価を行う。
・レベル 3PRA：ソースタームとその発生頻度をもとに公衆への健康リスク等を評価

PRA 手法では、事故シーケンスの分析（事故シナリオの定量化）はイベントツリー（ET）手法を用いて行い、またフォールトツリー（FT）手法を用いてシステム信頼性解析を行い、イベントツリー上の各分岐の失敗確率を算出する。

しかし、このようにイベントツリーとフォールトツリー手法を用いる従来の PRA 手法には下記のような事象の特性を評価することが難しいという問題点がある。

１）事象の発生順序の多様性：ET 上における事象の発生順序は実際に一つに定まらないため、事象の進展によって事象順序が変わると、事故シーケンス分析のために、新しい ET が必要になり、事故シーケンスを網羅的に評価するためには、膨大な数の ET が必要となる。

２）分岐の失敗確率の時間依存性：ET 上の分岐失敗確率は、事象の進展によって変化するプラントの状態に依存する。しかし、従来の手法では ET 上における分岐確率の変化を反映することが困難である。

３）不確かさ：PRA で用いる機器故障率に関するデータなどには、不確かさが存在するため、不確かさを考慮した事故シーケンスの定量的評価が困難である。

2. 確率論的リスク評価における不確かさ

一般に PRA に関連した不確かさには、偶然性不確かさ（Aleatory uncertainty）と認識論的不確かさ（Epistemic Uncertainty）がある。前者は、物理現象や機器の特性に由来する不確かさであり、避けることのできないものである。後者は、知識の限界やデータ不足に由来するものである。

*Sunghyon Jang
.The University of Tokyo

NUREG-1855 によると認識論不確かさはさらにパラメータ不確かさ（Parameter Uncertainty）とモデル不確かさ（Model Uncertainty)、完全性不確かさ（Completeness Uncertainty）に分類することができる。

（１）パラメータ不確かさ

パラメータ不確かさは PRA の理論モデルにおける事象の発生確率を計算するのに使われるパラメータの入力値の計算における不確かさに関係している。このパラメータの例として、起因事象発生確率、機器故障確率、人的過誤率などが挙げられる。

（２）モデル不確かさ

モデル不確かさは意見の一致した手法またはモデルが一致しない問題や､その手法やモデルの選択が PRA モデルに影響を及ぼすと考えられる事象に関連している。具体例として、新規基事象の導入、基事象の発生確率の変化、成功基準の変化、新規起因事象の導入などがある。

（３）完全性不確かさ

リスク寄与因子として、マイナーであるためにスクリーニングアウトされるか、その存在を認識していないために PRA モデルに考慮されないことがある。これらの PRA モデルの範囲や詳細度に含まれないリスク寄与因子が本当に意思決定に影響することがないのかどうかに関連した不確かさが完全性不確かさである。

1 章及び 2 章で述べた既存の PRA 手法における問題点を克服するために、様々な方法を用いて動的(Dynamic)リスク評価手法が研究されている。その一つの方法として、モンテカルロ手法とマルコフ過程を用いたモデル（連続マルコフ過程モンテカルロ手法、Continuous Markov process and Monte Carlo Method）にプラント動特性解析コードをカップリングさせた手法を用いて事故シナリオを定量化することができる。

3. 連続マルコフ過程モンテカルロ手法を用いた動的リスク評価

連続マルコフモンテカルロ手法（CMMC 手法）の適用では、考慮可能な不確かさとして、偶然性不確かさ及びパラメータ不確かさが挙げられる。これらの不確かさは見方を変えると、

・事象が発生する前提（発生確率等）として、周囲の環境に影響される不確かさ

・事象発生に伴い結果として得られる現象の不確かさ

に分類することができる。前者については CMMC 法の適用が効果的であり、後者については MC 法の適用が有効である。CMMC 法と MC 法の違いは、分岐確率を評価する際にプラント状態を考慮するかしないかの違いである。

CMMC 手法による事故シナリオの定量化では、プラント熱流動解析コードや FP 拡散解析コードを用いて、各時刻におけるプラントの状態を解析する。これらの解析コードから得られたプラント内各構成要素の温度や圧力などのパラメータによって、各時刻の状態遷移確率を求める。この状態遷移確率は各構成要素に与えられ、モンテカルロ法によって、この状態遷移確率と乱数の大きさを比較し、それぞれの時刻の構成要素の状態を決定する。そして、現在の時刻のプラント状態は次の時刻のプラント状態解析のための入力値となる。CMMC 手法ではシナリオの遷移はマルコフ過程であると考える。即ち、現在の時刻のプラント状態（各構成要素の状態の組み合わせ）は、ひとつ前の時刻のプラント状態のみに依存し、それより前の時刻のプラント状態には依存しないと考える。

この手順を任意の解析終了時刻までに繰り返すことによって、固有な事故シナリオが作成される。またこれらをモンテカルロサンプリングで作ったサンプルを用いて同じ行程を繰り返すことによって、多数の事故シナリオが作成される。それぞれのシナリオにおいては、モンテカルロ法を用いて状態遷移を決定するため、CMMC 手法で作成される事故シナリオは互いに固有となる。そのため、多数のシナリオを解析することで網羅的な事故シナリオを定量化することができ、全シナリオ中大量放射性物質放出にいたるシナリオの割合などといった不確かさを伴った統計的な確率情報を得ることができる。

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～
Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（3）気体温度勾配により物体に誘起されるクヌッセン力の DSMC 法による研究

(3) A study on Knudsen force exerted on solid body due to gas temperature gradient by DSMC method

*米村 茂[1]
[1]東北大学流体科学研究所

1. クヌッセン力とは

物体まわりの気体に，気体分子の平均自由行程程度の空間スケールで温度分布がある場合には，気体は局所的な熱平衡状態にはなく，物体表面に入射し散乱する気体分子によって物体表面にもたらされる運動量にアンバランスが生じる．このアンバランスによって物体に働く力をクヌッセン力と呼ぶ．最も良く知られているクヌッセン力(1)は Crookes のラジオメーターの羽根車(2)を回転させる力であり，この場合には Radiometric force と呼ばれている(3)．

クヌッセン力を考える上で，そのメカニズムがもっとも分かりやすいのは熱ほふく流(4)におけるものである．静止した気体中にある物体の表面に定常な温度分布があり，重力などの外力が働かない場合を考える．我々の身の回りで見られるような物体表面の温度分布では，その空間スケールは気体分子の平均自由行程よりもずっと大きいため，物体周りの気体には物体表面の温度分布に応じた温度分布が生じるのみであり流動は生じない．しかし，この物体表面の温度分布の空間スケールが分子の平均自由行程程度まで小さい場合には現象は大きく異なってくる．その状況を図 1 に示す．

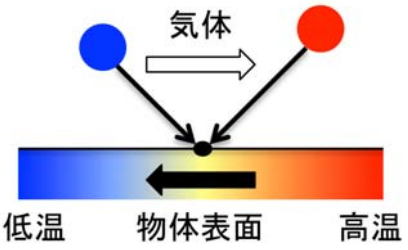


図 1　熱ほふく流と物体表面に働く力

まず，高温表面近傍の気体は高温になり，低温表面近傍の気体は低温になるだろう．物体表面に微小な面要素を考えると，この面要素には高温側の気体からも低温側の気体からも分子が入射してくる．静止している気体では気体の流動はないので，分子の正味の流束はゼロとなり，高温側から入射する気体分子の数と低温側から入射する気体分子の数は同じとある．高温側の気体分子の運動量は低温側の気体分子の運動量より大きいので，この面要素には高温側から低温側に向かって力が働くことになる．物体表面が気体から力を受けるということは，作用反作用の関係から，気体はその反対向きの力を物体から受けることになる．結果として，気体は静止した状態を維持できなくなり，低温側から高温側に向かって流れが発生することになる．この流れを熱ほふく流という．このとき物体表面に働く力はクヌッセン力と考えることができる．本研究では温度勾配によるクヌッセン力を利用してマイクロスケールの物体を駆動することを研究する．このクヌッセン力を用いれば，モーターなどの運動する部品なしに，温度差を与えるだけでマイクロスケールの機械を駆動することが可能になるだろう．

*Shigeru Yonemura[1]
[1]Institute of Fluid Science, Tohoku Univ.

2. DSMC 法によるクヌッセン力の数値解析

上述したように熱ほふく流もクヌッセン力も，温度変化の空間スケール L が気体分子の平均自由行程 λ の程度まで小さくならないと現れない. つまりクヌッセン数 Kn(=λ/L)が大きい場合にのみ見られる希薄気体流れ（分子気体流れ）特有の現象であると言える．クヌッセン数 Kn が 0.001 より大きくなると速度すべりなどの希薄気体効果が現れ始め，0.1 より大きくなると，もはやナビエ・ストークス方程式は適用できない．そのような希薄気体流れの支配方程式はボルツマン方程式であり，その確率解法としてモンテカルロ直接法(direct simulation Monte Carlo method, DSMC method)[5,6]が広く用いられて来た．本研究では DSMC 法を用いて，微小スケールの温度分布により物体周りに生成される気体流れを数値シミュレーションにより再現し，物体に誘起されるクヌッセン力を調べる．得られた結果は講演当日紹介する．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP17K06141 の助成を受けたものである．本研究の計算結果は東北大学流体科学研究所未来流体情報創造センターのスーパーコンピュータ SGI UV2000 を利用して得られた.

参考文献

(1) J. Nabeth et al., Phys. Rev. E, 83, (2011), 066306.
(2) W. Crookes, Phil. Trans. R. Soc. Lond., 164, (1874), 501.
(3) A. Ketsdever et al., Vacuum, 86, (2012), 1644.
(4) 曽根良夫・青木一生, 分子気体力学(朝倉書店, 1994).
(5) G. A. Bird, Molecular Gas Dynamics and the Direct Simulation of Gas Flows, Clarendon Press, Oxford, (1994).
(6) 南部健一, ボルツマン方程式の確率解法 I, 東北大学流体科学研究所報告, 第 3 巻, (1992), 47-93.

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

[1D_PL] Action plan for the next decade of material irradiation research

Chair: Yoshiyuki Kaji (JAEA)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room D (R1-212 -R1 Building)

[1D_PL01] Current status and prospects of irradiation study on fusion reactor materials

*Naoyuki Hashimoto[1] （1. Hokkaido Univ.）

[1D_PL02] Improvement of microstructure observation method of LWR core internal materials

*Katsuhiko Fujii[1] （1. INSS）

[1D_PL03] Current status and prospects of irradiation effect evaluation of reactor pressure vessel

*Akiyoshi Nomoto[1] （1. CRIEPI）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action plan for the next decade of material irradiation research

（1）核融合炉材料照射研究の現状と展望

(1) Current status and prospects of irradiation study on fusion reactor materials

*橋本 直幸[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院

1. 緒言

核融合炉、特に原型炉以降の段階において、耐照射特性に優れた材料の開発が最重要課題の一つであるとの認識を共有し、これまで多くの研究者の尽力によって材料照射データの評価・整備が進められてきた。しかしながら、実際の核融合炉環境が存在しない現状では、核融合条件における照射損傷及び照射脆化に関する情報は模擬照射試験結果から類推せざるを得ない。本講演では、種々の核融合炉用材料のうち、第一壁・ブランケット構造材料及びダイバータ材料に焦点を絞り、日本国内の研究所及び大学等で進めている低放射化フェライト鋼、タングステン、及び SiC/SiC 複合材料の研究開発の現状と展望をまとめる。第一壁・ブランケット構造材料及びダイバータ材料は、プラズマに直接対向する最も厳しい使用条件に晒され、材料表面では放射、荷電・中性粒子等による熱負荷、材料内部では中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換が起こる。したがって、表面近傍では高熱伝導率及び低線膨張率を有する材料、材料内部では原子のはじき出しと核変換効果による寸法変化や強度劣化に強い材料が必要となる。このような構造体各部における中性子照射損傷を適切に評価するには、現存の照射施設を組み合わせた試験をベースに、得られた情報を相互に関係づける必要がある。

2. 核融合炉構造材料開発の考え方

核融合炉構造材料開発においては、基本的な要求事項として、低放射化性能、構成元素の核的特性、さらには耐照射性が挙げられ、これらに対する核融合中性子照射の影響を明確化して構造設計上の許容範囲を定めることになる。核融合炉内環境は厳密な意味で核融合炉でしか実現出来ない。現状最も有効な模擬照射場は核分裂中性子照射場だが、それも 14MeV の中性子照射で起きる核変換反応は模擬出来ないため、並行して強力中性子源の開発やイオン照射や電子線照射実験施設を用いた環境模擬複合照射実験に基づく現象の理解を進める必要がある。

核融合炉環境において、材料は非常に高エネルギーの中性子やプラズマから来る熱負荷等に曝され、はじき出し損傷及び核変換に起因する材料特性が変化することで設計当初の健全性を担保できなくなる。したがって、核融合炉材料開発の基本的な考え方として、核融合炉環境で生ずる照射損傷による特性変化(劣化)の科学的解明と健全性評価及び耐照射性を有する先進材料の開発を念頭にしている。

2.1 低放射化フェライト鋼の研究開発

低放射化フェライト鋼とは、Mod9Cr 耐熱鋼（T91：Fe-9Cr-1MoVNb）をベースに低放射化を図った鋼の総称であり、核変換で短寿命の放射性核種となる元素に置き換えることで、被照射材料の放射化を低減させたフェライト鋼である。現在ブランケット構造材料として開発が進められているのは、F82H（Fe-8Cr-2W-0.2 V-0.04 Ta-0.1 C）等の 8～9Cr 系フェライト鋼であり、製造実績やデータベースの拡充が進んでいる。その高温強度は一般的に利用されている 9Cr 系耐熱鋼（Grade91）レベルである。耐照射性についてもデータベースが充実しているが、物理特性は本質的に Fe のそれに準じており、熱伝導率は銅合金の

*Naoyuki Hashimoto[1]

[1]Hokkaido Univ.

1/10 程度しかない。このため、ダイバータをモノブロックと想定した場合、定常熱負荷が厳しい部位では肉厚 1mm 以下の円管しか成立せず、耐蝕性が極めて大きな問題となる。

2.2 タングステン材料の研究開発

タングステン(W)は金属元素中最高の融点を有するため、溶融法で比較的容易に高純度材を作製可能だが、高密度で重く加工性が乏しいため、核融合炉の安全性を担保する圧力境界の構造体以外で、高熱伝導性が望まれる部位に対してのみ利用価値がある。ITER用機器・材料の基準の一つであるITER Gradeは、粉末焼結と熱間圧延で製造された工業用W材料の厚板材と同レベルの性能を有するが、さらなる健全性の担保には再結晶温度、DBTT及び高温強度の上昇が必要であり、これにはき裂進展を抑制する効果の有る結晶粒微細化が有効である。実用的には、数十～百トンレベルでの素材が必要となることから、製造性、組織的均一性、再現性、大量生産性、加工性、製造コストなども材料選択の重要な因子である。中性子照射効果の精査には、先ず、再現性および均一性が担保できる製法を確立し、原子炉やイオン照射施設を用いた照射実験を行うことが必要である。

2.3 SiC/SiC 複合材料の研究開発

SiC/SiC 複合材料開発における最大の成果は、セラミックス繊維で複合材内部を強化することで、セラミックス独特の軽量性、高硬度及び高温安定性などの性能を有したまま擬延性を備えたことにある。特に、高結晶性の SiC は優れた耐照射性能を有することがこれまでに実証されている。SiC/SiC 複合材料の利用により、核融合炉の発電効率の飛躍的な向上が期待されるだけでなく、SiC がもつ低誘導放射能・低崩壊熱特性による放射性廃棄物の低減が期待される。このように SiC/SiC 複合材料は、将来有望な核融合炉用先進材料として、商用炉まで見据えた核融合炉先進ブランケットへの適用を目指して研究開発が進められている。実用化に向けては、金属ともセラミックスとも異なる新しい概念で設計された複合材料を適切かつ安全に効率よく使っていくための指標が重要であり、その基本理念を確立するために、複合材料の挙動理解、特性評価に関する基礎研究が必要となる。また、このような発想で作られた SiC/SiC 複合材料は、核融合のみならず、軽水炉の事故耐性燃料、航空機のロケットエンジン部材など、幅広い産業での実用化も視野に入り、核融合炉材料研究で蓄積する多くの共通基盤技術の波及効果が期待される。

3. 今後の展望

核融合炉照射研究には、常時利用可能な核分裂中性子照射場が必要不可欠であり、日本のみならず海外に現存する研究用試験炉を適切に利用することが求められる。日本の材料試験炉である JMTR は、発電用原子炉よりも中性子生成量を高めた設計で、中性子束は発電用原子炉のそれより約 10 倍高い分短時間で照射試験が終了可能であったが、現在は稼働していない。一方、世界に目を向けると、米国の高中性子束同位体炉 HFIR など比較的短期間で高い照射量まで達することができる研究用原子炉があり、高線量の中性子照射が不可欠である核融合炉材料及び核融合エネルギーの開発において重要な研究炉と言える。これらの研究炉で照射された種々の試験片は、放射性物質管理区域である照射後試験専用のホットラボラトリー棟において照射後試験に供することが可能である。特に、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターは、様々な材料の機械的特性試験からナノスケールの微細組織解析が一貫して行うことができる世界有数の共同利用施設である。

加えて、荷電粒子照射場を利用した材料照射研究については、核分裂炉での中性子照射試験で評価が難しい研究課題への取り組み、微小体積で照射特性を評価する技術の発展、さらに超高圧電子顕微鏡による照射下における微細組織変化素過程の精査などが、今後の材料照射研究開発の主流と言える。しかしながら、これらの模擬照射試験から得られる照射データは、実際の核融合中性子照射効果を完全に模擬するにはさらなる工夫が必要であるため、最終的には 14MeV 中性子照射場による実証試験を候補材料にて行う必要がある。これについては、現在、量子科学技術研究開発機構の BA 活動にて実施している IFMIF/EVEDA 活動後の展開として、先進核融合中性子源計画が検討されている。

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action Plan for the Next Decade of Material Irradiation Research

（2）軽水炉炉内構造材料のミクロ組織観察手法の高度化

(2) Improvement of Microstructure Observation Method of LWR Core Internal Materials

*藤井 克彦[1]
[1]原子力安全システム研究所

軽水型発電プラントの炉内構造物材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼は、多量の中性子の照射を受けるとミクロ組織やミクロ組成の変化を生じ、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）や靭性の低下を引き起こす場合があることが知られている。このためステンレス鋼の照射効果を解明することを目的として、主として透過型電子顕微鏡（TEM）によるミクロ組織とミクロ組成の評価が行われ、転位ループやブラックドット、キャビティ、γ’析出物が形成すること、これらの大きさや数密度は照射温度や損傷速度等の照射条件により影響を受けることが知られている。また、照射誘起偏析による結晶粒界でのニッケル（Ni）やシリコン（Si）の濃化やクロム（Cr）の欠乏等に関しても多くの測定がなされ、ステンレス鋼の照射変化に関するデータベースが構築されている

アトムプローブトモグラフィー（APT）は、特にナノ組織の定量的評価に有効な手法で、針状に加工した試料に強い電界を印加させることにより試料最表面の原子を 1 つ 1 つイオン化脱離する電界蒸発を利用し、原子レベルの空間分解能で元素を 3 次元マッピングする方法である。従来の元素分析で用いられてきた TEM/STEM でのエネルギー分散型 X 線分光法（EDX）では、2 次元中で密な原子の偏析しか確認できなかったものが、APT の導入により 3 次元中で原子の偏析が確認できるようになった。原子力材料研究の分野では、原子炉圧力容器の照射脆化因子であるナノメートルサイズの溶質原子クラスタの定量評価や 2 相ステンレス鋼の熱脆化因子であるスピノーダル分解の定量評価等に適用され優れた成果を上げている。近年、照射ステンレス鋼に対して APT 測定が試みられ、溶質原子クラスタの形成や照射誘起偏析に関して報告されつつある。このうち、加圧水型原子炉（PWR）で照射されたステンレス鋼に対する APT 測定に関する報告は、Etienne らによるバッフルフォーマボルト（15%冷間加工 316 ステンレス鋼、照射温度 360°C、照射量 12 dpa）の分析[(1)]と Toyama らによる燃料ラッパー板（304 ステンレス鋼、照射温度 300°C、照射量 24 dpa）の分析[(2, 3)]、Fujii らによる炉内計装用フラックスシンブルチューブ（15%冷間加工 316 ステンレス鋼、照射温度 305～323°C、照射量 3～74 dpa）の分析[(4)] 等ある。Etienne らは、結晶粒内にシリコン（Si）が濃縮した領域と Ni-Si が濃縮したクラスタが形成していることを報告しており、フランクループや転位への Ni や Si の偏析による形成機構を指摘している。Toyama らは、Ni-Si が濃縮した析出物が TEM で観察されるフランクループの 10 倍の数密度で形成し、一部の析出物はマンガン（Mn）とリン（P）を含むことを報告している。Fujii らは、Ni-Si クラスタが形成し、直径が 6～10 nm 程度の比較的大きなものと直径が 3～4 nm の小さなものからなること、高照射量でのみ Mn と P が集積した大きなクラスタが存在することを報告している。ただし、Ni-Si クラスタは TEM では観察が難しく、また IASCC や脆化へ寄与が不明であり、より詳細な分析が求められている。さらに、照射ステンレス鋼の APT 測定データの数はまだ少なく、材料と照射条件も限られており、同じ材料で中性子照射量の異なるいわゆる照射量依存性を直接検討できるデータは少ない。また、炭化物ーマトリックスの界面の照射による変化も材料劣化につながると考えられるが、このような局所領域の 3 次元の組織・組成変化を分析することは従来法では難しく、APT が適用できる可能性がある。

---

*Katsuhiko Fujii[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

ただし、APT 測定結果は絶対値を与えるものではなく、アトムマップの構築やクラスタの抽出は研究者により異なる方法が取られる場合があることには注意を払う必要がある。現在その影響を検討するため、照射ステンレス鋼に対する国際的なラウンドロビン研究も進行中である[5]。

また、APT で観察される溶質原子クラスタと TEM で観察される照射損傷組織との関係や硬化への寄与はよくわかっていない。このため、APT 測定用に針状に加工した試験片を TEM 観察した後、APT 測定を行い、粒界等をマーカーにして TEM 像とアトムマップを直接比較して、損傷組織とクラスタの関係を明らかにする取り組みを行われている。

APT 以外では、球面収差補正装置（CS コレクタ）が搭載された TEM/STEM により EDS の元素マッピングの性能が格段に向上してきており、ナノメートルサイズのクラスタの観察も可能になってきている。これにより、損傷組織とクラスタとの関係が解明されることが期待され、APT との組み合わせにより理解が深まることが期待される。ただし、元素マップの定量的な評価法は確立されてはおらず、APT マップの評価とともに異なるデータを直接比較する場合には注意を要する。

参考文献

(1) A. Etienne, B. Radiguet, P. Pareige, J.-P. Massoud, C. Pokor, “Tomographic atom probe characterization of the microstructure of a cold worked 316 austenitic stainless steel after neutron irradiation,” J. Nucl. Mat. 382 (2008) 64-69.

(2) T. Toyama, Y. Nozawa, W. Van Renterghem, Y. Matsukawa, M. Hatakeyama, Y. Nagai, A. Al Mazouzi, S. Van Dyck, “Irradiation-induced precipitates in a neutron irradiated 304 stainless steel studied by three-dimensional atom probe,” J. Nucl. Mat. 418 (2011) 62-68.

(3) T. Toyama, Y. Nozawa, W. Van Renterghem, Y. Matsukawa, M. Hatakeyama, Y. Nagai, A. Al Mazouzi, S. Van Dyck, “Grain boundary segregation in neutron-irradiated 304 stainless steel studied by atom probe tomography,” J. Nucl. Mat. 425 (2012) 71-75.

(4) K. Fujii, K. Fukuya, “APT analysis of neutron-irradiated stainless steels,” Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017), Fukui & Kyoto, April 24-28 (2017) Paper17398.

(5) E.A. Marquis, V. Araullo-Peters, Y. Dong, A. Etienne, S. Fedotova, K. Fujii, K. Fukuya, E. Kuleshova, A. Lopez, A. London, S. Lozano-Perez, Y. Nagai, K. Nishida, B. Radiguet, D. Schreiber, N. Soneda, M. Thuvander, T. Toyama, F. Sefta, P. Chou, “On the use of density-based algorithms for the analysis of solute clustering in atom probe tomography data,” Proc. 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS (2017) 881-897.

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action plan for the next decade of material irradiation research

（3）原子炉圧力容器の照射影響評価の現状と展望

(3) Current status and prospects of irradiation effect evaluation of reactor pressure vessel

*野本 明義[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

原子炉圧力容器は運用中に中性子の照射を受けることで靭性が低下する（照射脆化）。照射脆化は原子炉の構造健全性に直結する照射影響事象であり、原子力プラントの長期運転には照射脆化の理解と適切な評価が重要となる。ここでは圧力容器の照射脆化研究と健全性評価の現状と展望について述べる。

2. 圧力容器鋼の照射脆化

圧力容器鋼では中性子照射により鋼材中に生じるナノメートルスケールの金属組織変化が脆化に寄与することが知られており、現在では、溶質原子クラスターやマトリックス損傷（転位ループ、点欠陥と添加元素の複合体など）の形成が照射脆化の主要因と考えられている。照射脆化機構の理解が進むに伴い、以前は照射脆化データの統計分析に基づく手法が主流であった脆化予測法開発にも脆化機構が反映されるようになり、米国やフランスで規格等に採用されている。日本においては日本電気協会技術規程 JEAC4201 で脆化機構を考慮した予測法が採用されている。照射脆化研究は長期運転を見据えた高照射量における脆化評価・予測を行う上で今後も重要であり、欧米、日本を中心に継続的に研究が行われている。最近では、高照射量域において析出するとの指摘があるいわゆる Late Blooming 相の形成機構に関する議論等、より詳細な脆化機構に踏み込んだ研究が進みつつある。このような議論の検証には詳細な金属組織観察・分析が不可欠であり、近年中心的に活用されてきたアトムプローブに加えて、今後は STEM 等の先端的実験技術や計算機シミュレーションの活用が重要になると考えられる。

3. 圧力容器の脆化評価・健全性評価

圧力容器内には実機と同じ材料で作られた試験片が装荷され、これを計画的に取り出し脆化評価行う（監視試験）ことが JEAC4201 に定められているが、国の運転期間延長認可制度において追加の監視試験が要求されるようになり、限られた試験片を有効に活用できる小型試験技術に期待が寄せられている。小型試験には例えば小型シャルピー衝撃試験等が挙げられるが、中でも小型 C(T)試験片を用いた破壊靭性評価は破壊靭性評価規格である日本電気協会の JEAC4216 や米国 ASTM E1921 の最新版に盛り込まれており、今後、実機適用に向けた検討が期待される。圧力容器の健全性評価においては、評価手法を規定した JEAC4206 が 2016 年に改訂され、最新知見を踏まえた破壊力学評価が可能となった。今後は現在考慮されていない評価裕度、例えば容器板厚方向の材料特性や照射量の分布の影響等を把握することが重要と考えられる。このような実機圧力容器の破壊靭性の実力値を把握し評価裕度を明確にする目的において廃炉材は極めて有用な材料であり、国内外の廃炉材の活用が期待される。また、評価裕度を定量的に評価するための手法として、現行規程における亀裂、破壊靭性等を保守的に設定する決定論的破壊力学評価に対して、破壊現象に影響する種々のパラメータに確率的な分布を与えて評価する確率論的破壊力学の活用が期待されている。

4. 結言

原子炉圧力容器は原子力プラントの主要構造物であり、その健全性の確保は原子力プラント運用上不可欠である。今後も圧力容器の主要な照射影響事象である照射脆化の機構解明と評価手法の高度化を国内外のリソースを活用して継続的に実施していくことが重要である。

---

*Akiyoshi Nomoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Education Committee, Investigation Committee on Agora on Nuclear Energy

[1F_PL] Issues for experimental education and test reactors in nueclear egineering field

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[1F_PL01] Opening Remarks (President of AESJ)

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

[1F_PL02] Current status and issues of experimental education at universities

*Ken Nakajima[1] （1. Kyoto Univ.）

[1F_PL03] Application of the Graded Approach for Reseach and Test Reactors

*Shigekatsu Oomukai[1] （1. NRA）

[1F_PL04] Subjects and prospects of security for RI facilities at universities

*Kazuhiro Tani[1] （1. NRA）

[1F_PL05] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

(Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[1F_PL01] Opening Remarks (President of AESJ)

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

本セッションでは，原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応のために不可欠な若手研究者・技術者の養成を含めた次世代またがる人材育成のための，原子力分野における実験教育とRI等施設を利用する研究環境の現状とあり方について関連機関から報告いただく。まず，大学における実験教育の現状について原子力系大学関係者より，実験教育の現状・課題，研究炉の規制のグレーディドアプローチの海外の状況について報告を受ける。次に，規制の視点から，原子力規制庁より，試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用や大学におけるRI施設に対するセキュリティの課題と展望について報告を受ける。最後に，大学における核燃およびRI等研究施設利用の課題と展望について今後の在り方，対応について意見交換を行い，まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

Issues for Experimental Education and Test Reactors in Nuclear Engineering Field

大学における実験教育の現状と課題

Current Status and Issues of Experimental Education at Universities

*中島 健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

京都大学原子炉実験所（以下、京大炉）には、研究用原子炉や加速器等の原子力実験設備が設置されている。これらは共同利用施設として多くの研究者に利用されている他、学生のための実験教育に利用されている。本稿では、原子核（原子力）工学を専攻する学生に対する京大炉における実験教育の状況を紹介するとともに、その課題について述べる。

2. 京大炉における実験教育

京大炉では、原子核（あるいは原子力）工学を専攻する学生に対して、「原子炉基礎実験・全国大学院生実験」及び「原子力工学応用実験」を実施している。以下に各実験の概要を述べる。

2-1. 原子炉基礎実験及び全国大学院生実験

「原子炉基礎実験」は、原子炉の原理・特性・安全性・法的規制等を理解するために、臨界実験装置 KUCA を用いて、臨界量測定・制御棒価値測定・中性子束測定などの基礎的な炉物理実験や放射線計測実験および原子炉運転実習を行う 1 週間の実験コースである。京都大学の原子核工学を専攻する学生（主に学部 4 年生）約 20 名が受講している。また、全国の原子力工学を専攻する大学院生（主に修士 1 年生）にも同様の実験コースを「全国大学院生実験」として開講しており、全国の 11 大学（北海道大学、東北大学、東京工業大学、東京都市大学、東海大学、名古屋大学、福井大学、大阪大学、近畿大学、神戸大学、九州大学）の約 150 名が受講している。さらに、韓国や中国等の学生が参加する英語による同じ実験コースも行っている。この参加学生数は年々増加してきており、2014 年度（新規制基準対応のために運転を休止した時期）までに海外からの学生約 230 名を含め、合計約 3760 名の学生がこの実験に参加し、多くの学生が卒業後、原子力関係の企業、研究所等で活躍している。運転が再開した今年度から、本実験教育も再開している。

2-2. 原子力工学応用実験

「原子力工学応用実験」は、京都大学原子核工学専攻の修士学生約 20 名を対象として、KUR を中心とした京大炉の各種の実験装置を用いて、原子力工学で用いられている種々の実験技術を学ぶことを目標としている。具体的には、以下の実験から一つを選択する。

① 原子炉反応度実験：KUR の出力変化及び制御棒位置変化より反応度の変化を測定し、得られた反応度変化における炉心温度及び燃焼による燃料組成の変化の影響等を考察する。

② 粒子線光学実験：KUR に自分達で組んだビームラインで中性子反射実験を行うことにより、量子力学の基礎を実験を通じて確認し、中性子制御の基礎を学ぶ。

③ 中性子場の線量測定：KUR を用いて BNCT（ほう素中性子捕捉療法）に関わる一連の線量評価に必要な硼素濃度測定評価、ファントム実験による線量分布評価、シミュレーション計算を実施する。

④ アクチニド元素の抽出実験：天然ウランを KUR にて中性子照射し、照射した試料を用いて PUREX 法を試行し、核種の分配挙動を理解する。

⑤ 中性子飛行時間分析法：電子ライナックの白色パルス中性子源を用いて、中性子飛行時間分析法（TOF 法）による中性子スペクトル測定及び核データ測定の体験を通じて、中性子測定技術及び原子炉内における諸種の核的現象についての理解を深める。

⑥ 加速器ビーム実験：陽子円形加速器及びビーム輸送系におけるビーム安定性の原理、電磁石を用い

た収束の作用、ならびにシンクロトロン加速について学ぶ。

⑦ 未臨界実験：臨界実験装置（KUCA）で未臨界体系を構築し、体系の未臨界度や動特性パラメータの測定を複数の異なった実験手法により行う。

2-3. その他

上記の実験教育のほか、文部科学省等の人材育成のための競争的資金により、原子力体験実験や未臨界実習等いくつかの実験教育を、これまでに実施してきた。これらは主に原子力工学を学んでいない学生あるいは初学者を対象とした入門的な実験である。

3. 課題

前項に述べたとおり、京大炉では複数の実験教育を毎年実施している。このうち、KUC A を用いた全国大学院生実験は 1 週当たり 25 名程度の受け入れが上限であるため、年間 8 週間程度実施することとなる。これに京大炉の教員が対応しているが、その負担は非常に大きなものとなっている。また、KUR は運転開始から 50 年以上が経過しており、KUCA でも 40 年以上、他にも古い施設が多い。安全上必要な設備の点検や更新等は順次実施しているが、限られた予算で全て更新することは不可能であり、これら施設の老朽化によるトラブル発生が懸念される。なお、競争的資金の調達により、実験実施のための装置等の更新は行えるが、原子炉本体などの基盤的研究設備の保守等に競争的資金を投入することはできない。さらに、福島第一原子力発電所の事故以降の規制強化により、原子炉をはじめとする原子力施設の維持管理には、多くの人員と経費が必要となっている。

このような状況の中、大学法人化後の人員及び運営費は削減されつつあり、このままでは通常の施設の運転管理にも支障が生じる可能性がある。他機関との連携も含めた効率的な施設の運営や人員の配置など原子力実験施設の運営体制の大幅な見直しが必要である。

---

*Ken Nakajima

[1]Kyoto Univ.

2018 年春の年会

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等への在り方

Issues for Experimental education and test reactors in nuclear engineering field

試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用について

Application of the Graded Approach for Research and Test Reactors

*大向　繁勝[1]

[1]原子力規制庁　研究炉等審査部門

1. 概要

本セッションでは、新規制基準導入後の設置変更申請の審査を踏まえた、自然災害に対するグレーデッドアプローチの適用を目的として、平成 28 年 11 月 30 日に改正された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」[1]（以下、解釈という。）や同日に制定された「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイド」[2]（以下、ガイドという。）で示された内容に関する具体例を紹介する。

・ グレーデッドアプローチの対応について：

平成 25 年 12 月に、試験研究炉等に対する新規制基準が施行されたが、これは取り扱う核燃料物質の形態や施設の構造が多種多様であることから、施設の種類毎に安全性への影響の程度に応じた内容・レベルを考慮した基準として策定されたものであり、グレーデッドアプローチの考え方は当初より考慮されていた。

一方、当該新規制基準に基づき申請された、試験研究炉の設置変更許可申請に対する審査を進めていく過程において、公衆への放射線被ばくの影響が小さな施設に対する自然災害のハザードの大きさの決定方法については、明確な基準が存在しなかった。このため、各種自然災害の設計基準をどのように決定すべきかについて、審査会合等で議論を重ね、その検討結果を申請書へ反映した上で、平成 28 年 5 月、原子力規制委員会は、低出力の試験研究炉である京都大学臨界実験装置及び近畿大学原子炉の設置変更許可（承認）を行った。当該検討結果は、同年 6 月、「試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」[3]でその基本的な考え方を示すとともに、同年 11 月に解釈の変更及びガイドの制定により、法令等へ取り入れられたところである。

・ グレーデッドアプローチの具体例：

当初の新規制基準で考慮されたグレーデッドアプローチについて、発電炉と試験研究炉の比較の紹介をするとともに、自然災害に対するグレーデッドアプローチの考え方について、STACY（定常臨界実験装置）の具体例を紹介する。

[1] 第 46 回原子力規制委員会（平成 28 年 11 月 30 日）：資料２別添５

[2] 第 46 回原子力規制委員会（平成 28 年 11 月 30 日）：資料２別添６

[3] 第 5 回原子力規制委員会（平成 28 年 6 月 15 日）：資料２

*Shigekatsu Omukai[1]

[1]Nuclear Ragulatory Agency

2018 年春の年会

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

Issues for experimental education and test reactors in nuclear engineering field

大学における RI 施設に対するセキュリティの課題と展望

Subjects and prospects of security for RI facilities at universities

*谷　和洋[1]

[1] 原子力規制庁　長官官房放射線防護グループ放射線規制部門

1. はじめに

国際原子力機関（ＩＡＥＡ）による放射性同位元素に係るセキュリティ実施の勧告（平成２３年１月）を踏まえて、原子力規制委員会では、「核セキュリティに関する検討会」（平成２４年１２月設置）において放射性同位元素に係るセキュリティ対策（以下「防護措置」という。）を当面優先すべき検討課題[1]ととらえ、具体的な防護措置について、同検討会の下に設置した「放射性同位元素に係る核セキュリティに関するワーキンググループ」において議論を行ってきた[2]。

また、防護措置に係る法令改正については、「放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム」（平成２８年５月設置）において放射性同位元素に対する防護措置を実効的に行うために必要な規程の策定、管理者の選任、運搬に係る規制要求事項等について検討を行ってきた[3]。

本セッションでは、平成２９年４月１４日に公布された放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律の改正事項のうち、新たな規制となる特定放射性同位元素（放射性同位元素であって、その放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼすおそれがある放射性同位元素）に対する防護措置について紹介する。

2. 工場又は事業所内における具体的な防護措置

今回の法令改正では、特定放射性同位元素を定義づけ、これを保有する許可届出使用者及び許可廃棄業者に対し、放射能量に基づいて３つに区分されたセキュリティレベルに応じて防護措置を規制要求する。

具体的には、特定放射性同位元素を工場又は事業所内で取り扱う場合は、特定放射性同位元素を防護するために必要な遅延対策、監視カメラ及び侵入検知装置等の設備又は装置の設置、特定放射性同位元素が盗取された場合の対応手順の作成、特定放射性同位元素の防護に関する業務を統一的に管理させるための特定放射性同位元素防護管理者の選任並びに特定放射性同位元素防護規程の作成等が求められる。

3. 事業所外の運搬における具体的な防護措置

特定放射性同位元素を事業所外において運搬する場合は、個々の放射性輸送物のセキュリティレベルに応じた規制が求められる。具体的には、放射性輸送物への封印の取り付け又は施錠等の実施、都道府県公安委員会への届出及び運搬に係る取決めの締結等が求められる。

[1] 核セキュリティに関する検討会（平成 25 年 3 月 4 日）

[2] 放射性同位元素に係る核セキュリティに関するワーキンググループ（平成 26 年 10 月～平成 28 年 6 月）

[3] 放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム（平成 28 年 6 月～平成 29 年 10 月）

*Kazuhiro Tani[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

(Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[1F_PL05] Closing Remarks (Vice President of AESJ)

*Shigeaki Okajima[1] （1. JAEA）

本セッションでは，原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応のために不可欠な若手研究者・技術者の養成を含めた次世代またがる人材育成のための，原子力分野における実験教育とRI等施設を利用する研究環境の現状とあり方について関連機関から報告いただく。まず，大学における実験教育の現状について原子力系大学関係者より，実験教育の現状・課題，研究炉の規制のグレーディドアプローチの海外の状況について報告を受ける。次に，規制の視点から，原子力規制庁より，試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用や大学におけるRI施設に対するセキュリティの課題と展望について報告を受ける。最後に，大学における核燃およびRI等研究施設利用の課題と展望について今後の在り方，対応について意見交換を行い，まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[1G_PL] Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[1G_PL01] Development goal and perspective of Generation-IV reactors

*Kiyoshi Ono[1] (1. JAEA)

[1G_PL02] Development status and plan of sodium-cooled fast reactors

*Hideki Kamide[1] (1. JAEA)

[1G_PL03] Development status and plan of high-temperaature gas-cooled reactors

*Xing L. Yan[1] (1. JAEA)

[1G_PL04] Development status and plan of lead-cooled fast reactors

*Minoru Takahashi[1] (1. Tokyo Tech)

[1G_PL05] Development status and plan of molten salt reactors and thorium reactors

*Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（1）第４世代原子炉の開発目標と展望

(1) Development goal and perspective of Generation-IV reactors

*小野 清[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

現行の軽水炉等に続く次世代原子炉である第４世代原子炉は、今後の世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などを総合して他のエネルギー源に対して十分な優位性を備えた原子力システムである。

第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF: Generation IV international Forum）では、第４世代原子炉が備えるべき要件として開発目標を設定し、それら目標に適合しうる概念として、ナトリウム冷却高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）、鉛冷却高速炉（LFR: Lead-cooled Fast Reactor）、ガス冷却高速炉（GFR: Gas-cooled Fast Reactor）、溶融塩炉（MSR: Molten Salt Reactor）、超臨界圧水冷却炉（SCWR: Supercritical Water-cooled Reactor）、超高温ガス炉（VHTR: Very High Temperature Reactor）の６つの革新的原子炉システムを選定し、2030 年代以降の実用化を目標とした技術ロードマップが作成されている。本稿では第４世代原子炉の最近の開発動向について概説する。

2. 第４世代原子炉の開発目標

GIF では第４世代原子炉の開発目標として、表１に示すように、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性の４分野について８項目を設定している。

安全性・信頼性については、安全かつ信頼性が高い運転ができること、炉心損傷の発生頻度が極めて低く炉心の損傷程度も小さいこと、敷地外の緊急時対応を不要とすることを目標としている。経済性については、ライフサイクル・コストが他のエネルギー源よりも安いこと、財政リスクが他のエネルギープロジェクトと比肩するレベルであることを目標としている。持続可能性については、燃料の効率的な利用、廃棄物減容と有害度低減を目標としている。核拡散抵抗性については、軍事転用の魅力度が低く盗取困難であること、テロリズムに対する核物質防護を強化することを目標としている。

これらの意欲的な開発目標を設定することで、GIF メンバーによる国際的な研究開発協力を活性化するとともに、開発目標を達成するために必要な原子炉、エネルギー変換システム等に関する革新技術の研究開発が促進されることが期待されている。

表１　GIFの開発目標と設計仕様の例[1)]

開発目標		設計仕様の例
安全・信頼性	安全・高信頼な運転	・通常運転時における高い安全性・信頼性
	炉心損傷の防止	・事故頻度の最小化、事故時でも炉心損傷を発生させない設計
	施設外緊急時対応不要	・放射性物質放出の可能性・量を最小化するようにｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄの制御、緩和ができる安全系
経済性	ﾗｲﾌｻｲｸﾙ･ｺｽﾄの低減 財政リスクの低減	・革新技術・材料によるｺﾝﾊﾟｸﾄなﾌﾟﾗﾝﾄの追求 ・高燃焼度、高稼働率
持続可能性	放射性廃棄物最小化	・MA 燃焼、長寿命 FP 蓄積防止
	高い燃料利用効率	・MA 燃焼によるｳﾗﾝ資源有効利用（軽水炉から高速炉ｻｲｸﾙへ）
核拡散抵抗性	核不拡散	・核物質拡散や制度悪用に対する制度的・技術的対策
	核物質防護	・IAEA 指針・法規、ｻｲｸﾙ概念に適した防護ｼｽﾃﾑの採用

3. 各概念の開発状況の概要

第４世代原子炉の開発では、使用済燃料の再処理で得られたウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド（MA）を高速炉でリサイクルすることにより、ウラン資源の利用効率を向上するとともに放射性廃棄物を最小化するという考え方と、高温システムとすることで発電効率を向上させるとともに、プロセス熱利用や水素製造等の多目的利用を可能とするという考え方の概ね２つの目的でシステムの開発が進められている。表２に第４世代原子炉の各概念の概要を示す。

また GIF では「技術ロードマップ」を作成し、各システムの開発段階を「成立性確認段階（Viability Phase）」、「性能確認段階（Performance Phase）」、「技術実証段階（Demonstration Phase）」の３段階に分類し、開発目標を達成する第４世代原子炉を 2030 年以降導入していくために必要な研究開発項目を明らかにしている。技術ロードマップは 2002 年に初版が完成し、その後の進捗を反映して適宜見直されており、最新のものは 2014 年版が発行されている（図１）。

表２　第４世代原子炉の概要[2)]

ｼｽﾃﾑ	中性子ｽﾍﾟｸﾄﾙ	冷却材	出口温度℃	燃料ｻｲｸﾙ	電気出力 MWe
SFR	高速	Na	500-550	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	50-1500
LFR	高速	Pb	480-570	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	20-1200
GFR	高速	He	850	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	1200
MSR	熱/高速	ﾌｯ化物塩	700-800	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	1000
SCWR	熱/高速	水	510-625	ｵｰﾌﾟﾝ/ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	300-1500
VHTR	熱	He	900-1000	ｵｰﾌﾟﾝ	250-300

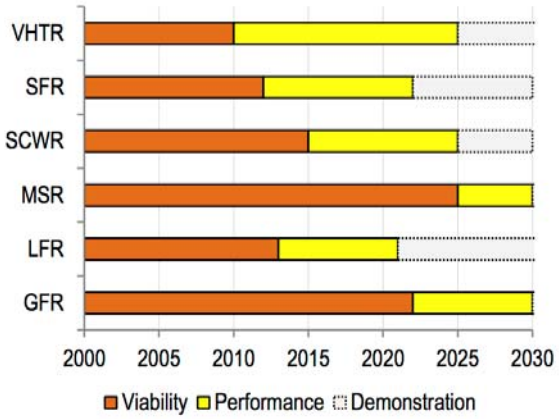


図１　GIFの技術ロードマップ（2014年版）[3)]

4. 今後の展望

第４世代原子炉は、将来世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などに優れた概念として各国で研究開発が進められている。ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、超高温ガス炉は実証炉の建設が進められており、特にナトリウム冷却高速炉に関しては GIF の目標である 2030 年代の実用化が視野に入りつつある。また、超臨界圧軽水冷却炉、溶融塩冷却炉、ガス冷却高速炉についても実用化に向けた研究開発が進められ、それぞれの特徴を活かした概念の検討が進められている。第 4 世代原子炉を含む次世代炉の開発に関する国際的な枠組みとしては、GIF 以外にも、IAEA の TWG、INPRO、CECD/NEA の NI 2050、EURATOM の Horizon 2020 等のプログラムがあり、今後もそれらと協調しながら革新技術の研究開発が促進されることが期待される。

参考文献

1)　佐賀山豊、GIF の今後の 10 年について、日本原子力学会 2013 年秋の大会　新型炉部会セッション、2013
2)　GIF Portal Site，https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public　（2017 年 11 月 20 日）
3)　Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF, 2014

* Kiyoshi Ono[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（2）ナトリウム冷却高速炉の開発状況と計画

(2) Development status and plan of sodium-cooled fast reactors

*上出 英樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ナトリウムは中性子の減速が少なく、かつ、除熱能力に優れており炉心の出力密度を高くすることができ、比較的安価であることから高速炉に適した冷却材である。燃料形態として酸化物燃料（UO_2-PuO_2）、金属燃料（U-Pu-Zr）、窒化物燃料（UN-PuN）等が検討され、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能である。

ナトリウムは、沸点が約 880℃と高く冷却系を低圧で設計できる、系統温度差を大きくとることができ空気を最終ヒートシンクとした自然循環による崩壊熱除去が可能、構造材との共存性に優れる、燃料の高燃焼度化や長期運転サイクルによる燃料費の低減が可能、原子炉出口温度が 500-550℃と高温であり高い熱効率を実現可能、等の利点を有している。

一方、ナトリウムは化学的に活性であり、水や空気と反応することから燃焼や水素発生などに留意が必要、不透明であるため保守の際に対象物が光学的に見えない、エネルギー変換システムとして蒸気発生器を採用する場合には、ナトリウムー水反応の影響が炉心に及ばないように２次ナトリウム系を設置する必要がある等の欠点を有している。

ナトリウム冷却高速炉の炉型としてはタンク型、ループ型が検討されており、小型炉から 1500MWe の大型炉まで検討・開発されている。各国で実験炉、原型炉、実証炉の建設が進んでおり、第４世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）のロードマップでは 2020 年代から第４世代炉の実証段階に移行すると見込まれている。以下にナトリウム冷却高速炉の最近の主要な開発動向を示す。

2. ナトリウム冷却高速炉の国内外の開発動向

2.1 フランス

フランスは実験炉 Rapsodie（40MWt、ループ型）、原型炉フェニックス（250MWe、タンク型）、実証炉スーパーフェニックス（1240MWe、タンク型）の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。2006 年の大統領宣言に基づき、第４世代原子炉を開発推進するための工業的実証を目的とした第４世代原子炉 ASTRID（Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration）[1)] の開発を進めている。ASTRID は 1500MWt（600MWe 相当）、MOX 燃料を採用したタンク型のナトリウム冷却高速炉であり、2030 年代の運転開始を目指している。先行炉の経験を反映しつつ、課題であるナトリウムー水反応を排除するため窒素ガスタービン発電や、ボイド反応度を低減した炉心を採用する等、革新技術を採用した概念である。また、試験施設の整備も進められており、水ループ試験装置（GISEH）、小規模ナトリウムループ試験装置（PAPIRUS）が運転を開始し、高速臨界実験装置（MASURCA）の改造、大規模ナトリウムループ試験装置（CHEOPS）の設計、シビアアクシデント時の溶融燃料挙動に関する試験装置（PLINIUS-2）の設計が進められている。

2.2 ロシア

ロシアは実験炉 BR-5/10（8MWt、ループ型）、BOR-60（12MWe、ループ型）、原型炉 BN-350（130MWe、ループ型）、BN-600（600MWe、タンク型）、実証炉 BN-800（880MWe、タンク型）の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。

2010 年に策定した連邦目標プログラムに基づき 2011 年に開始された Proryv（ブレークスルー）プロジェクト[2)] として、ナトリウム冷却高速実用炉 BN-1200、鉛冷却高速原型炉 BREST-OD-300 の開発が進められている。

BN-1200（1220MWe、タンク型）は BN-350、BN-600、BN-800 等の開発と運転経験を基にして安全性、経済性の向上を図った概念であり、2030 年頃の実用化を目指して設計が進められている。安全性向上のため、自然循環による崩壊熱除去系、受動的炉停止機構等が採用されること、経済性向上のために、軽水炉（VVER）と同等の発電コストの達成を目標として、BN-800 までに採用されているモジュール型の蒸気発生器をユニット型の大型蒸気発生器に変更する、燃料取扱系を簡素化する、等の革新技術を採用していることが特徴である。

また、照射試験炉BOR-60の後継機である、多目的ナトリウム冷却高速試験炉MBIR（150MWt）が2015年に着工され2020年頃の運転開始を目指して建設が進められている。MBIRは試験ループを３チャンネル装備し、異なる冷却材環境での照射試験を可能としている。

2.3 中国

中国はエネルギー需要の大幅な拡大に備えて、増殖炉としての高速炉の早期の実用化を目指している。ロシアの技術協力を受けて、実験炉 CEFR（20MWe、タンク型）を建設し、2010 年 7 月に初臨界、2014 年 12 月に定格出力運転を開始した。CEFR の初装荷炉心はウラン酸化物燃料であるが、将来的には MOX 燃料を装荷する予定である。

中国は現在、自主技術によって実証炉 CFR600（600MWe、タンク型炉）を開発中であり 2023 年頃の運転開始を目指している。CFR600 は MOX 燃料炉心で、炉停止機構２系統の内１系統を受動的炉停止系とし、自然循環による崩壊熱除去系を採用することで安全性向上を図っている。続く実用炉 CFR1200（1200MWe）は 2020 年に建設を判断し、2035 年頃の運転開始を目指して概念検討が行われている。

また、米国 TerraPower 社の進行波炉 TWR（Travelling Wave Reactor）の導入も検討されている。TWR はナトリウム冷却高速炉であり、金属燃料炉心に高濃縮ウランと劣化ウランや天然ウランを装荷し、順次内部転換しながら燃料交換しなくても長期運転を可能とする概念である。初号機の出力を 300We とし 600MWe、1200MWe に順次スケールアップする計画である。

2.4 インド

インドは国内に豊富に存在するトリウム（Th）資源を有効活用するため、「U-Th サイクル」をベースとしたインド独自の原子力開発計画（熱中性子炉サイクル→高速炉サイクル→新型重水炉サイクルの３段階の開発計画）を 1950 年代前半に策定し、原子力開発を進めてきており、現在は第２段階の高速炉サイクルの開発を重点的に進めている。当面は MOX 燃料サイクルの開発を進めるが、将来的には増殖性の観点から金属燃料サイクルに移行する方針である。

原型炉 PFBR（500MWe、タンク型、MOX 燃料）は国産技術で開発され、2004 年 10 月に着工、2015 年 7 月に建設完了し、2018 年に初臨界を達成する予定である。

今後は、PFBR に比べて安全性、経済性を向上した実用炉 FBR1&2（600MWe、タンク型炉、MOX 燃料）をツインプラントとして建設し、2020 年代後半に運転を開始する予定であり、将来的に金属燃料サイクル技術が成熟するまで、この FBR-600 を実用炉として導入する計画である。また、金属燃料高速炉については、2025 年頃に金属燃料の実験炉 FBTR-2（100MWt）、2030 年頃に金属燃料の実証炉 MDFR（500MWt）の運転を開始する計画である。

2.5 日本

我が国は、原子力開発の黎明期から、高速炉の国産開発を目標として、将来の実現を見据えた研究開発を脈々と進めてきた。1977 年には実験炉「常陽」、1994 年に原型炉「もんじゅ」が臨界を達成した。1999 年からの高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究を経て、2006 年から高速炉増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）の中で、安全性、信頼性、経済性向上を目指して革新技術を取り入れた先進ループ型ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉の開発を進めてきた。2011 年の東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を受け、FaCT は開発プロジェクトとしては凍結された。

同時に、ナトリウム冷却高速炉の国際的な安全基準を構築するため、安全設計クライテリア（SDC : IAEA における安全要件に相当）が GIF において日本の提案を受けて構築され、最高決議機関である政策グループにて 2013 年に承認された。現在、IAEA や OECD/NEA を介しての各国規制機関との議論が進んでいる。また、SDC を解説した安全設計ガイドラインを現在作成中であり、2018 年には GIF にて承認される予定で構築が進んでいる。

この SDC を満足するように、1F 事故以降には安全性を強化したプラント概念を検討した。具体的には、何らかの共通要因故障で崩壊熱除去系の全系統喪失に至っても追加的な冷却手段によって原子炉冷却を可能とする概念とした。

2014 年 5 月に日仏両政府は ASTRID 計画及び高速炉協力に係る政府間取決めを署名し、その下で 2014 年 8 月に JAEA, MHI, MFBR, CEA, AREVA の間で実施機関取決めを締結し、機器設計及び研究開発が開始された。現在、設計協力については、強制循環型崩壊熱除去系、自己作動型炉停止機構、免震装置、炉上部機構、原子炉容器室上蓋、溶融燃料受け皿、プラント過渡・熱流動、主容器、炉心・遮蔽の 9 項目、研究開発協力については、シビアアクシデント分野、燃料分野、原子炉技術分野の中に 26 項目を実施中である。

2016 年 12 月には、原子力関係閣僚会議より「もんじゅ」の廃止措置が決定され、高速炉開発の方針が示された。国際的にはナトリウム冷却炉としてタンク型炉の開発が主となっており、国際協力による開発の効率化の点でタンク型についてもそのポテンシャルを検討している。現在、今後 10 年程度の開発作業を特定する「戦略ロードマップ」が国の場で議論されており、2018 年に策定される予定である。

3. おわりに

第４世代炉の中で最も開発が進んでいるナトリウム冷却高速炉は各国がしのぎを削っており、特に、ロシア、中国、インドは精力的に開発を進めている状況にある。我が国はフランス、アメリカを始めとする２国間、多国間の枠組みを含めて国際協力を活用して研究開発を進めている状況であり、国が策定する「戦略ロードマップ」に沿って研究開発を行っていく計画である。

参考文献

1) S.Pivet, et. al., Status of the French Fast Reactor programme, CN245-586, IAEA FR17, 2017
2) E.Adamov, Proryv Project as a technological basis of large-scale nuclear power, CN245-342, IAEA FR17, 2017

* Hideki Kamide[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

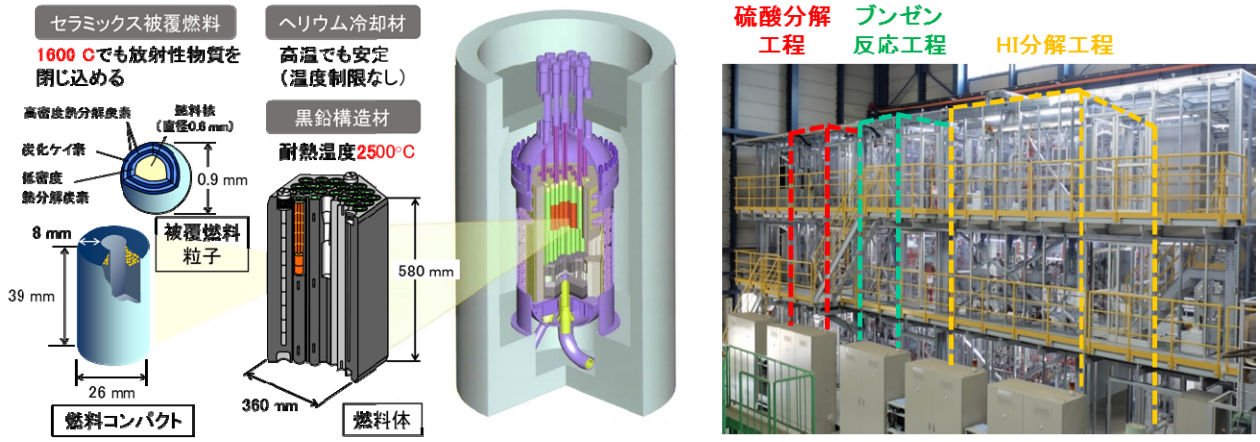
新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

(3)高温ガス炉の開発状況と計画
(3) Development status and plan of high temperature gas-cooled reactors

*ヤン ジングロン [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに
高温ガス炉は優れた固有の安全性を有し、多様な産業利用が見込まれることからエネルギー基本計画や未来投資戦略 2017 において、高温ガス炉の研究開発を推進することが国の方針として示された。高温ガス炉はセラミックス被覆燃料、黒鉛構造材、ヘリウムガスを使用することにより 950℃の高温熱を取り出すことができるとともに、いかなる事故が発生しても原理的に炉心溶融を起こさない設計が可能な原子炉である。このような特長を有する高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電、水素製造さらにはガスタービン下流で約 200℃の熱を取り出して海水淡水化も可能であり、多様な産業利用が期待できる [1]。



図．高温ガス炉の特徴（左）および連続水素製造試験設備の外観（右）[1]

2. 研究開発の状況及び計画
2-1. 高温ガス炉技術開発
世界最先端の国産技術を用いて建設した高温工学試験研究炉（HTTR）は 2010 年に 950℃で 50 日間の連続運転により、安定的な高温核熱の供給を実証した。さらに、原子炉の冷却が停止し、スクラムによる停止に失敗する異常状態においても原子炉が自然に停止し、安定な状態を維持できることも実証した [1]

また、これまで HTTR で蓄積した知見を活用し、実用高温ガス炉の国際安全基準の検討も進めてきた。日本原子力学会の研究専門員会においては、安全上の機能要求を規定する安全要件を検討し、この原案の国際標準化を目指し IAEA の協力研究計画（CRP）に参画している [2]。

加えて、燃料開発については、実用化に向けた経済性向上や廃棄物量低減の観点から最高燃焼度 160GWd/t を目標とする高燃焼度化を進めている。原子力機構は、HTTR 燃料を製造した原子燃料工業（株）と共同で高燃焼度化燃料を設計・製造し、カザフスタン核物理研究所（INP）の WWR-K 照射炉にて照射試験を実施した。2015 年 2 月までに燃焼度 90GWd/t を超える照射に成功し、国産商用設備で製造された高品質な高温ガス炉燃料では世界で初めて、実用炉レベルの高燃焼度下での健全性を実証した。今後、詳細な照射後燃料の燃焼度分析を行う計画である。[3]

2-2. IS 法による水素製造方法の研究開発

原子力機構で研究開発を進めている熱化学水素製造 IS 法は、高温ガス炉の熱利用温度域でプロセスが達成可能であり、且つ、従来の水素製造技術に比べて原料に炭素を含まない CO_2 フリー水素製造技術として期待されている。IS 法は、ヨウ化水素（HI）、硫酸を製造するブンゼン反応工程、HI を分解して水素を製造する HI 分解工程、硫酸を分解して酸素を製造する硫酸分解工程で構成されており、全体として水を分解して水素と酸素を製造することができる [1)]。

2015 年には工程ごとの機能確認試験にて、各反応器での処理速度調整（HI 分解による水素製造等）やガス化機能（HI ガス蒸留分離等）を確認し、2016 年 10 月には 3 つの工程を連結したプロセス全体の運転を行い、水素製造量 20 L/h での 31 時間連続運転に成功した。また、得られた運転データや運転後の設備点検結果から、より長期間運転の達成には、配管閉塞の防止やブンゼン反応工程溶液組成の安定制御が重要であるとの知見が得られた。

2-3. HTTR を用いた熱利用技術の実証

原子力機構では、高温ガス炉による熱利用技術の確証や世界で初めての原子炉施設への化学プラント接続に係る許認可取得を目指している [1)]。平成 27 年度から 2 年間においては、HTTR とヘリウムガスタービンや水素製造施設から構成される熱利用システムを接続した HTTR-GT/H2 プラントの系統設計や機器設計を行い、電気出力 1 MWe、水素製造量 30 Nm^3/h 規模のプラントの系統構成や機器仕様を設定した。

更に、熱利用システムでの異常発生時（発電機の負荷喪失、水素製造施設の除熱喪失）を想定した安全解析を行い、発電機の負荷喪失した場合でも原子炉冷却材を内包する構造物の温度上昇はほとんどなく、プラントの健全性が損なわれないこと、また水素製造施設の除熱喪失した場合でも警報作動に至らず原子炉の安定運転継続が可能であることを確認した。

3. 今後の計画

HTTR は現在、震災後に制定された新規制基準の適合性確認を受けており、2019 年度に目指している再稼働に向けて準備を進めている。HTTR 再稼働後の安全性実証試験として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）による国際共同プロジェクトのもと、原子炉運転出力 100%下における炉心冷却喪失（Loss of Forced Cooling, LOFC）試験が計画されている。更にその後の展望として、二酸化炭素を排出しない高効率の水素・電力コジェネレーションを実証する HTTR 熱利用試験の実施につなげたい。

また、HTTR と同型のブロック型高温ガス炉は、EU 産業界や米国 NGNP 産業アライアンスなど海外でも開発の検討が進められている。特にポーランドでは、産業界への熱供給を目的とした実用高温ガス炉（熱出力約 165MW、2031 年運転開始）及びポーランド国立原子力センター（NCBJ）への研究用高温ガス炉（熱出力約 10MW、2025 年運転開始）の導入が計画されている [4)]。原子力機構は、日・ポーランド外相会談で署名された「日・ポーランド戦略的パートナーシップの実施のための行動計画（2017－2020）」（平成 29 年 5 月 18 日）に基づき、NCBJ との間で「高温ガス炉技術に関する協力のための覚書」（平成 29 年 5 月 18 日）を締結し、高温ガス炉技術の研究開発協力を行うこととしている [5)]。平成 30 年度には、ポーランドへ国産高温ガス炉を導入する事を見据えた検討として、成立性評価（Feasibility Study）を実施する計画である。

参考文献

1) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2017-2018、2017 年 10 月
2) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2016-2017、2016 年 10 月
3) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2015-2016、2015 年 10 月
4) Polish Ministry of Energy, http://www.me.gov.pl/node/28011, January 2018
5) JAEA プレス発表、https://www.jaea.go.jp/02/press2017/p17051901/、平成 29 年 5 月 19 日

*Xing L. Yan[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（4）鉛冷却高速炉の開発状況と計画

(4) Development status and plan of lead-cooled fast reactors

*高橋 実[1]

[1]東京工業大学

1. はじめに

鉛または鉛ビスマス共晶合金を冷却材とする高速炉を総称して鉛冷却高速炉(LFR)とよぶ。これらの鉛系重金属は空気と接触しても燃焼せず、水と接触しても水素を発生しないので、鉛冷却高速炉はナトリウム冷却高速炉に比べて安全性の課題が少ない。炉工学の観点からは、固有の安全性が高く、閉じた燃料サイクルを形成しやすいためエネルギー資源の持続性にも優れ、核拡散抵抗性や核物質防護の点でも利点が多い。また経済性にも優れ、遠隔地用の小型炉の需要にも応えられる。そのため、鉛冷却高速炉は第４世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における４つの要件を満たすことのできる有望な原子力システムと考えられる。

本稿では、はじめに鉛系重金属冷却材とそれを用いた鉛冷却炉の特徴およびGIFにおける鉛冷却炉に関する活動について述べ、世界で開発が進められている主な鉛冷却炉の開発の動向について解説する。

2. 鉛系重金属冷却材の特徴[1)]

2.1 鉛および鉛ビスマス共晶合金

天然鉛は安定な同位体 ^{206}Pb24.1%、^{207}Pb22.1%、^{208}Pb52.4%からなり、半減期 1.4x10^{17} 年でアルファ崩壊する ^{204}Pb が 1.4%含まれている。天然ビスマスは安定な ^{209}Bi100%だけである。鉛ビスマス共晶合金の組成は 45.5%Pb-55.5%Bi である。

世界の鉛の埋蔵量はおよそ 8 千万トンである。中性子捕獲断面積が小さい ^{208}Pb はトリウムの放射性崩壊系列の最後の安定元素であるのでトリウム鉱山に多く存在する。ビスマスの埋蔵量はおよそ 11 万トンである。高速炉 1 基当たりおよそ数千トンの鉛あるいはビスマスを必要とするので、将来多数の鉛冷却高速炉を建設する場合、鉛の資源量は十分豊富であるが、ビスマスの資源量は十分とはいえない。

2.2 核的性質

鉛とビスマスの中性子捕獲断面積は、中性子エネルギーが 1MeV 以下の高速中性子領域で共鳴領域を除くと 10^{-3}b のオーダーであり、非常に小さい。^{208}Pb の捕獲断面積は 10^{-4}b のオーダーであるのでさらに小さい。鉛とビスマスの中性子弾性散乱断面積は、中性子エネルギーが 1MeV 以下の高速中性子領域でいずれもおよそ 10b であり比較的大きい。非弾性散乱断面積も 1MeV 以下で非常に小さい。

鉛とビスマスは、弾性散乱断面積が大きいため弾性散乱による中性子の平均自由行程が短い。中性子エネルギー0.5MeV、温度 430℃の場合を例にあげると、鉛と鉛ビスマス共晶合金の平均自由行程は 4～5cm であり、ナトリウムのおよそ 11cm のおよそ 1/2 である。鉛と鉛ビスマス共晶合金は質量数が大きいために中性子の減速能は 2x10^{-3}cm^{-1}、減速比は 30～70 であり、ナトリウムの減速能 8x10^{-3}cm^{-1}、減速比およそ 400 より小さい。

ビスマスは中性子を吸収すると、^{209}Bi+n → ^{210}Bi → ^{210}Po　の反応によりポロニウム ^{210}Po を生成する。^{210}Po は半減期 138.4 日で 5.3MeV のエネルギーの α 線を放出して安定な ^{206}Pb になる。鉛への中性子吸収による ^{210}Po の生成量は非常に少なく、同位体 ^{206}Pb を用いればさらに ^{210}Po の生成量を減らすことができる。

2.3 物理化学的性質

表 1 に鉛と鉛ビスマス共晶合金の主な物性値を示す。鉛および鉛ビスマス共晶合金の密度は水のおよそ 10 倍である。鉛の融点はそれほど低くないが、鉛ビスマス共晶合金の融点はナトリウムの融点よりやや高い程度で、冷却材として用いるには十分低い。500℃における鉛、ビスマス、鉛ビスマス共晶合金の飽和蒸気圧はおよそ 10^{-4}Pa であり十分低い。

表 1　鉛と鉛ビスマス共晶合金の主な物性値

	鉛（Pb）	ビスマス（Bi）	鉛ビスマス共晶合金(45.5%Pb-55.5%Bi)
密度（500℃）(kg/m^3)	1.04x10^4	9.7x10^3	1.01x10^4
融点（℃）	327	271	124
沸点（℃）	1737	1477	1670

鉛と鉛ビスマス共晶合金は化学的に不活性であるため水と化学的にほとんど反応しない。水の生成ポテ

ンシャルは PbO と Fe_3O_4 の生成ポテンシャルの中間にあるので、これらの冷却材が水と接触して化学的に平衡に達すると、鉛と鉛ビスマスの酸化は起こらず、鋼材表面に Fe_3O_4 の保護膜が形成される。

鉛と鉛ビスマス共晶合金は高温で空気と触れても燃焼反応は起こらないが、酸化されて固体酸化物の PbO が形成される。550℃の PbO の密度は $9.4x10^3$kg/m3 であるので液体金属よりやや軽い。

2.4 溶解度と拡散係数

鉛合金は，高温において Ni，Fe 等の溶解度が高い。500℃の鉛と鉛ビスマス共晶合金中の Fe と Cr の溶解度はいずれも 10^{-4}～10^{-3}w%であり、Ni の溶解度は 1～数十 wt%のオーダーの非常に高い値である。

3. 鉛冷却炉の特徴 [1)]

3.1 利点

(1)核的に優れた高速炉心

鉛系冷却材は減速能が小さいために、炉心の中性子スペクトルをより高エネルギー側にシフトさせることができる。このためナトリウム冷却炉に比べて大きい冷却材体積割合、すなわち大きな燃料棒配列ピッチでも高速中性子スペクトルがえられる。また、ブランケットを設けなくても Pu 増殖が可能である。

また、鉛冷却炉は中性子スペクトルが硬いため、軽水炉の使用済燃料から排出される長寿命のマイナーアクチニドの短寿命核種への核変換にも適している。

中性子の弾性散乱の平均自由行程が短いために中性子の閉じ込め性能が良好であり、反射体を必要とせず、小型炉の設計も容易である。冷却材に捕獲断面積の小さい ^{208}Pb だけを用いれば、燃料棒配列ピッチをさらに大きくできる。

(2)低燃焼反応度損失、低初期余剰反応度、長寿命炉心

炉心内でPuの燃焼と増殖を同時に起すことにより燃焼反応度損失を低く抑えられるため、初期の余剰反応度を1$以下にすることができ、即発臨界事故の可能性を排除できる。また、長期間にわたって炉心の反応度を正に保てるため、長寿命炉心を容易に実現できる。

(3)負のボイド反応度による固有の安全性

鉛冷却炉は中性子スペクトルが硬いので、冷却材ボイド反応度を小さくすることができ、小型炉にすることで負のボイド反応度も可能になる。これは冷却材中にボイドが発生したときに、中性子スペクトルの高エネルギー側への移行の度合いが小さく、η 値の増加や ^{240}Pu の核分裂反応の増加の寄与に比べて、ボイドによる中性子漏えいのための反応度低下の寄与の方が大きくなるからである。

(4)高沸点による固有の安全性

一次系冷却材の沸点が非常に高いため、炉心冷却流路の閉塞等が起こっても冷却材の沸騰に至らず、たとえボイド反応度が正の大型炉心であったとしても沸騰による反応度印加は起こりえない。

(5)液体金属二次冷却系の削除および直接接触給水方式

一次系冷却材が空気や水と化学的にほとんど反応しないため、蒸気発生器伝熱管破損時の水との化学反応や、冷却材の漏えいによる火災が起こらない。このため液体金属の二次冷却系を削除でき、一次冷却系に直に蒸気発生器を浸漬させる簡素なシステムが可能となる。

炉心出口の高温の一次系冷却材に直接給水することも可能であるので、鉛系重金属と水の直接接触による蒸気発生が可能である。この蒸気はリフトポンプとして機能するので機械式ポンプを削除でき、蒸気発生器の削除されているので、簡素なシステムを実現可能である。

(6) 優れた自然循環冷却性能

冷却材の温度変化による密度変化を利用することで自然循環冷却が可能である。ポンプを削除した自然循環冷却炉と自然循環による崩壊熱除去の２通りがある。大きな燃料棒配列ピッチでも高速中性子スペクトルがえられるため、炉心の冷却材圧力損失を小さくすることができ、自然循環冷却が容易になる。冷却材を ^{208}Pb だけにすれば燃料棒配列ピッチをさらに大きくすることができ、自然循環冷却により有利である。

(7) 大きい比重に対する設計対応と炉心崩壊時の安全性

鉛系重金属の比重は水やナトリウムのおよそ 10 倍であるので、機器間の液位差によって冷却材を流すことができる。耐震性の観点からは中型炉または小型炉に限られる。燃料集合体等の冷却材に浸漬している機器や部品には浮き上がり防止対策が必要になる。また、制御棒にも W 等の重りを用いて浮き上がり防止対策を施すか、浮き上がりを利用した制御棒挿入方式を選択する必要がある。密度の大きい冷却材は流動による燃料被覆管や構造材料に激しい損傷、すなわちエロージョン（壊食）を引き起こす可能性があるので、炉心の冷却材の流速を 2m/s 以下に抑制している。材料表面に防食膜が施されているとエロージョンは抑制される。しかし、回転翼の速度はおよそ 10m/s に達する一次冷却系機械式ポンプの回転翼の表面は、耐食・耐エロージョンのために表面コーティングが必要となる。

燃料ペレットが鉛系重金属と同程度の比重にあるため、炉心崩壊事故時には、燃料ペレットは冷却材の流れと共に炉心の上方に送られて分散されやすい。特に、燃料集合体の内部に上部中性子遮へい体のような障害物がないため、ペレットの上方への流出は容易である。そのため再臨界事故を防止できる。このことは固有の安全性の一つとして重要である。

3.2 課題

(1) 鉛の選択

鉛ビスマス合金を冷却材に用いる場合の問題点は、ビスマスの資源量が少ないことと、炉心でビスマスが中性子を吸収すると冷却材中にα放射性のポロニウム ^{210}Po を生成することにある。ビスマスを含まない純鉛を冷却材に用いることによりこれらの問題を避けることができる。

(2) 酸素濃度の制御

冷却材中の溶解酸素の濃度が高い場合には、鉛やビスマスは高温において酸素と反応して固体の酸化物を形成し、炉心の流路閉塞の原因になる。冷却材中に固体酸化物が生成された場合には、冷却材の温度を上げて水素を吹き込むことにより固体酸化物を還元する必要がある。一方、酸素濃度が低い場合には、構造材料の表面の酸化被膜が失われて、防食機能がなくなり、構造材料中の金属成分が冷却材に溶け出すことになる。したがって、冷却材中の酸素濃度をこれらの間に制御しなければならない。

酸素濃度の制御方法には、水素や酸素を冷却材に接触させたり内部に吹き込む方法もあるが、所定の酸素ポテンシャルに制御した水素―水蒸気―Ar の混合気体を冷却材に接触させるほうが酸素濃度に目的の値に設定しやすい。このほかに酸化鉛の粒子槽に冷却材を通して、粒子層の温度制御により酸素の溶解と析出を制御する方法も提案されている。

酸素濃度のオンラインモニターにはジルカロイ固体電解質酸素センサーが用いられる。

(3) 被覆材・構造材の冷却材との共存性

高温の鉛合金中の Ni、Fe、Cr 等の溶解度が高いため，構造材の金属成分が冷却材中に溶解して表面が溶解腐食を受けやすい。特に Ni の溶解度が高いため、オーステナイト系ステンレス鋼の Ni が選択的に溶解し、表面層が多孔層になる。この溶解腐食を防止するため、構造材の表面に安定な酸化物の保護膜を形成させる必要がある。鋼材表面に Fe と Cr のスピネル型酸化膜を形成させると腐食が抑制されるので、550℃程度までの温度の構造材料には Cr 含有量の多いフェライト・マルテンサイト鋼が適している。さらに高温まで耐食性を改善するには，鋼材中に Si や Al を添加し，あるいは鋼材表面に Al-Fe 系合金をコーティングすることにより、薄くて緻密で安定な酸化膜が形成させる。

また、冷却材中の酸素ポテンシャルを鋼材成分の酸化物の生成自由エネルギーよりやや高い値に制御することは、自己修復型の酸化膜を形成させて腐食を抑制するために最も重要である。鋼材成分の酸化物の生成自由エネルギーより酸素ポテンシャルが低いと溶解腐食、高いと酸化腐食を引き起こす。溶解腐食の条件下では流れによって材料表面が流体力学的に浸食されることがある。これをエロージョンとよび、激しい損傷が起こるので注意を要する。

(4) ポロニウム対策

主にビスマスが中性子を吸収することにより生成される ^{210}Po はアルファ放射性核種である。そのため、鉛ビスマスを冷却材に用いると一次系冷却材が放射化される。ポロニウムが鉛ビスマス内にある場合には漏えいして固化しても表面の遮蔽だけでよいが、ポロニウムは蒸発し、あるいは水化物となってカバーガスを汚染するので、メンテナンス時の内部被ばくに対する対策が必要である。

4. GIF 鉛冷却炉暫定委員会（GIF LFR pSSC）の活動 [2)]

第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF）では、当初から鉛冷却炉暫定運営委員会（LFR-pSSC）が開催され、EU、米国、日本が常時参加してきた。日本からは2006年以降東工大がLFR-pSSCに出席することになった。2010年11月に東工大とEU欧州委員会JRCとの間で鉛冷却炉に関する覚書（MOU）が交わされ、EUと日本がLFR-pSSCの参加国となった。次いで2011年7月にロシアROSATOM、2015年11月に韓国の国立ソウル大学、2018年2月に米国DOEが覚書に署名し、LFR-pSSCに参加している。

GIFから提案する鉛冷却炉概念を、ELFR（EURATOM）、BREST-OD-300（ROSATOM）、SSTAR（米国）とすることになり、大型炉、中型炉、小型炉を網羅する構成となっている。表2にその主な諸元を示す。日本は鉛冷却炉開発計画がないため炉概念を提案するには至っていない。

表2 GIF-pSSCが選択した鉛冷却炉概念の諸元[2)]

	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
熱出力/電気出力(MW)	1500/600	700/300	45/20
熱効率(%)	42	42	44
一次系冷却材	鉛	鉛	鉛
一次系の型式	プール型	プール型	プール型
炉心入口温度/出口温度(℃)	400/480	420/540	420/567
二次系サイクル	過熱水蒸気	過熱水蒸気	超臨界CO_2
タービン入口圧力(MPa)	18	18	2
蒸気発生器入口温度(℃)	335	340	402
タービン入口温度(℃)	450	505	553

LFR-pSSCは2012年以降各国で毎年2回開催されてきた。この委員会では、各国のLFR開発の現状が紹介されると共に、システム研究計画(SRP)を更新している。2014年に鉛冷却炉の安全性に関するWhite Paperを提出し、以降、安全設計基準(SDC)、安全設計指針、システム安全アセスメント、IRSNレポートを作成している。また、2014年5月にNIKIET （ROSATOMの代表）とAnsaldo（EURATOMの代表）の間で、BRESTプロジェクトとLEADERプロジェクトの協力について同意され、BRESTやALFREDの設計・安全性、研究開発等について情報交換がなされている。

5. 鉛冷却炉の開発の動向

5.1 ロシアの鉛冷却炉[2-5)]

鉛冷却高速炉BRES-OD-300は、公衆の避難を要する事故を起さないこと、ウランエネルギー源を最大限利用すること、低い放射能レベルでの廃棄物処分、核不拡散のためウラン濃縮・プルトニウム増殖と核物質輸送をしないこと、および競争力確保を開発指針としている。そのため、窒化物燃料を用いて炉内の燃焼と増殖により１ドル以下の余剰反応度を長期間保ち即発臨界事故を排除している。また、高沸点の冷却材によりボイドによる反応度印加が起こらず、冷却材が高融点であるためライナーを施したコンクリート製原子炉容器により冷却材喪失事故を回避し、冷却材の熱容量が大きいため燃料損傷も起こらない。ポンプと蒸気発生器をおさめる容器と原子炉容器が配管で結合され、液位差によって冷却材が循環する。敷地内に原子炉建屋、タービン建屋、乾式再処理と窒化物ペレット製造・燃料要素・集合体製造を行う燃料サイクル施設、廃棄物処理・貯蔵建屋を併設することによりオンサイト燃料サイクルを構成し、敷地外への核燃料輸送を最小限にしている。BREST-OD-300の実施主体はNIKIETであり、パイロット実証エネルギー複合プロジェクト（PDEC）の一部として2025年ごろに運転開始の見通しである。

鉛ビスマス冷却高速炉SVBR-100は、電気出力100MWe、燃料に酸化ウランを用い、寿命7～10年の長寿命炉心の小型モジュール炉である。固有の安全性が高く、工場生産、遠隔地への輸送と運転に適し、居住地や需要地域に隣接設置が可能で、電力だけでなく熱・蒸気供給、海水淡水化にも利用できる。SVBR-100の実施主体はAKMEエンジニアリングで、2022～2025 年に研究開発と設計を完了し、2025年からウリヤノフスク地区に初号機の建設を開始し、2026年～2027年に運転を開始する計画である。

5.2 欧州の鉛冷却炉[2-3)]

欧州の鉛冷却高速炉の開発は、ADSの実証を目的とする未臨界高速炉MYRRHA(Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications)、鉛冷却高速炉ALFRED(Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator))、および大型鉛冷却高速炉ELFR(European LFR)から構成されている。ELFRの前身は熱出力1500 MWt のELSY(European Lead-cooled System)である。

MYRRHAは冷却材とターゲット材に鉛ビスマス共晶合金を用いた熱出力100MWtのプール型高速炉で、陽子加速器のビームエネルギーは600MeV、ビーム電流は2.4～4mAである。開発主体はベルギーのSCK・CENで、2016年から許認可がはじまり、建設開始2025年、運転開始2034年を見込んでいる。

ALFREDはMOX燃料を用いた熱出力300MWtのプール型炉であり、鉛冷却高速炉ELFR開発のための実証炉であり、小型モジュール炉(SMR)としての意義もある。設計の特徴は、炉内構造を単純化したホットレグポンプ方式を採用していることである。腐食・エロージョンの観点からはホットレグポンプは望ましいとは言えない。ヘリカル型蒸気発生器にバイオネット管を採用し、二重管の隙間にHeガスと粒子を充てんしている。崩壊熱除去系は蒸気発生器に組み込まれ、その二次側は水を用いたアイソレーション・コンデンサー（IC）方式である。開発主体はイタリアのAnsaldo Nuclearで、ENEA（イタリア）、ICN（ルーマニア）、CV Rez Laboratory（チェコ）、その他EU内研究機関からなるFALCONコンソーシアムを設立して開発が進められている。また、EURATOM-US I-NERI間の共同プロジェクト、LEADER-BREST間の情報交換も行われている。2021年まで成立性研究を行い、2023年までに工学的許認可、2025年までに建設許認可を終えて2025年にルーマニアに建設開始、2028年運転開始のスケジュールを検討している。

鉛実験装置を用いた機器開発研究はENEA（ブラジモア）で精力的に行われている。

5.3 中国の鉛冷却炉[2-3)6)]

中国科学院（CAS）核能安全技術研究所(INEST)は、ADSと鉛冷却高速炉を開発するため、CLEAR （China LEAd-based Reactor）プロジェクトを実施している。その計画は、CLEAR-I（熱出力10MWt）、CLEAR-II（100MWt）、CLEAR-III（1000MWt）の3段階で進められている。CLEAR-Iは酸化ウランを燃料とし、冷却材に鉛ビスマス共晶合金を用いており、臨界炉CLEAR-IAと未臨界炉CLEAR-IBからなっている。また、遠隔地電力供給のため2017年から CLEAR-MCが提案され、その初期概念CLEAR-M(Mini-reactor)は 電気出力1～10MW の運搬可能な鉛ベース小型モジュール炉である。2017年にCLEAR-M1の概念設計が 終了した。水素製造炉CLEAR-H等の革新炉も考案している。

CLEAR炉の設計、安全性評価、設計・解析ソフトの開発、鉛ビスマス循環実験、主要技術と機器研究開発が実施されている。そのため、電気加熱方式の鉛炉総合実験装置CLEAR-S(Engineering Validation Reactor)と炉物理実験用零出力鉛炉CLEAR-0(Zero Power Critical/Subcritical Reactor)を建設・運転し、鉛炉計算機シミュレーターCLEAR-V(Virtual Reactor)の開発も行った。多機能鉛ビスマス循環ループKYLIN-II等が熱流動試験、機器

試験、エネルギー変換試験等に用いられている。

5.4 米国の鉛冷却炉[2-3)]

SSTAR(Small Secure Transportable Autonomous Reactor) はANLが開発した工場生産、運搬、現地運転のための小型炉である。炉心燃料には窒化物燃料を用い、20～30年の長寿命炉心である。一次系は自然循環鉛冷却方式で、二次冷却系には超臨界CO_2のブレントンサイクルを採用している。電気出力は20MWeから180MWeまでスケールアップができる。

米国では民間企業が鉛冷却炉の性能と安全性に注目して開発に関心を向けるようになっており、Hydromine社はUO_2またはMOX燃料を用いる電気出力200MWeの鉛冷却高速炉AS-200を提案している。また、Westinghouseも鉛冷却高速炉の設計概念を提示している。

小型モジュール炉の一つとして鉛冷却SMRの可能性を検討するため、米国とEURATOMの間でINERI(International NuclearEnergy Research Initiative)プロジェクトが実施されている。

5.5 韓国の鉛冷却炉[2-3)]

国立ソウル大学が、鉛ビスマス冷却核変換炉PEACERと型鉛ビスマス冷却高速炉URANUS-40(Ubiquitous, Robust, Accident-forgiving, Nonproliferating and Ultra-lasting Sustainer)を提案している。PEACER-300は、金属燃料（U-TRU-ZR）を用いた電気出力300MWeの鉛ビスマス冷却高速炉である。URANUS-40は、UO_2燃料を用いた電気出力40MWeの地下設置カプセル型自然循環小型炉で、高い核拡散抵抗性を有することに特徴がある。

PEACER-300の自然循環熱流動実験のため、国立ソウル大学にHELIOS(Heavy Eutectic liquid metal Loop for the Integrated test of Operability and Safety)が建設され、熱流動解析コードのベンチマーク試験に供されている。

5.6 日本の鉛冷却炉[1-2)]

我が国の主な鉛冷却高速炉は、東工大が提案したLSPR(LBE-cooled Long-Life Safe Simple Small Portable Proliferation Resistant Reactor) 、PBWFR (Pb-Bi-cooled direct contact boiling Water Fast Reactor)および核燃料サイクル開発機構・原電がFBRサイクル実用化戦略調査研究で検討したJLFR(Japan LFR)である。いずれも鉛ビスマスを冷却材とするプール型強制循環冷却炉である。

LSPR-50は、電気出力53MWe、金属燃料または窒化物燃料、燃料交換サイクル12年の小型長寿命炉心であり、工場で生産して現地に運搬して運転した後に工場に持ち帰る方式の運搬可能な小型炉である。

PBWFRは窒化物燃料を用いた電気出力150MWeの小型炉で、燃料交換サイクル10年の長寿炉心である。炉心出口の一次系冷却材中に直接給水することにより直接接触方式で蒸気を生成し、同時に蒸気の浮力により一次系冷却材の循環を行うところに特長がある。蒸気発生器と一次系循環ポンプが削除されるため、簡素で建設コストの安い原子炉システムである。

JLFRは、窒化物燃料を用いる電気出力750MWeの高速炉で、コールドレグポンプ方式であるためポンプ回転翼のエロージョン防止の点でELFRより優れている。

東工大では、鉛ビスマス冷却炉の開発のために材料試験から熱流動試験まで多様な研究を行ってきており、燃料の燃焼度を飛躍的に高めて再処理を不要にするCANDLE燃焼の適用も研究されている。

6. 今後の展望

ロシアの設計が最も実用化に近く、中国が急速にこれを追っており、EU は一定の技術レベルにある。EU は、域内の各国の研究機関の連携により鉛合金ハンドブックを発行し、ロシアの BUREST や米国の SMR とも協力関係を結び、中国とも技術交流を図っている。米国はこれまで鉛冷却炉への国の関与がなかったが、近年 DOE が鉛冷却炉を取り上げ、民間企業も参入していることが注目される。GIF-LFR pSSC には当初 EU と日本が参加していたが、ロシア、韓国、米国が参加し、近く中国も参加するに見通しであり、活動が活発になる傾向がある。韓国は昨年鉛炉シンポジウム GLANST を開催した。このように鉛冷却高速炉の研究は活性化の不幸にある。我が国は、鉛ビスマス冷却高速炉の開発においてかつて技術的に最先端の水準にあったが現在は東工大で基礎研究を行っているだけで、国際水準からは後退している。

参考文献

1) M. Takahashi, et al., “Design Concepts of LFRs and Related Studies in CRINES of Tokyo Tech.,” GLOBAL2011, Paper 392485, Nagoya, Japan, 2011.
2) A. Alemberti, et al., “Status of Generation-IV Lead Fast Reactor Activities,” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, Russia, June 26-27, 2017, IAEA-CN245-065.
3) Presentation materials, “GLANST: Global Symposium on Lead and Lead Alloy Based Nuclear Energy Science and Technology,” Seoul, Korea, Sep. 7-8, 2017.
4) Y. G. Dragunov, “BREST-OD-300 Reactor Facility: Development Stages and Justification,” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, Russia, June 26-27, 2017, IAEA-CN245-539.
5) V.V.Petrochenko, et al., “SVBR-100 as A Possible Option for Developing Countries, Way?,” ibid., IAEA-CN245-592.
6) Y. Wu, “R&D Progress of China Lead-Based Reactor,” ibid., IAEA-CN245-301.

* Minoru Takahashi[1]
[1] Tokyo Institute of Technology

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（5）溶融塩炉・トリウム炉の開発状況と計画

(5) Development status and plan of molten salt reactors and thorium reactors

*高木 直行[1]
[1]東京都市大学

1. 溶融塩炉とは

第 4 世代原子炉の一炉型である溶融塩炉（Molten Salt Reactor, MSR）は、核燃料物質を溶融塩に溶解させた液体燃料炉である。燃料でありかつ冷却材の役目を持つ燃料塩が、原子炉で発生した熱を炉容器外にある 1 次系熱交換器へと運び発電等に利用する炉概念が主流であるが、最近では、燃料にペブルやピン形状の固体燃料を用い、溶融塩を冷却材目的のみに利用する炉概念も検討されている。

そもそも溶融塩とはイオン結晶を主成分とした高温で溶融した塩であり、原子炉に用いられる塩としてフッ化物と塩化物がある。原子炉の目的に応じて、ウラン、トリウムや超ウラン元素(TRU)が燃料としてこれらの塩に混合される。

燃料が液体のため、燃料の成形加工が不要であり、再処理との適合性に優れ、沸点が高いため一次系を低圧にできる。原理的にはオンライン処理で燃料の連続供給や核分裂生成物(FP)の連続除去が可能であり、運転に伴い中性子寄生吸収物質として蓄積する FP の反応度影響を軽減できる。また Th-^{233}U 系燃料を用いる場合には、Th-232 から U-233 を生成する変換パスの途中にある Pa-233 が 27 日と比較的長い半減期を持ち、熱中性子捕獲断面積も 40 barn と小さくないため U-233 の生産を妨げるが、燃料の連続化学処理が可能な溶融塩炉ではこの影響を緩和でき、熱中性子スペクトル下で燃料増殖が成立する可能性のあることが特徴とされている。

2. 第４世代原子炉の主眼「溶融塩高速炉」

しかしながら、第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF: Generation IV international Forum）が主な対象とする溶融塩炉は、固体燃料高速炉の代替炉としてプルトニウムまたは U-233 を増殖する、もしくは長寿命の TRU 元素を燃焼する高速スペクトル型の溶融塩高速炉である[1)]。2016 年時点では主に二つの炉概念があり、一つは仏 CNRS で提案された MSFR (Molten Salt Fast Reactor) でその炉心概念を図 1 に示した。もう一つはロシアで開発中の MOSART(MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter)である。溶融塩炉発祥国の米では FS-MSR(Fast Spectrum MSR)と表現されることが多く、基礎検討のみが行われている。

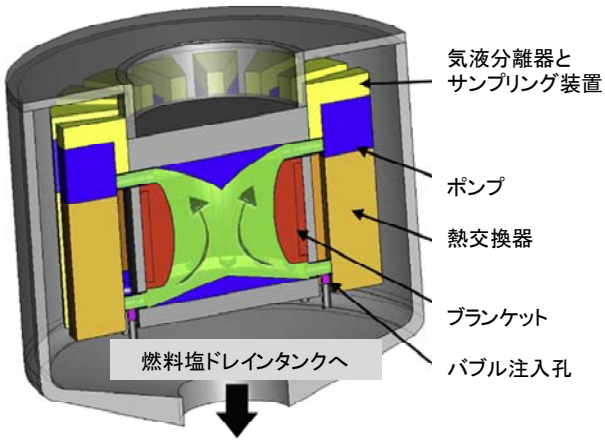


図1 溶融塩高速炉(MSFR)の炉心概念図

高速中性子スペクトル型溶融塩炉の研究開発は 1960 年代から始まり、アメリカ、スイス、チェコ、EU などから燃料塩として NaCl/KCl/$PuCl_3$、$PuCl_3$/NaCl、LiF/BeF_2/(TRU)F_3 や LiF/NaF/(TRU)F_3 を用いる高速炉概念が提案されている[4)]。溶融塩高速炉の特徴として、1）燃料サイクル上の自由度が大きく、増殖炉、転換炉、燃焼炉のいずれとしても設計可能、2）燃焼炉の場合、固体燃料では課題となる発熱や線量の高い TRU 含有燃料の成形加工が不要、3）燃料/冷却塩のボイド反応度や温度反応度が負、4）燃料/冷却塩は透

明であり可視光での点検が可能、5)炉心は減速材が不要であり除熱可能な臨界形状であれば良いため設計の自由度が高いことなどが挙げられている。

3. 溶融塩炉開発に取り組む各国の動向

OECD は、 2001 年に米国が Gen IV の国際共同開発を提唱して以来、GIF の事務局を務め、溶融塩炉委員会を主催している。この GIF 溶融塩炉委員会で研究に義務を負う MOU (Memorandum of Understanding) に署名している国（連合）は、署名順でユーラトム、フランス、ロシア、スイス、アメリカ、オーストラリアである。

IAEA は近年まで溶融塩炉に関する特別な活動を行っていなかったが、2015 年末、世界的に関心の高まる本炉概念について技術開発状況を把握するための準備会合を開催し、その特性把握と必要な技術の研究開発項目の把握を行った。その結果、溶融塩炉の利点として、1）高い冷却材温度による熱効率の改善、2）低い冷却材圧力、3）高レベル放射性廃棄物の減量化とその半減期の短縮、4）高い固有安全性、5）固体燃料棒で生じる燃料ペレットの膨張や被覆管損傷などの工学的課題の解消､そして 6) ウラン､プルトニウム、トリウムを利用し得る燃料サイクルの柔軟性などを特定した。これを受け IAEA は 2016 年末に初の溶融塩炉技術会議を開催している。本会議には、上記の MOU 署名国以外にイギリス、中国、インド、インドネシア、日本を含めた 16 ヶ国 35 名の溶融塩炉専門家が参加した。

EU では 11 のパートナーが協力して 3GWt の大型溶融塩高速炉の安全研究プロジェクト SAMOFAR を推進している。中国上海応用物理研究所(SINAP)は 2011 年から TMSR（Thorium Molten Salt Reactor）プロジェクトを実施している。TMSR には、被覆粒子燃料を塩で冷却する固体燃料型の TMSR-SF と液体燃料の TMSR-LF の二種類がある。両炉型とも 2MW の試験炉、10MW の実証炉を経て 1GW の商業炉へと発展させる計画であるが、実験炉(2MW)の建設に先立ち溶融塩試験ループを建設し、オンライン再処理技術開発を伴う TMSR-LF は TMSR-SF より 10 年程度遅い展開としている。近年は実験データベースの充実を理由として計画全体がスローダウンしている。

溶融塩炉を取り巻く状況として特筆すべきは、政府の支援を受けずに独自の溶融塩炉概念を追求するベンチャー企業が米国を中心として数多く存在することである。ベンチャー企業には、米に Flibe Energy, Martingale, Transatomic Power, Thoreact、米/加に Terrestrial Energy、英に Moltex Energy、デンマークに Seaborg Technologies, Copenhagen Atomics などがある。各原子炉の特徴を表 1 に整理した。

表1 Gen-IVの枠組み以外で開発されている溶融塩炉[3)]

原子炉名称	国	設計者	熱出力 (MWt)	電気出力 (MWe)	ユニット数	中性子スペクトル	減速材構造物	燃料	冷却材	進捗段階
IMSR	カナダ	Terrestrial Energy	400	185-192	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
MSTW	デンマーク	Seaborg Technologies	270	100-115	1	熱/熱外	金属被覆黒鉛	フッ化物塩		概念設計
ThorCon	国際コンソーシアム	Martingale	557	250	4	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
TMSR-SF TMSR-LF	中国	上海応用物理研究所(SINAP)	395	168	1	熱	黒鉛	被覆粒子/フッ化物塩	フッ化物塩	試験炉開発
FUJI 200	日本	トリウム熔融塩国際フォーラム(ITMSF)	450	200	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計完了
Stable (Static) Salt Reactor	イギリス	Moltex Energy	94	37.5	8	高速	N/A	塩化物塩	フッ化物塩	概念設計
SmAHTR[1)]	アメリカ	ORNL	125	NA	1	熱	黒鉛	被覆粒子	フッ化物塩	予備的概念設計
LFTR[2)]	アメリカ	Flibe Energy	600	250	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
Mk1 PB-FHR[3)]	アメリカ	University of California, Berkeley	236	100	1	熱	黒鉛	被覆粒子	フッ化物塩	予備的概念設計

1)Small Modular Advanced High Temperature Reactor, 2)Liquid Fluoride Thorium Reactor, 3)Pebble-Bed Fluoride- salt-cooled, High-temperature Reactor

4. トリウム燃料原子炉

トリウム燃料は溶融塩炉に限らずあらゆる型式の原子炉で利用可能である。直近 10 年の間には、ハイテク製品に必要不可欠なレアアース資源生産の副産物として生じるトリウムの使途に関心が高まったこともあり、軽水炉、重水炉、溶融塩炉、ガス炉などでのトリウム利用が各国で検討されている。

ノルウェーのハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$燃料の軽水炉利用の許認可取得を目的とした照射研究が実施されており、重水炉(CANDU or PHWR)を有するインド、カナダ、中国では燃料バンドル内の一部もしくは全ての燃料ピンをThO_2燃料として利用する方策を検討している。特にインドでは、本バンドルを出力分布平坦化に活用したり、取出後に U-233 生成量の実測を行うなど、国策としてトリウムサイクルの実現に向けた歩みを進めている。著者らの都市大/東工大の研究グループでは、PWR の一次冷却材を重水とした稠密炉心（Vm/Vf=1.0）でナトリウム冷却高速炉に比肩する燃焼度と増殖性能を達成する重水冷却トリウム増殖炉の概念を提示している。

5. 今後の展望

上述の通り、第 4 世代原子炉としては溶融塩高速炉が主対象とされているが、数値解析で検討される概念検討レベルにあり、現時点の技術成熟度（Technology Readiness Level）は低い段階に留まっている。一方、中国や多くのベンチャー企業が取り組むのは熱中性子スペクトル型の溶融塩炉である。その基本的炉心構成は、1965 年に ORNL に建設され 13,000 時間の全出力運転を行った 8MWt の実験炉(MSRE)をベースとしているため、溶融塩熱中性子炉開発は既に一定の TRL および製造技術成熟度レベル（Manufacturing Readiness Level）にあるとの見方もある。

その技術実証に向けた取り組み例として、カナダの Terrestrial Energy が提案する統合型溶融塩炉 IMSR(Integral Molten Salt Reactor)がある。2019 年後半にも設計認証（DC）審査を NRC に申請する計画で、IMSR 商業用初号機を 2020 年代に建設することを目標としている。2017 年の夏には、オンタリオ州にあるカナダ原子力研究所 CNL のチョークリバー研究所所有のサイト内で建設に適した地点を特定するためのフィージビリティ・スタディ（FS）を開始している。また、一定のトリウム資源を有するインドネシアは、国際コンソーシアム Martingale が開発する ThorCon 炉開発で MOU 締結し、国内の許認可体制の整備を検討している。

1970 年頃に一旦開発中断となった溶融塩炉開発はやや姿を変え復調の兆しがある。原子力に向けられる目は厳しさを増す一方、世界的には、エネルギー確保と環境保全を両立し得る原子力のポテンシャルを再認識する向きがその原動力となっているようだ。原子力を”rebrand”したいとの想いが溶融塩炉開発を活性化させ、原子力界に新潮流を生み出している状況を注視したい。

参考文献

1) M. Allibert et.al, “Handbook of Generation IV Nuclear Reactors”, Pages 157-188 (2016)
2) D. E. Holcomb et.al., “FAST SPECTRUM MOLTEN SALT REACTOR OPTIONS”, ORNL/TM-2011/105 (2011)
3) IAEA Publication, "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)" 2016 Edition

* Naoyuki Takaki[1]

[1] Tokyo City University

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

[1I_PL] High-current electron accelerators and applications

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[1I_PL01] Multi-quantum beam utilization with the 10kW L-band KURRI-LINAC

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

[1I_PL02] Upgrade of the L-band Electron Linac and Development of the High-Intensity THz Free-Electron Laser at ISIR, Osaka University

*Goro Isoyama[1] （1. Osaka Univ.）

[1I_PL03] HiSOR at Hiroshima University: Machine status and perspectives

*Keigo Kawase[1] （1. Hiroshima Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開

High-current electron accelerators and applications

（1）京大炉 L バンド 10kW 電子ライナックの多目的利用

(1) Multi-quantum beam utilization with the 10kW L-band KURRI-LINAC

*高橋 俊晴[1]

[1]京都大学

1. はじめに

原子炉実験所の電子線型加速器（以下、京大炉ライナックと表記）は、研究用原子炉(KUR)が初臨界を達成した翌年の 1965 年（昭和 40 年）に米国 High Voltage Engineering 社より購入および据え付け作業が行われ、1966 年（昭和 41 年）から利用開始、1968 年（昭和 43 年）には全国共同利用装置としての運用がスタートした。実験所にライナックが導入された目的は、連続的で絶え間ない中性子を利用する原子炉とは別に、間欠的なパルス状の強力中性子を利用して、中性子飛行時間分析法により核データを取得することであった。1965 年当時、国内研究機関のパルス中性子源としてはコッククロフト型重陽子加速器が一般的であったが、実験所では、より強力で汎用性の高いライナックの導入にいち早く踏み切り、共同利用実験や研究会など、原子炉物理、中性子物理、放射線計測などの研究分野において先導的な役割を果たしてきた。後述するように、現在では汎用性の高さと全国共同利用装置としての使い勝手の良さを生かして、中性子線のみならず電子線やγ線、放射光などの多様な量子ビームを用いた実験研究が、幅広い研究分野で実施されている。

設備としては、1972 年に加速管を増設し 2 本となり、同時期から 1986 年にかけて入射器やモジュレータの大幅な改造を行うことにより、最高エネルギー46 MeV（無負荷）、ビームパワー10 kW の現在の姿の基本形が完成した。その後も、2005 年にビーム品質を上げるため入射器の全面更新を行うなど、安定性あるいはビーム品質を向上させるための改造・更新を随時行っている。

ライナック棟内の管理区域では密封 RI の取扱いができるほか、照射室（京大炉ライナックではターゲット室と呼ぶ）では非密封 RI が簡易密封の形態で使用可能である。また、RI 管理区域内の各室で核燃料物質の取扱いができることも特徴の一つである。

2. ライナックの性能

京大炉ライナックは 2 本の進行波型加速管を持ち、一般的なライナックで用いられる S バンド（2.8 GHz）とは異なり、波長の長い L バンド周波数（1.3 GHz）の大電力マイクロ波で電子を加速する装置である。発生できる電子ビームのエネルギーは 6～46 MeV、パルス幅は 2 ns～4 μs、パルスの繰返し最高 360 Hz となっており、高速のアバランシェパルサーを用いることによりシングルバンチの発生も可能であるなど、広い可変範囲を持つことが特徴の一つとなっている。最高ビームパワーは 10 kW であり、平均電流 330 μA は数十 MeV クラスのライナックとしては国内最高である。仕様の詳細を第 1 表に示す。短パルスモード（過渡モード）と長パルスモード（定常モード）でモジュレータのパルス幅を切り替えている。

電子銃は YU-156 (EIMAC)、入射器の高電圧は直流で 75～90kV、グリッドパルサーはロング用(0.1～4 μs)、ミドル用(33, 47, 68, 100 ns)、ショート用(2 , 5, 10, 15, 22 ns)があり、ショート用とシングルバンチ用

第 1 表：電子ビームの仕様

	長パルスモード	短パルスモード
エネルギー	6 MeV ～ 46 MeV	
ビームパワー	最大 10 kW	
繰返し周波数	1～180 Hz, single shot（間引き入射で 1 Hz 以下も可）	1～360 Hz, single shot（間引き入射で 1 Hz 以下も可）
パルス幅	0.1～4 μs	2～100 ns, single bunch
ピーク電流	500 mA (@4 μs)	5 A (@100 ns)
平均電流	最大 330 μA (@4 μs)	最大 180 μA (@100 ns)

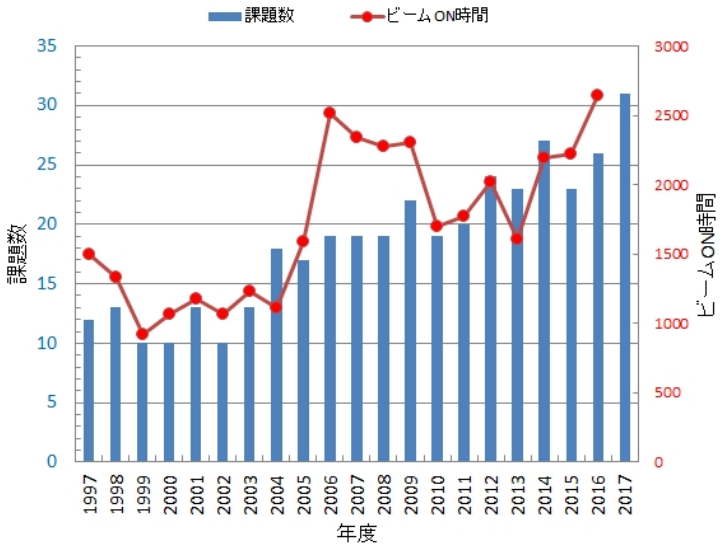
のアバランシェパルサーは、当時の技術職員（高見）が長年にわたり開発・製作してきた CR 放電型多段伝送線式パルサーである。

加速部の構成には一般的に使用されるバンチャー管は含まれず、1 空洞のプリバンチャーの直後に加速管がくるためビーム損失や品質に影響している。

モジュレータについては加速管 2 本に対応して 2 基あり、共振充電方式により PFN に充電し、スイッチ素子はサイラトロン L-4888B(L3 Communications)、クライストロンは TV-2022B(Thales)を用いている。

3. 稼働状況

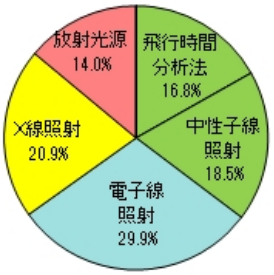
京大炉ライナックは、承認使用に関する規制による 3 か月 1080 時間の運転制限以外は、年間を通じて利用期間の制限を設けていない。ユーザーが希望すれば夜間・休日の運転も可能である。利用希望者は実験所の共同利用研究として申し込みマシンタイムの割り当てを受けるほか、マシンタイムに余裕があれば随時の所内利用も受け付けている。2016 年度の運転実績は、運転日数 197 日、ビーム出射時間 2639 時間、共同利用課題数 26、延べ利用者数 1083 人・日であった。ビーム出射時間と共同利用課題数の直近 20 年間の推移を第 1 図に示す。どちらも全体的に右肩上がりになっており、設置から 50 年が経過した現在でも活発に利用されていることがわかる。



第 1 図：共同利用研究課題数とビーム出射時間の直近 20 年間の推移

4. ビーム利用研究

実験に利用する量子ビームを中性子、電子線、制動放射 X 線、THz 帯放射光の 4 つに分類し、2016 年度のビーム出射時間に占める割合を第 2 図に示す。パルス中性子利用がもっとも多く約 3 分の 1 強を占め、次が電子線照射の約 3 分の 1 弱である。残り 3 分の 1 が制動放射 X 線と THz 帯放射光の利用である。このほか、京大工学研究科原子核工学専攻の院生実験が毎年 1 週間行われている。以下に量子ビームごとの利用の概要を述べる。



第 2 図：2016 年度ビーム出射時間の利用分類別割合

4-1. パルス中性子利用

30 MeV 電子ビームをタンタルターゲットで止める際に発生する制動放射線がターゲット内部で起こす核反応(γ, n)反応で生じた高速中性子を、ターゲット周囲に置かれた水などの減速材で熱中性子に減速して利用する。10 m と 12 m の飛行距離を持つ中性子飛行管を使った中性子飛行時間分析法に加え、国内で唯一設置されている、鉛ブロック 1,600 個を積み上げた鉛減速時間スペクトロメータを使った中性子減速時間法も利用可能である。短パルスから長パルスまでの電子ビームを利用し、またパルス繰り返しも 300 Hz で一週間の連続運転を行うなど、京大炉ライナックの性能をフルに生かした実験が行われている。最高中性子発生量は約 10^{13} n/s である。長寿命核廃棄物の核変換処理研究に必要な核データの取得や高精度化の技術開発を行っているほか、次世代核燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発研究を行っている。また、中性子照射場としての利用も行っている。

4-2. 電子線利用

金属が強い放射能を浴び続けると原子配列に欠陥ができ脆くなるが、そのデータを次世代金属材料開発の基礎とするため、各種材料に電子線を照射し、欠陥の生成・消滅の様子や、欠陥の導入による材料物性の変化を詳しく調べる研究が行われている。近年は、照射試料が強い放射能を帯びないよう 10 MeV 以下

の低エネルギー電子ビームが使われるようになった。この低エネルギー電子は、2 本の加速管のうち 1 本目だけにマイクロ波を投入して加速し、2 本目を通過する際に減速する手法で発生させており、ピークエネルギー6 MeV 程度まで可能である。試料の照射温度は 300 度までの精密制御を行っているほか、液体窒素温度での照射も可能である。照射する電子線は短パルスである必要はないので、4 μ s の長パルスモードで運転が行われ、試料温度をモニターしながらパルス繰り返し数を調整している。

4-3. 制動放射 X 線利用

白金ターゲットからの制動放射線を使って、原子炉では製造することが難しい中性子不足核種といった放射性同位元素(RI)を製造し、環境中の元素の動きを追跡するための環境トレーサや、メスバウアー分光装置の線源として利用している。また、PET 検査や SPECT 検査などの核医学検査に使用される医療用 RI を効率よく製造する方法の研究開発のほか、光放射化分析法による微量元素の分析も行われている。RI 製造では京大炉ライナックの性能を生かしたフルパワーに近い運転が行われる。

4-4. THz 帯ミリ波帯放射光利用

高エネルギーの電子ビームを磁石で曲げるなどの加速度を与えると放射光が発生するが、ライナックにおける短バンチビームでは、ミリ波からテラヘルツ波の波長領域においてコヒーレント放射光と呼ばれる、他の光源では得られない大強度の放射光が利用でき、生体関連物質を中心とした顕微イメージング分光、超イオン導電体などの光物性、微生物へのテラヘルツ波照射影響などの研究が行われている。このほか、コヒーレントチェレンコフ放射などの放射光以外の光源開発も進行中である。分光装置や光輸送管などの専用ビームラインが実験室に常設されており、ターゲット室に光源容器を設置するだけで利用可能である。L バンドライナックではバンチが長く、利用できるのがミリ波やサブミリ波の長波長帯となるが、バンチ内電子数を大きくできるためより大強度のコヒーレントな放射が発生できる。

4-5. 超微弱電子線利用

加速管内にマイクロ波を投入した時に電界電子放出により発生する暗電流を利用する。1 pA 以下の超微弱ビームも発生でき、人工衛星などに搭載する検出器開発や、電子部品の耐放射線の研究が行われている。ターゲット室に設置されている偏向電磁石を用いることにより単色エネルギーの微弱電子を取り出すことが可能である。現在運用中のジオスペース探査衛星「あらせ」（宇宙航空研究開発機構 JAXA）に搭載されている高エネルギー電子検出器の性能試験が行われたほか、J-PARC において計画されているミュオン電子転換過程探索実験に用いる電子検出器の開発試験、木星系氷衛星探査機搭載レーザー高度計受光部の開発試験が行われている。

5. おわりに

設置から半世紀を迎えたとはいえ加速管以外の周辺装置や部品は性能向上のためにその都度最新のものに更新しており、潤沢とは言えない装置維持費の中で加速器の健全性維持に日々努力している。また、歴代の技術職員による適切なメンテナンスによりダウンタイムが少なく、ビーム強度の安定性が非常に良いのもユーザーにとって魅力のひとつとなっている。ライナックは基本的にシングルユーザーのマシンであるが、実験ごとにターゲット室において照射ターゲットや試料の取扱い、実験体系の設置を行う場合があり、高出力がゆえにターゲット室は常に高線量となっているため、作業者の被ばく低減が課題となる。放射線管理については、実験所の RI 主任者グループや放射線管理部が一括して担当しているため、施設側担当者の負担が少なく助かっている。また、装置維持費や運転経費は実験所から手当てされるため非常にありがたい。現在は更なる性能向上を目指し加速管本体の更新やビーム振り分けによる照射室の拡張を含めたリニューアルを検討中である。実験所は 2018 年 4 月に「複合原子力科学研究所」に衣替えするが、今後も、大学が保有し多目的に利用できる共同利用装置、複合量子ビーム利用の主要装置のひとつとして運用を続ける予定である。

* Toshiharu Takahashi[1]

[1]Kyoto Univ.

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開
High-current electron accelerators and applications

（2）阪大産研 L バンド電子ライナックの高度化と高強度 THz 自由電子レーザーの開発

(2) Upgrade of the L-band Electron Linac and Development of the High-Intensity THz Free-Electron Laser at ISIR, Osaka University

*磯山　悟朗[1]
[1]大阪大学産業科学研究所

1. 序論

自由電子レーザー（Free Electron Laser, FEL）は高エネルギー電子ビームの運動エネルギーを直接、高強度単色コヒーレント光に変換する装置である。FEL は高エネルギー電子ビームを発生する加速器と、周期磁場により電子ビームを蛇行運動させて光を発生・増幅するウイグラー、光を貯めて繰返し増幅する光共振器より構成される。FEL には、高出力、動作波長領域を選ばない、単色で連続可変である、光への変換効率が高いという原理的な特徴がある一方、装置が大型で高価であるため、FEL は通常のレーザーの動作が難しい波長領域、即ち赤外線や X 線領域で主に使われている。国内で稼働している FEL は X 線と軟 X 領域で理研の SACLA、可視紫外と赤外線領域では日大電子線利用施設の FEL、赤外領域領域では京大エネルギー理工学研の KU-FEL、東京理科大の FEL-TUS、遠赤外・テラヘルツ領域では阪大産研 FEL がある。

THz 領域の FEL 動作には技術的な難しさが有る。FEL の動作には光のコヒーレント長、又は波数が少なくともウイグラーの周期数以上必要なため、FEL 用の加速器として多く使われる加速周波数が 2.8 GHz の S バンド電子ライナックでは、電子バンチが数ピコ秒程度であるため長波長領域の動作は難しい。もう一つの要素は、長波長領域で急速に増大する開放型光共振器の回折損失である。ウイグラーの磁極ギャップが最も大きな制限要因であるので、長波長領域での回折損失の増加を避けるため、ウイグラー内の真空ダクトを THz 波の導波管として利用する手法がとられる場合もあるが、周波数により発振不能なストップバンドが発生することも知られている。

本講演では、阪大産研 THz-FEL 開発の歴史と最近の高度化について紹介する。

2. 阪大産研 THz-FEL

阪大産研の FEL は日本で唯一、世界でも 10 に満たない THz-FEL の一つである。FEL に使われる電子加速器の多くは専用に設計・建設され、更に使用されるものであるが、この FEL は、1978 年に建設されて以来、主にパルスラジオリシスによる物質･材料科学の研究に活発に利用されている電子エネルギー40 MeV の L バンド電子ライナックを使用する。FEL の開発研究は 1980 年代終わりに放射線実験所（当時）の将来計画の一つとして始められ、1994 年に波長 32~40 μm で最初の発振に成功した。しかし、L バンドライナックは FEL 用に設計されたものではなく電子パルスの長さが実質 2 μs で FEL の増幅回数が 50 回程度に制限されるため、FEL のパワー飽和に至る大強度運転は実現できなかった。L バンドライナックの加速周波数は 1.3 GHz と前述の S バンドの半分であり、ライナック加速管の内径が倍のため大強度電子ビームの加速が可能であると共に、電子バンチが約 20 ps と長いため長波長領域の FEL に適している。問題は長波長領域での回折損失の増大であるが、我々は光共振器反射鏡の直径を 60 mm から 80 mm に拡大すると共に、共振器内の真空ダクトを順次改造しながら波長を長波長側に拡大する実験を行い、1998 年に波長 150 μm、周波数 2 THz での発振に成功した。この波長は当時、RF ライナックを用いた FEL としては世界で最も長い FEL 発振であった。しかし、L バンドライナックは 20 年以上前に建設された古い加速器のため FEL 用運転の再現性と安定性に難があると共に増幅回数が少なくパワー飽和に達することができなかった。そのため FEL 強度は弱く不安定であり利用研究に供することは出来なかった。

L バンドライナックの大規模改修が 2002 年に認められ、運転の安定性と再現性を目指す改造を行なった。その際、FEL の増幅回数を 4 倍に増やす長パルスモードをライナックに追加した。その結果、FEL のパワー飽和と安定性向上が得られた。FEL は、電子バンチと同じ間隔でミクロパルスが数マイクロ秒並び FEL マクロパルスを構成する。この時マクロパルスの最大エネルギーは波長 70 μm、周波数 4.3 THz で最大 3.5 mJ、ミクロパルスのエネルギーは約 10 μJ に達した。このミクロパルスエネルギーはヨーロッパの THz-FEL が同じ波長領域で発生するミクロパルスエネルギーと同程度の値である。

3. 高安定化と高強度化

FEL の安定性は電子ビーム源である L バンドライナックの安定性に依存する。超電導ライナックとは異なり常伝導ライナックはパルス運転をするため、RF パワーを一定に保つ帰還制御が不可能である。前回の大規模改修では、外部の影響による変動を低減するため、自動電圧調整機による入力 AC 電圧の安定化と、加速管などの冷却水温度の 100 分の 1 度台の安定化､インバーター方式空調機による室温の安定化を図ると共に、内部要因としては、ほぼ全ての電源類を更新して高安定化を目指した。特にライナックのビームの安定性に大きな影響を与えるクライストロンモジュレーター電源は、長い矩形パルスを発生するための PFN と呼ばれる充電回路にインバーター方式の高圧電源から電荷パルスを送ることにより設定値まで充電する。PFN に充電した電荷を高速高電圧大電流スイッチであるサイラトロンで放電させ、昇圧トランスを介してクライストロンに流して大パワーRF パルスを発生する。インバーター電源のスイッチング周波数は数 10 kHz 程度のため限られた充電時間に送るパルス数の揺らぎが充電電圧の精度を制限する。充電電圧の精度を高めるために設定値に近づくとパルスの幅を制限してゆっくり充電したり、インピーダンスが高い充電ケーブルを従来の物に平行に追加して、設定値に近づくと高インピーダンスケーブルに切り替えて高い精度で充電する方式を開発して充電電圧の精度を数 10 ppm にまで高めた。しかし自発放射からパワー飽和まで 7 桁以上増大する FEL パルスの強度揺らぎは大きいため、原因を調べたところガス封入電子管であるサイラトロンで発生する揺らぎが原因であることが分かった。そこで、静電誘導型サイリスタを 10 直列 6 並列合計 60 個使った 25 kV、6 kA の半導体スイッチを開発した。この結果、FEL パルスの変動は格段に減少した。

もう一つの課題は FEL の高出力化である。FEL の出力を高める効果的な手法は電子ビームの強度を高めることであり、現在使用している電子銃陰極（Eimac, YU-156）は面積が 3 cm^2 と大きく定格で 18 A 以上の電流を引き出すことができるが、FEL 用のパルス幅 8 μs の電子ビームを 15 MeV まで加速する加速管のビーム負荷が大きく、0.6 A 入射が限界である。この FEL 用運転モードでは、バンチの数を減らしてバンチ当たりの電荷を出来るだけ大きくするため単バンチビームの発生に使用する SHB（Sub-Harmonic Buncher）システムを使う。L バンドライナックの SHB システムは加速用 RF 周波数 1.3 GHz の 12 分の 1、即ち 108 MHz の RF 空洞が 2 台と 6 分の 1 の共振周波数、216 MHz 空洞 1 台の 3 台で構成されている。2 番目の 108 MHz 空洞と 216 MHz 空洞を励振して電子銃からパルス幅 8 μs でピーク電流 0.6 A のパルス電子ビームを入射すると電子ビームは 108 MHz の周期で集群するため、バンチ当たり 1 nC で 9.2 ns の間隔を持つ多バンチ電子ビームが加速される。FEL の光共振器は長さ 5.53 m であり、ここを FEL パルスが往復する時間はバンチ間隔の 4 倍である 36.8 ns、周波数は 108 MHz の 4 分の 1、即ち 27 MHz である。FEL 発振は、光共振器を往復する度に後続の電子バンチに増幅されて発振に至るため、光共振器の中に 4 個の FEL パルスが独立に発振する。これを 108 MHz モードと呼ぶ。ここ議論から分かるように FEL 発振には 1 個の FEL パルスで十分のため、電子バンチの間隔を 4 倍に広げてバンチの電荷量を 4 倍に増やすと、加速管でのビーム負荷は 108 MHz モードと同じでビーム電流を 4 倍に高めることが出来る。この運転モードを実現する方法の一つは、SHB システムに 27 MHz 空洞を追加することであるが、容易ではない。そこで、電子銃のグリッドに-150 V で幅 5 ns のパルスが 36.8 ns の間隔で 8 μs 続くグリッドパルサーを開発して、バンチ電荷量が 4 nC でエネルギーの揃った 8 μs の電子ビームの発生に成功した。この電子ビームを使い波長 70~80 μm、周波数 3.8~4.3 THz でマクロパルスエネルギーが 10 mJ の FEL 発生に成功した。FEL マクロパルスの長さは 4 μs 程度であるので約 100 個のミクロパルスが含まれるので、ミクロパルスエネルギーは概算で 100 μJ に達する。27 MHz モードと呼ぶこの新しい FEL モードでは、従来の 108 MHz モードに比べて電荷量は 4 倍であるがミクロパルスエネルギーは 10 倍に増加した。その後、ライナックと FEL の運転を最適化して 108 MHz モードでマクロパルスエネルギーで 13 mJ、

27 MHz モードで 28 mJ の出力エネルギーを得た。更に最近、27 MHz モードのライナックの動作を少し変更して最大マクロパルスエネルギー55 mJ を得ている。

---

*Goro Isoyama[1]

[1]Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開
High-current electron accelerators and applications

(3) 広島大学放射光源加速器の概要と次期光源設計の現状

HiSOR a Hiroshima University: Machine status and perspectives

*川瀬 啓悟[1]
[1]広島大学

1. 広島大学放射光科学研究センターの概要

広島大学放射光科学研究センターは、紫外線から軟 X 線領域の放射光を利用した物性物理を中心とした物質科学研究を推進し、この分野の人材を育成するために 1996 年に設立された国立大学で唯一放射光源加速器（通称 HiSOR）を設置した研究センターである。2002 年には全国共同利用施設となり、2010 年からは共同利用・共同拠点「放射光物質物理学研究拠点」として認定を受けている。

HiSOR は産業用放射光源を元にした周長 21.95 m のレーストラック型電子蓄積リングであり、150 MeV マイクロトロンにより入射され、ビーム蓄積後 700 MeV まで加速される。2 つの常伝導偏向磁石間に挟まれた 2 本の直線部それぞれにアンジュレータが設置され、アンジュレータビームラインが 2 本、および偏向磁石からのビームラインが合計 14 本配置されている。アンジュレータのうち 1 つは APPLE-II 型偏向可変アンジュレータであり、このビームラインは途中で分岐され、2 つの実験ステーションを構成している。

放射光ビームラインのうち、特に 5 ライン、6 ステーションにおいては、共同研究課題として広く公募研究を実施し、国内外の様々な研究者とともに物質科学や生体分子科学に関する共同研究を推進している。

放射光源加速器の運転状況は、1 日に午前 9 時と午後 2 時半頃の 2 回のビーム入射を実施し、午後 8 時まで利用運転に供している。1 週間のうち、月曜日は調整運転、火曜日から金曜日までを放射光利用運転とし、土日祝は必要に応じて保守作業に充てられる。8 月を長期メンテナンスのための運転休止期間、続く 9 月を長期調整運転期間とし、他の 10 か月を通常の運転期間としている。昨年度および今年度は重大なトラブルもなく、年間総運転時間として 1500 時間を超え、放射光利用運転時間は 1000 時間を超えるものとなっている。

2. 次期光源設計の現状

次期光源加速器の設計研究に関して、これまでに進められてきたスウェーデン MAXLab にあった MAX-III を参考にした設計に加えて、2011 年頃からはトーラス結び目の概念を適用した新しい蓄積リングの設計研究が進められた。このリングは同一平面内で電子ビーム軌道を交差させることで、3 周して軌道が閉じる設計となっている。これによりこのリングは、同じ敷地面積で 3 倍の軌道長を持つ。さらに単一リングと比べて、多くの直線部を設置することが可能である。この設計研究を進めた後、現在のところ 700 MeV の電子ビームエネルギーに対して 8 nmrad の平衡水平エミッタンスと評価している。これは、10 eV の放射光に対して回折限界と評価できる。平衡エミッタンスはこれまでの MAX-III タイプのリングよりも小さい設計値を得ている。

さらに現在ではこれまでの検討を精査するとともに、デンマークオーフス大の ASTRID2 の設計や分子科学研究所の UVSOR-III などを参考にして、より単純で簡便な運用が可能なリングの設計研究も開始している。

本発表では、HiSOR 光源加速器の概要と次期光源の設計検討の状況について報告する。

---

*Keigo Kawase[1]
[1]Hiroshima Univ.

Planning Lecture | Invited Lecture | Invited Lecture

[1J_PL01] Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

Chair: Youichi Enokida (Nagoya Univ.)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[1J_PL0101] Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

*Hideo Kawabuchi[1] (1. CAO)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

招待講演

原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）

Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

*川渕英雄 [1]

[1] 内閣府原子力委員会

１．経緯

○原子力白書は、原子力委員会が発足した昭和 31 年から平成 22 年（東電福島原発事故前年）までの間、継続的に発刊。

○平成 21 年版（平成 22 年 3 月発刊）以降、東電福島事故対応及び原子力委員会の見直しの議論と新委員会の立ち上げといった最重要業務に専念する中、休刊。

○「原子力委員会の在り方見直しのための有識者会議」報告書において、白書については作成する意義がある旨の指摘がなされ、新原子力委員会の設置法において「原子力利用に関する資料の収集及び調査」に関する業務が明記。

２．位置づけ

○原子力白書においては、東電福島原発事故の教訓と反省や原子力を巡る環境変化を踏まえた政府の取組について、俯瞰的・継続的に記述し、国民への説明責任を果たすことを目指す。また、我が国の原子力を取り巻く現状については、海外からも注目されていることから、国際社会に対して適切に説明する手段として重要。

○今般、原子力委員会では、「原子力利用に関する基本的考え方」を取りまとめ。本文書を政府としても尊重する旨が閣議決定されたところ。「基本的考え方」を含め、国民の方々にわかりやすく説明していくことが重要。

３．本白書のポイント

（１）***「原子力利用に関する基本的考え方」について*** **【はじめに】**

原子力委員会が策定し、政府として尊重する旨を閣議決定した「原子力利用に関する基本的考え方」について、原子力を取り巻く環境や国際的な知見等に関するデータを示しつつ紹介。

（２）***「東電福島原発事故の経験及び教訓とこれらに基づき実施された諸施策*** **【第１章】**

国会事故調や政府事故調等による提言等を踏まえて実施された原子力安全に関する体制や制度の見直し、その後の取組状況等を概説。加えて、原子力事業者を含む産業界における安全性向上への不断の努力を紹介。また、事故後、実施してきた福島の復興・再生、東電福島原発の廃炉・汚染水対策の進捗について概説。

（３）***定点観測的に我が国の原子力研究、開発及び利用に関する現状及び実施された諸施策*** **【第２～５章】**

平和利用の担保、原子力の安全対策、国民理解の深化、放射性廃棄物の処理・処分、人材育成、研究開発、放射線利用、核セキュリティ、国際連携といった原子力利用全体の現状や継続的な取組等の進捗について俯瞰的に説明。

2018年春の年会

【はじめに】「原子力利用に関する基本的考え方」について

〇原子力委員会の見直し後、初めての本格的な政策提言となる「原子力利用に関する基本的考え方について」を、平成 29 年 7 月 20 日に原子力委員会にてとりまとめ、翌 21 日に政府は本文書を尊重する旨を閣議決定。

〇本白書では、関連する図表を示しつつ、本文全体を掲載。

1. 原子力を取り巻く環境の変化

〇国民の原子力への不信・不安に真摯に向き合い、社会的信頼の回復が必須

〇電力小売全面自由化等による競争環境の出現

〇長期的に更に温室効果ガスを大幅削減するためには、現状の取組の延長線上では達成が困難

〇火力発電の焚き増しや再エネ固定価格買取制度の導入に伴う電気料金の上昇は、国民生活及び経済活動に多大に影響

2. 原子力関連機関等に継続して内在している本質的な課題

〇我が国では、特有のマインドセットやグループシンク（集団浅慮）、多数意見に合わせるよう強制される同調圧力、現状維持志向といったことが課題の一つとして考えられる。

〇組織内で部分最適に陥り、組織内外を問わず、根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化の構築も必要。

3. 原子力利用の基本目標及び重点的取組

〇責任ある体制のもと徹底したリスク管理を行った上での適切な原子力利用は必要。

〇平和利用を旨とし、安全性の確保を大前提に国民からの信頼を得ながら、原子力技術が環境や国民生活及び経済にもたらす便益とコストについて十分に意識して進めることが大切である。

(1) 東電福島原発事故の反省と教訓を真摯に学ぶ

◇日本的組織や国民性の弱点を克服した安全文化の確立

◇ﾘｽｸﾏﾈｼﾞﾒﾝﾄの推進等による「予防型」の安全確保

(2) 地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用を目指す

◇国民負担等を考え、長期的に果たし得る位置づけを明らかにし、必要な対策を検討

(3) 国際潮流を踏まえた国内外での取組を進める

◇国際感覚の向上に努め、国際的知見や経験を収集・共有・活用

(4) 原子力の平和利用の確保と国際協力を進める

◇プルトニウム利用に関する国際的な説明責任、プルトニウムの管理とバランス確保、プルサーマルでの対応

(5) 原子力利用の大前提となる国民からの信頼回復を目指す

◇自ら調べ、理解を深められる、科学的知見（根拠）に基づく情報体系を整備

(6) 廃止措置及び放射性廃棄物への対応を着実に進める

◇現世代の責任による放射性廃棄物処分の着実な実施

(7) 放射線・放射性同位元素の利用による生活の質の一層の向上

◇量子ビームを含め放射線及びラジオアイソトープをさらに活用していくための基盤整備

(8) 原子力利用のための基盤強化を進める

◇縦割りを打破し、研究開発機関と原子力関係事業者が連携し、厚い知識基盤を構築

◇優秀な人材確保や業務を通じた人材育成等の充実

⇒原子力を取り巻く環境は常に大きく変化していくこと等も踏まえ、５年を目途に適宜見直し、改定する

【第１章】 東電福島第一原発事故への対応と復興・再生の取組

１－１　東電福島第一原発事故の調査・検証

○東電福島第一原発事故の後、国会事故調や政府事故調、ＩＡＥＡなどの国内外の諸機関が事故の調査・検証を行い、多くの提言等を取りまとめて公表。

○放射線量率が非常に高く、現地調査に着手できない事項などがあり、事故原因について解明できていない点があるとともに、事故の社会への影響は現在も続いていることから、事故原因や被害の実態を明らかにする取組が引き続き必要。

１－２　原子力安全に関する東電福島第一原発事故後の取組と体制見直し

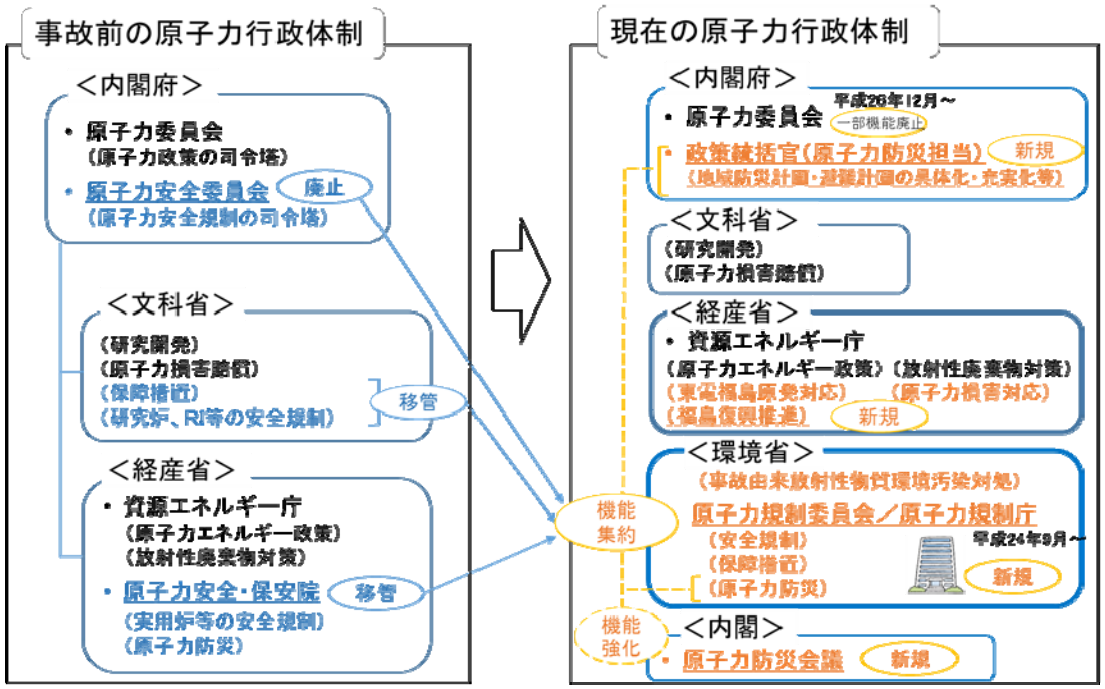
○国会事故調及び政府事故調の提言等を受け、国における原子力安全規制及び原子力災害対策に関する体制が強化。

○原子力規制委員会は、原子力利用における安全の確保の事務を一元的に実施し、国民の安全を最優先として活動。特に、シビアアクシデント対策の強化等を盛り込んだ、世界で最も厳しい水準の新規制基準を制定し、適合性の審査を実施。

○原子力災害対策特別措置法の改正により、大規模な自然災害等による原子力災害の発生も想定し、対応策の整備等原子力災害の防止に関し万全の措置を講ずることを国の責務として明確化。原子力基本法の改正により、原子力防災に関する平時からの総合調整を行う原子力防災会議の設置など体制を強化。

○安全確保に第一義的な責任を有する原子力事業者は、より高いレベルの安全を目指し、自主規制組織の設立やリスク評価の活用、シビアアクシデント対策の強化をはじめ自主的かつ継続的な安全性向上活動を実施。国も「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」も策定するなど、原子力事業者の自主的原子力安全性向上を促進。

原子力安全に関する事故後の行政体制の見直し



１－３　福島の復興・再生に向けた取組

○東電福島第一原発事故により原子炉施設から放出された放射性物質による環境汚染が発生。

○この事態を受けて、政府は避難指示や食品の出荷制限等、放射線影響に対する緊急的な防護措置を実施。また、人体及び環境への放射線影響を把握するために、事故直後から空間線量率等のモニタリングや健康影響の調査・評価を実施。

○2016 年 12 月末時点においても、多数の住民の方々が避難を余儀なくされ、一部食品の出荷制限が継続するなど、事故の影響が継続。そのため、被災地では避難指示の解除や、復旧・復興に向けた以下のような取組を推進。

- 除染、放射性物質に汚染された廃棄物の処理、中間貯蔵施設の整備の実施
- 避難住民の方々の早期帰還に向けた安全・安心対策、事業・生業の再建や風評被害対策といった生活再建に向けた支援への取組の実施
- 福島イノベーション・コースト構想をはじめとした、復興・再生に向けた取組

１－４　東電福島第一原発の廃炉への取組

○東電福島第一原発の廃炉及び汚染水対策は、「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」に基づいて、安全かつ着実に取組を実施。ロードマップでは、廃炉に向けた中長期の取組を実施していく上での基本方針と主要な目標工程等を定め、2011 年 12 月に初版が作成された後、取組の進捗状況を反映して随時改訂。

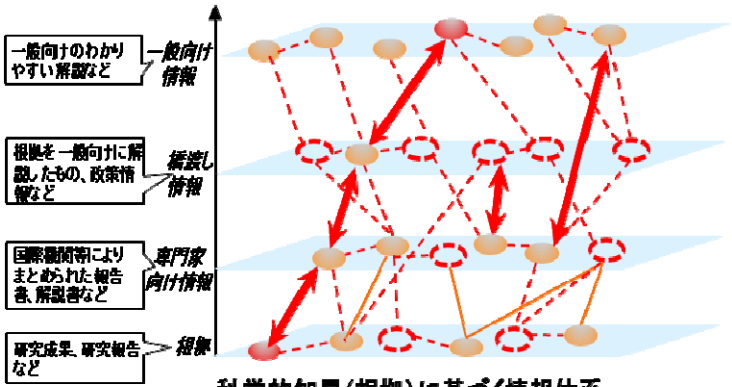
○また、中長期にわたる廃止措置を実施するには、国内外の幅広い分野の英知を結集し、研究開発を進めていくことが必要。また、廃炉作業や研究活動を維持、継続していくためには、研究者やエンジニアなどの人材育成・確保のための取組を進めることも重要であり、国は廃炉に関する技術的難易度の高い課題に対する研究開発や、基礎研究、人材育成の取組に関する事業を立ち上げて、これらの取組を推進するとともに、研究施設等の整備も推進。

【第２章】　原子力と国民・地域社会との共生

○原子力への不信・不安に対して真摯に向き合い、**その軽減に　向けた取組を一層進める**ことが不可欠。

○住民向け説明会への参加をはじめとして、立地地域だけでなく、電力消費地域も含めて丁寧な対話や情報共有などを実施。

○原子力委員会は、**自ら調べ、理解を深められる**、**科学的知見（根拠）**に基づく情報体系の整備の必要性を指摘。



科学的知見(根拠)に基づく情報体系

【第３章】 原子力利用と放射線利用の現状

原子力利用については、以下のような直面する課題の解決に向けた取組も必要。

○我が国のエネルギー資源の輸入依存度は約 94%。

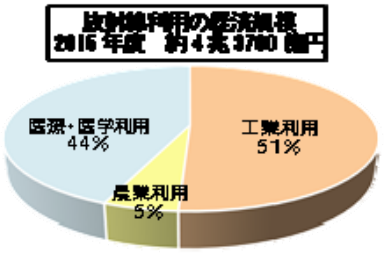
○火力発電の焚き増しや再エネ固定価格買取制度の導入に伴う電気料金の上昇といった国民負担の増加につながっている。

○地球温暖化問題の深刻化。

放射線利用の現状については、以下の通り。

○先端的な科学技術や医療、工業、農業などの幅広い分野で利用。特に、医療・医学利用が増加。

○経済規模は約４兆円。



調査年度	工業分野	医療・医学分野	農業分野	放射線利用合計	エネルギー利用	備考
2015（H27）年度	2兆2200億円	1兆9100億円	2400億円	4兆3700億円	3307億円	寄与率適用
2005（H17）年度	2兆3000億円	1兆5000億円	2800億円	4兆1117億円	4兆7410億円	寄与率適用
1997（H9）年度	2兆1773億円	1兆2000億円	1167億円	3兆4940億円	5兆7913億円	寄与率適用

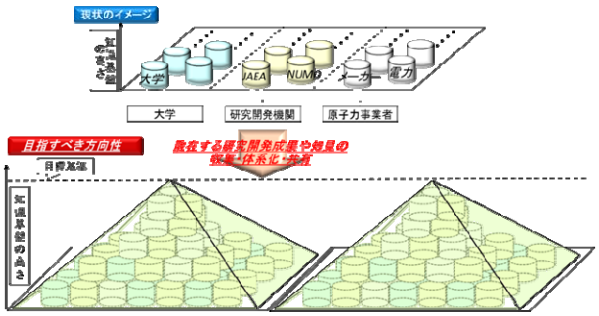
平成 29 年第 29 回原子力委員会定例会議資料より

【第４章】 厚い知識基盤の構築

○新しい技術を市場に導入するのは主として産業界。技術創出に必要な新たな知識や価値を生み出すのは研究開発機関や大学。両者の連携や協働は重要。

○我が国の原子力分野では分野横断的・組織横断的な連携が十分とは言えず、科学的知見や知識も組織ごとに存在。

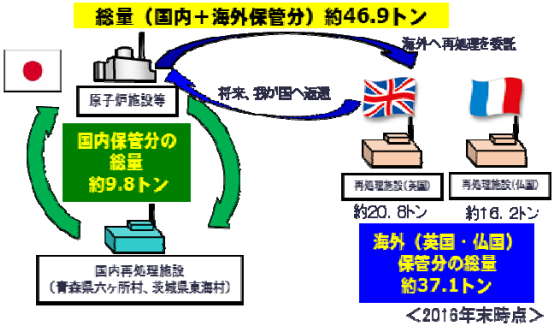
○産業界と研究機関・大学をまたぐようなネットワークを構築し、厚い知識基盤の構築等を検討すべき旨を指摘。



【第５章】 平和利用の担保

○ＩＡＥＡ保障措置の厳格な適用やプルトニウム利用の透明性向上等により平和利用を担保。

○我が国のプルトニウム保有量に対する諸外国の関心が高まっている。これも踏まえ、原子力委員会では、着実なプルトニウムの利用には、プルサーマルが、現在では、唯一の現実的な手段であるとの見解を示した。



*Hideo Kawabuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Commission, Cabinet Office, Government of Japan

Planning Lecture | Special Session | Special Session

[1J_PL02] Discussion about the provisional injunction issued by Hiroshima High Court barring operation of Ikata NPP unit#3

Chair: Hiroshi Horiike (Emeritus professor, Osaka Univ.)
Mon. Mar 26, 2018 2:45 PM - 4:15 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[1J_PL0201] Report from Shikoku EPCO.
*Erito Takigawa[1] (1. Shikoku EPCO)

[1J_PL0202] Comment by a jurist
*Junji Annen[1] (1. Chuo Univ.)

[1J_PL0203] Comment by a volcanologist
*Keiko Suzuki[1] (1. Kobe Univ.)

[1J_PL0204]

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the provisional injunction issued by Hiroshima High Court barring operation of Ikata NPP unit#3

(1) 四国電力からの報告

(1) Report from Shikoku EPCO.

*瀧川　重理登[1]

[1]四国電力株式会社

1. はじめに

2017年12月13日、四国電力伊方発電所3号機の運転差止を松山・広島両市の住民計4人が求めた仮処分命令申立事件の即時抗告審において、広島高等裁判所（野々上友之裁判長）は、広島地裁の決定を覆し、2018年9月30日まで伊方発電所３号機の運転を認めない決定を下した。

2. 広島高裁の決定内容

新規制基準の合理性などが争点とされた抗告審では、基準地震動・基準津波の策定や、重大事故対策などについて新規制基準は合理的で、伊方3号機が新規制基準に適合するとした原子力規制委員会の判断も合理的であるとしている。一方、火山事象に対する影響評価については、新規制基準に適合するとした原子力規制委員会の判断は不合理であり、抗告人らの生命身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険の存在が事実上推定されるとし、期限付きの運転停止の決定がなされた。

今回の広島高裁の決定では、四国電力の火山影響評価に対し、現在の火山学の知見では伊方発電所の運用期間において火山の活動性が十分小さいと判断することはできず、新規制基準適合性審査において審査官が評価の妥当性を判断する際に参考にしている「原子力発電所の火山影響評価ガイド（原子力規制委員会決定)」に従うと、過去最大の噴火規模（阿蘇４噴火）を考慮すべきであり、また、過去の阿蘇４噴火による火砕流が到達した可能性が十分小さいとは言えないことから、立地は不適であるとしている。更に火山灰についても、想定している噴火規模が過小であることから、想定している堆積量も過小評価であるとして、四国電力の主張を認めなかった。

3. 四国電力の主張と対応

火山事象に対する評価について、火山影響評価ガイドでは、設計では対応できない火砕流などの火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいこと（立地評価）や、火山灰などの影響により原子力発電所の安全性が損なわれないこと（影響評価）の確認を求めている。

この点について、当社では、伊方発電所から約130km離れている阿蘇カルデラで約9万年前に起こった阿蘇４噴火は、過去約260万年間（第四紀）で最大規模の噴火であり極めて低頻度であることや、岩石学的情報などによると地下に大規模な珪長質マグマ溜まりはないことなどから、運用期間中に同様な噴火が起こる可能性は十分小さく、伊方発電所が立地不適となる場所に設置されていないこと、また、火山灰については、九重山の噴火を想定し、風向きなど厳しい条件のもとで発電所敷地において15cm堆積すると評価したうえで、施設の安全性に影響がないことを確認している。

2017年12月21日、当社ではこの決定を不服として広島高裁に異議申立てを行い、2018年1月31日には阿蘇が大規模なカルデラ噴火が起こるような状態ではないことを主張する書面を提出した。加えて、3月末を目途に、火山事象への立地評価および影響評価について、最新の文献や専門家らの意見書等を揃えたうえで、当社の主張の詳細を補充する書面を提出するべく準備を進めている。当社としては、裁判所に一日でも早い判断をいただきたいと考えており、引き続き、伊方3号機の安全性に係る主張・立証に全力を尽くしていく。

---

*Erito Takigawa[1]

[1]Shikoku Electric Power Co.,Inc.

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the Provisional Injunction Issued by Hiroshima High Court Barring Operation of Ikata NPP unit #3

（2）広島高裁伊方原子力発電所 3 号機差止仮処分決定について

（2）The injunction Order of Hiroshima High Court concerning Ikata NP Ⅲ

*安念潤司　中央大学

1. 原子力規制の特色

・許認可の基準は明確でなければならず、通常は省令(施行規則)レベルで具体的な数値が記載されていることが多い（例えば、大気汚染防止法では施行規則で排出基準の数値が規定されている。）。

・ところが、原子力規制では、設置許可基準規則などの法規命令を見ても具体的な規制数値が記載されていることは少なく、内規である火山ガイドで初めて具体的な規制数値がでてくる。しかし、法形式上は内規であっても、実質的な規制基準となっているならば、他の規制行政における省令(規則)と同様に明確性が求められるべきと考える。　　≪問題点≫火山ガイドの規定の曖昧さ

2. 規制基準に対する司法判断について

・許認可の基準が明確であることを前提に裁判所は判断することになっているので、規制基準に対して、裁判所は恣意的な判断をしないことが前提である。ところが、元の広島地裁決定をみると「少なくとも VEI7 以上の規模のいわゆる破局的噴火については、その発生の可能性が相応の根拠をもって示されない限り、発電用原子炉施設の安全性確保の上で自然災害として想定しなくても、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということはできない」と火山ガイドに記載されていない要件を加重している。これが今回の広島高裁決定で問題にされたものである。

・勿論、広島地裁決定が参考とした川内原子力発電所に関する福岡高裁宮崎支部決定の指摘するように「広大な地域の自然及び社会を一瞬にして壊滅させ、全国的規模で生活基盤や社会の諸機能に深刻な被害を与えるにとどまらず、地球的規模でその生態系等に影響を与えるものということができ、その被害の規模及び態様は、発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る」とされる VEI7 以上の破局的噴火については安全審査における想定事象とはしない、とする考え方も当然ある。周囲の人間が全員死亡するような災害(破局的噴火等)において、原子力発電所の安全性を追求することは、規制行政としてバランスを欠くと考えられるからである。

・しかし、そうであるならば、その旨を火山ガイドや、その上位規則に明記したり、原子力規制委員会の運用指針等で明言すべきであったと考える。

・そのような趣旨は、当事者間では暗黙の前提であったかもしれないし、また、内規(火山ガイド)の性格上、そこまで厳密性が要求されない、との思い込みがあったのかもしれない。

≪問題点≫火山ガイドの運用について原子力規制委員会の考え方は明示されていなかったのか？

3. 広島高裁の判断過程（推測）

・以上のことを前提に広島高裁の考え方を推論すると、以下のようになるのではないかと思われる。

① VEI7 以上の破局的噴火があることを前提に、安全審査を行うべき。

② 阿蘇 4 噴火(破局的噴火)による火砕流が伊方原子力発電所に到達していないとする判断、とする根拠(テフラ等の不存在)はない。

③ 伊方原子力発電所(阿蘇より１３０km)に阿蘇 4 噴火による火砕流が到達していないとするシミュレーションは、秋吉台(阿蘇より１６０km)に火砕流が到達した事実に照らし信用できない。

よって、火砕流が伊方原子力発電所に到達していないとはいえず、火山ガイドに基づき、同発電所は立地不適である。⇒　伊方原子力発電所 3 号機の差止仮処分決定　　以上

*Junji Annen, Chuou Univ.

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the Provisional Injunction Issued by Hiroshima High Court Barring Operation of Ikata NPP unit #3

（3）カルデラ火山と巨大噴火

(3) A caldera volcano and super eruptions

*鈴木桂子

神戸大学

日本には 111 個の活火山が存在する。その大部分は、山体を形成し、頂部で噴火を繰り返すタイプの火山である。火山噴火の規模は火山爆発指数(VIE)を用いて表現される。火山爆発指数とは、爆発的な噴火の規模を知るために噴出する火砕物の体積を０から８の９段階に分けるもので、VEI=0 は $10m^3$、VEI=1 は 10^2m^3・・・と桁が上がるごとに規模が増える。火山噴火は日本列島で数年に１度程度発生するが、通常の火山体で発生する爆発的噴火はせいぜい VEI=５までである。一方、火山噴火は火山体で発生するだけではない。火山地形の中にはカルデラと呼ばれる鍋型の凹地地形を形成する噴火も存在する。VEI=6 以上の噴火に相当するのがカルデラ噴火である。カルデラ噴火とは、一気に大量のマグマを噴出することにより地下のマグマ溜まりが空洞化することにより地表を支えきれずに陥没を起こした結果、地表に直径が２km 以上の凹地が形成される噴火を指し、そのようなカルデラをカルデラ火山と呼ぶ。カルデラ火山の噴火は、以下のような噴火プロセスを取ることが多く知られている。まず、プリニー式噴火と呼ばれる噴煙柱高度が数 10km に及ぶような噴煙柱を形成する噴火で始まる。その後、噴煙柱が崩壊することにより火砕流が発生する。この火砕流は全方位型で、四方八方にマグマのかけらや細粒火山灰や石質岩片と高温のガスとが混合した粉体流が高速で地表を流走する。噴出源近傍では、大量の火砕流堆積物が地形的な低所を厚く埋め立て火砕流台地を形成する。給源から遠ざかるにつれて谷を埋め立てながら火砕流堆積物を残し、流送距離は 155km を超えることもある。また流走する火砕流から上空に舞い上がった火山灰は偏西風に乗り、広範囲に分布することとなる。約３万年前に鹿児島湾北部で発生したカルデラ形成噴火では、火山灰はほぼ日本中を覆ったとされている。このような噴火現象は、日本列島では、100 年に１％の確率で発生するとされており、歪速度の小さい地域で発生する傾向が高い。

---

*Keiko Suzuki-Kamata

Kobe Univ.

(Mon. Mar 26, 2018 2:45 PM - 4:15 PM Room J)

広島高裁の伊方3号運転差止の仮処分決定には，規制委員会の火山影響評価ガイド自体の問題と，火砕流・火砕降下物に関する技術評価の問題の2点がある。運転差止の仮処分は安全を最優先する大前提の下で原子力利用を国民の福祉に役立てて行くとの本学会の趣旨に大きく影響するもので，本特別セッションでは設計対応不可能な規模のカルデラ爆発の頻度や，それによる火砕流の到達可能性や降下火砕物の想定について，専門家・関係者から解説して頂く。原発の運転を国が認める根拠である規制基準への適合性の審査結果を民事訴訟で争うことの是非，審査を行う規制委員会の対応の良否などを議論したい。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[1K_PL] Risk informed Decision making process

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[1K_PL01] Continuous efforts for safety

*Seiichi Koshiduka[1] （1. Univ. of Tokyo）

[1K_PL02] Role of risk information

*Yukihiro Kirimoto[1] （1. CRIEPI）

[1K_PL03] Risk informed decision making

*Yoshiyuki Narumiya[1,2] （1. Standard Committee, 2. JANSI）

[1K_PL04] Discussion; What is decision making as a standard?

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

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]
[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，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” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が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要件を規定する実施基準“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”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

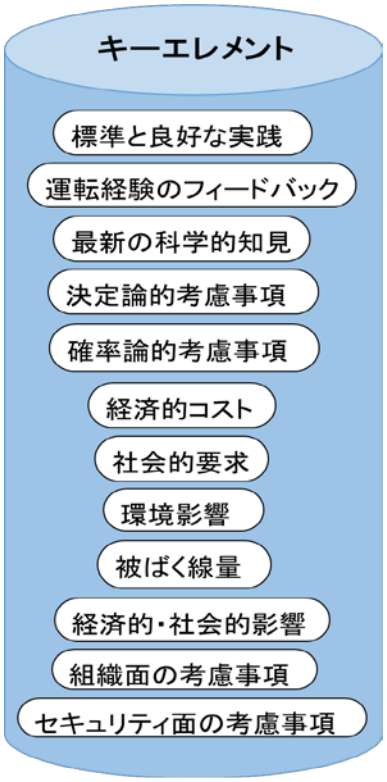


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

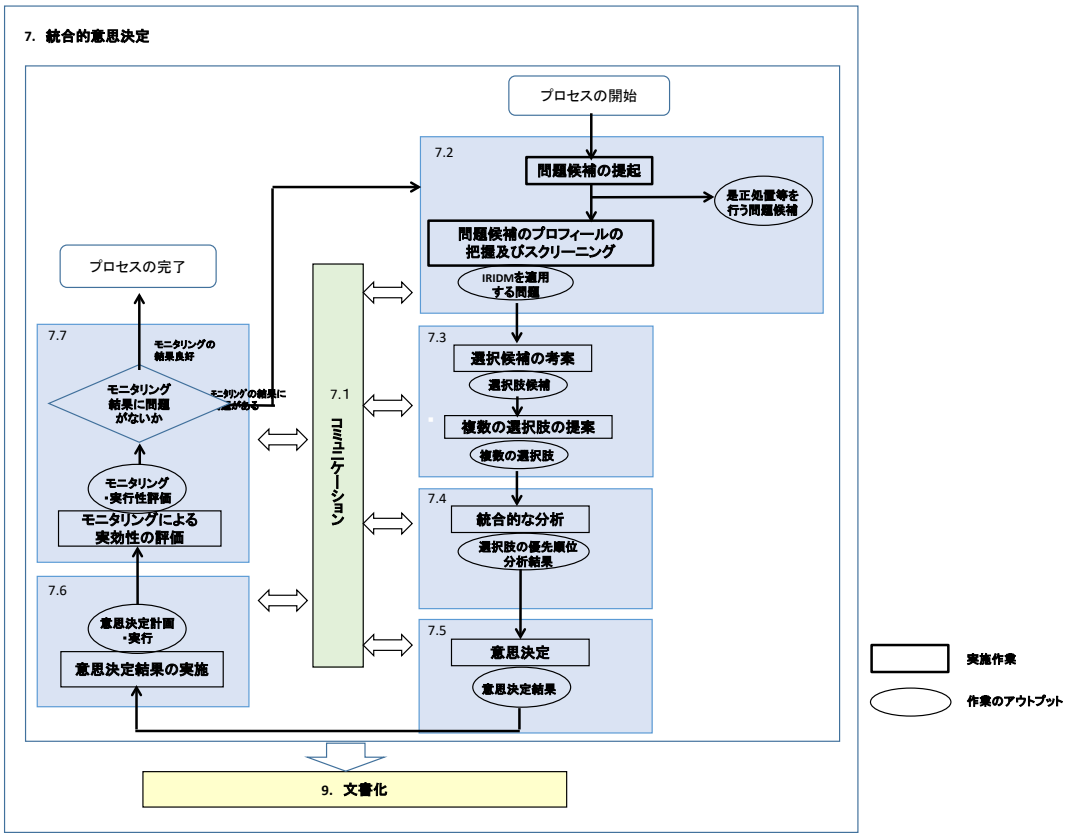


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び, 分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し, 対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が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要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]
[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，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” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が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要件を規定する実施基準“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”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

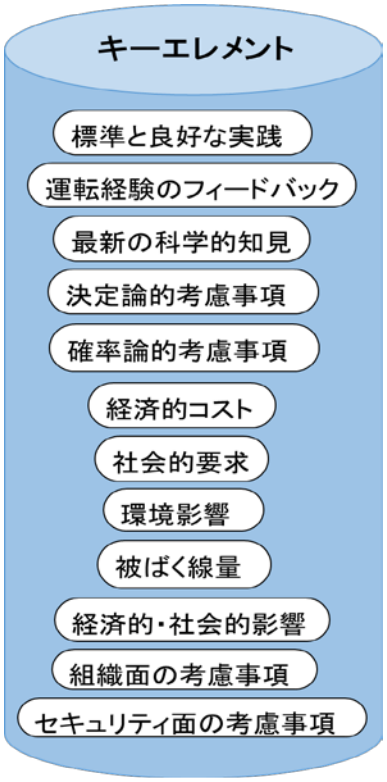


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

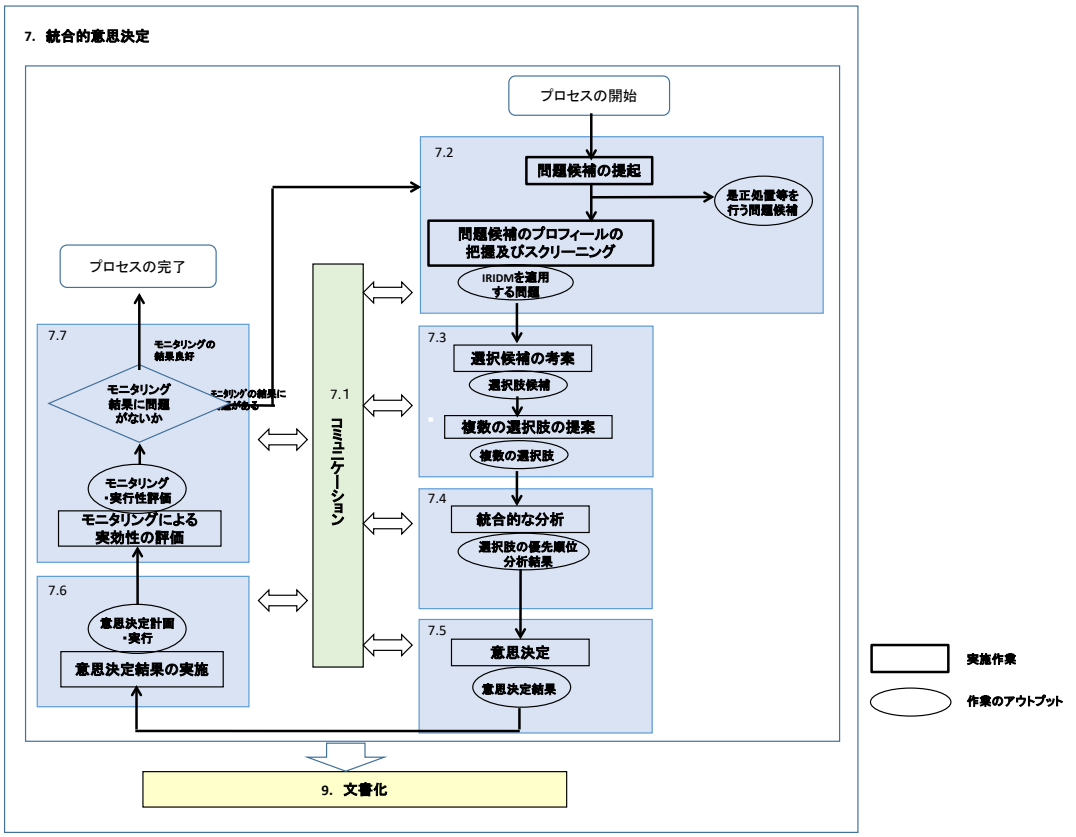


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び, 分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し, 対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が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要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]
[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，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” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が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要件を規定する実施基準“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”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

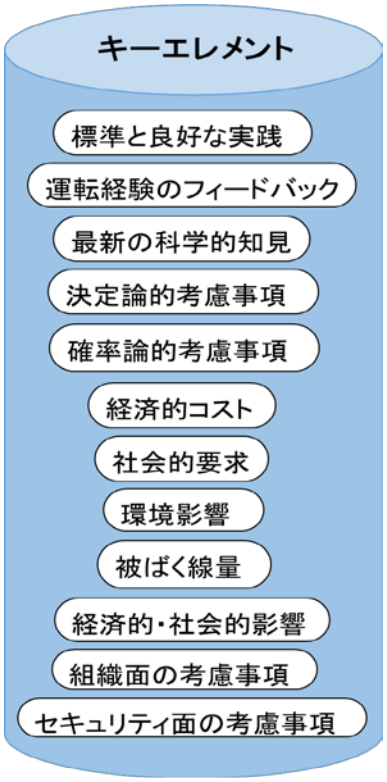


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

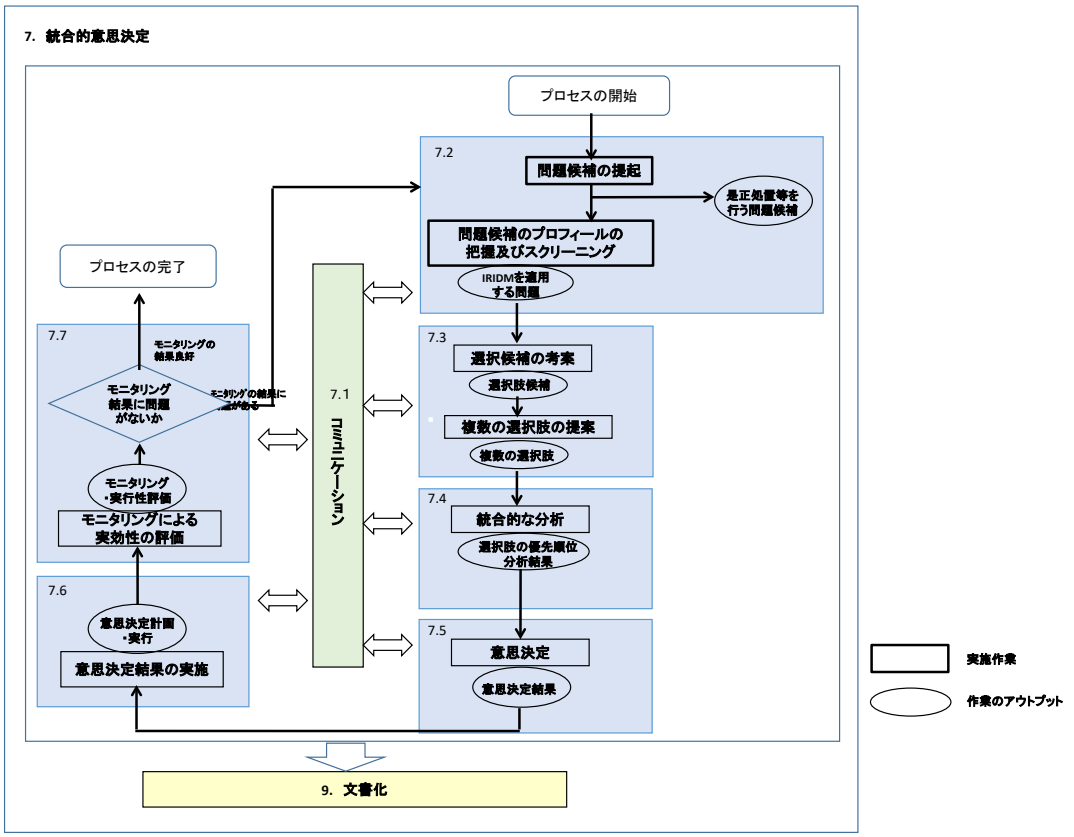


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び，分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し，対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が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要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

(Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K)

[1K_PL04] Discussion; What is decision making as a standard?

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

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた対応，規制基準への対応に留まらず，継続的な安全性向上のためには，リスク情報を活用してプラントの設備や運用において強化すべき点を特定し，有効な対策を取っていく必要がある。原子力事業者はリスク情報を活用した意思決定プロセスを，発電所のマネジメントに導入する方針を決めているが，標準委員会においては，より効果的で，説明性の高い意思決定を行うためのリスク情報を活用した統合的意思決定プロセスを規定した標準を策定中である。

本企画セッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び標準のポイントを紹介する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1L_PL] Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

Chair: Yaohiro Inagaki (Kyushu Univ.)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[1L_PL01] Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal

*Katsumoto Yoshimura[1] (1. METI)

[1L_PL02] Legal site selection process

*Hideaki Hyodo[1] (1. NUMO)

[1L_PL03] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

バックエンド部会セッション

科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

（1）地層処分に関する科学的特性マップ

(1) Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal

*吉村 一元，岡本 洋平，藤田 朝雄，戸谷 成寿

経済産業省 資源エネルギー庁

1. はじめに

原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物は、その安全管理の負担を将来世代に先送りしないように、安定した地下深部の岩盤中に埋設し、長期間にわたり人間の生活環境から隔離する必要がある。地層処分の仕組みや日本の地質環境等について理解を深めていただくために、国は、地域の科学的特性を全国地図の形で示すこととし、2017 年 7 月 28 日に 「科学的特性マップ」として公表した。

本セッションでは、科学的特性マップ作成の経緯や目的、マップ作成に用いた要件・基準、マップの概要などについて説明するとともに、科学的特性マップの公表後に実施している国民との対話活動において寄せられた意見についても紹介する。

2. これまでの経緯

2000 年、法律に基づき、処分地選定調査や処分施設の建設・操業などの地層処分事業を行う実施主体として、原子力発電環境整備機構（NUMO）が設立された。NUMO は、2002 年から、処分地選定調査の受け入れる自治体を公募してきたが、今に至るまで調査に着手できていない。このような状況を踏まえ、過去の政策の見直しを経て、2015 年 5 月、新たな基本方針が決定された。その中で、国民や地域の理解と協力を得ていくために、地域の科学的特性を国から提示するとの方針も決まり、専門家による検討が経済産業省の審議会で行われてきた。そして、2017 年 4 月にその検討結果がとりまとまったことを受けて、同年 7 月に「科学的特性マップ」の提示に至った。

3. 科学的特性マップの要件・基準と地域特性区分

科学的特性マップの要件・基準については、総合資源エネルギー調査会地層処分技術WGで専門家による検討が行われ、2017 年 4 月 17 日にとりまとめられた。右図に要件・基準と地域特性区分の概要を示す。

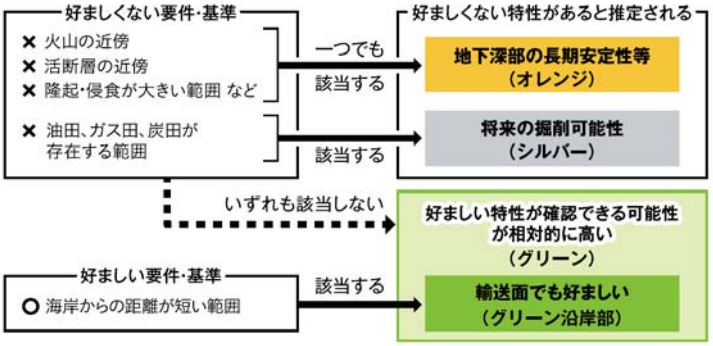


図　要件・基準と地域特性区分

4. 科学的特性マップ提示後の対話活動

科学的特性マップは、それぞれの地域が処分場所として相応しい科学的特性を有するかどうかを確定的に示すものではない。処分場所を選んでいくには、原子力発電環境整備機構（NUMO）が処分地選定調査を行い、科学的特性を詳しく調べていく必要がある。この処分地選定調査をいずれかの地域に受け入れて頂くためには、地層処分に関する広範な国民理解を得るとともに、地域の中でしっかりと検討して頂くことが重要である。このため、現在、国と NUMO は、全国各地できめ細かな対話活動を進めている。

*Katsumoto Yoshimura, Yohei Okamoto, Tomoo Fujita and Naruhisa Toya

Agency for Natural Resources and Energy, Ministry of Economy, Trade and Industry

2018年春の年会

バックエンド部会セッション

科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

(2) 処分地選定調査の考え方

(2)Legal site selection process

*兵藤 英明，三枝 博光，出口 朗

原子力発電環境整備機構

1. はじめに

地層処分は、放射性廃棄物を人間の生活環境から隔離し閉じ込めておくために地下深部が重要な役割を果たすため、約 20 年という期間を費やして段階的な処分地選定調査を実施し、処分地を選定する。このたび公表された科学的特性マップ[1]は、処分地としての適性を確定的に示すものではなく、この処分地選定調査により詳しく調べることが必要である。

2. 安全確保の考え方

さまざまなリスク要因を網羅的に抽出し、これへの対応を立案・検討し、その効果を確認することが地層処分の安全確保の基本的な考え方である。処分地選定段階においては、「立地による対応」、「設計による対応」を検討し、「安全性の確認」を実施する。安全が確保できれば次段階に移行する。



図１　処分地選定段階の安全確保の考え方

処分地の選定後や建設・操業時は、処分地内におけるより好ましい範囲の選定や、設計した対応策の実施、解析やモニタリングなどによる安全性確認などを行う。

3. 段階的な処分地選定調査

処分地選定調査は文献、概要、精密と調査の段階が進むに伴い、調査範囲を絞り、より詳細に調べる。文献調査では火山や活断層などを避け、概要調査ではこれに加えて破砕帯や掘削に支障がある場所などを避け、精密調査では物理的、化学的性質などが適している場所を選ぶ、という各調査段階で満足すべき要件が法律により定められている。

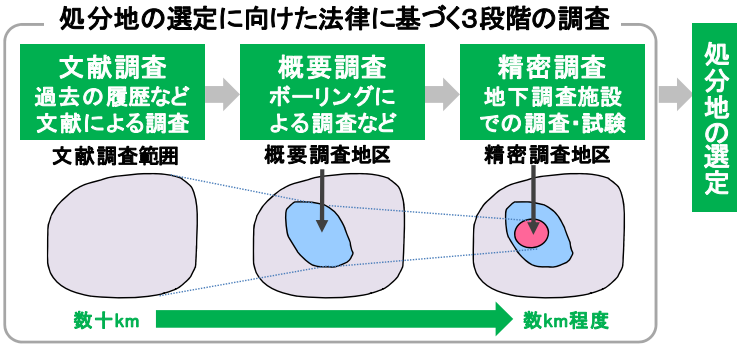


図２　処分地選定段階の安全確保の考え方

このような法定要件の確認も含めて、各段階で図 1 に示す立地、設計による対応、安全性の確認を繰り返し行い、次段階へ進むかどうかを判断し、進む場合その調査地区を選定する。現地調査のし易さや、用地確保といった経済社会的な検討も実施する。

4. 今後の技術開発

処分地選定調査に必要な技術は整備されているが、信頼性の向上のための技術開発は必要である。原子力委員会の報告書[2]を受け、新たに設置された「地層処分研究開発調整会議」により国、関係研究機関による基盤研究開発とＮＵＭＯが実施する技術開発を一体化した全体計画が策定されている。この計画に沿って今後の技術開発を進めていく。

[1] 科学的特性マップ公表用サイト http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/

[2]原子力委員会放射性廃棄物専門部会(2016)：最終処分関係行政機関等の活動状況に関する評価報告書

*Hideaki Hyodo, Hiromitsu Saegusa and Akira Deguchi

Nuclear Waste Management of Japan

(Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room L)

[1L_PL03] Discussion

高レベル放射性廃棄物などの地層処分の仕組みや日本の地質環境等について理解を深めていただくために，国は，地域の科学的特性を全国地図の形で示すこととし，2017年7月28日に「科学的特性マップ」として公表した。本セッションでは，科学的特性マップ作成の経緯や目的，マップ作成に用いた要件・基準，マップの概要などについて説明するとともに，科学的特性マップの提示後に原子力発電環境整備機構（NUMO）が実施する処分地選定調査の進め方などについて紹介する。また，これらを踏まえ地層処分の実現に向けての取り組みについて，セッション参加者と意見交換を実施する。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1- Nuclear Safety Research Association

[1O_PL] MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Chair: Takayuki Terai (Univ. of Tokyo)

Mon. Mar 26, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[1O_PL01] Study of an ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage

*Hiroshige Kikura[1], *Rob Malkin[2] (1. Tokyo Tech, 2. Univ. of Bristol)

[1O_PL02] Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents

*Tatsumi Arima[1], *Michael Rushton[2], *Neil Hyatt[3] (1. Tokyo Tech, 2. Bangor Univ., 3. Univ. of Sheffield)

[1O_PL03] Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment

*Toshihiko Ohnuki[1], *Joseph Hriljac[2] (1. Tokyo Tech, 2. Univ. of Birmingham)

[1O_PL04] Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water

*Malcolm Joyce[1] (1. Lancaster Univ.)

[1O_PL05] Development of solidification techniques with minimized water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Yoshihiro Meguro[1], *Hajime Kinoshita[2], *Ines Garcia-Lodeiro[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Sheffield)

[1O_PL06] Collaborative research between ICL and UT on Severe Accident Phenomena Simulation and Experiment

*Koji Okamoto[1], *Andrew Buchan[2], *Dimitrios Pavlidis[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. Imperial College London)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

総合講演・報告 1「文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について」

MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

漏洩箇所特定とデブリ性状把握のためのロボット搬送超音波インテグレーション

Study of an ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage

*木倉 宏成[1], 遠藤 玄[1], 木本 和志[2], 茶木 雅夫[3],
*マルキン ロブ[4], ドリンクウォータ ブルース[4]
[1]東京工業大学, [2]岡山大学, [3]エネルギー総合工学研究所, [4]ブリストル大学

The inspection of PCV/RPV in Fukushima Dai-ichi NPP presents a wide range of engineering challenges due to limited access and the harsh radioactive environment. Therefore, for decommissioning purpose, we proposed a deployment and manipulation system for the ultrasonic sensor robot considering the condition of the vessels. An ultrasonic measurement system which is integrated with a robot arm was used for identifying water leakage and determining a fuel debris distribution. Some experimental results of water leakage identification and shape reconstruction are briefly discussed.
Keywords: Ultrasonic Velocity Profiler (UVP), Robot, Flow Mapping, Shape Reconstruction

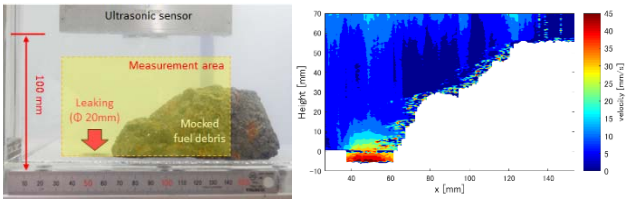
1. Introduction

After the Fukushima Dai-ichi NPP accident, a significant amount of radioactive material was released into the atmosphere, and three of the plant's six reactors suffered core meltdowns (unit 1, 2 and 3). The long-term goal is to decommission the damaged vessels. Nevertheless, before starting the decommissioning process, the highly radioactive fuel debris must be removed from the PCV and RPV. However, at present relatively little is known about the state of the vessels and the location and distribution of the fuel debris. Therefore, in this study, we proposed an integrated system of the robot and ultrasonic measurement. Ultrasonic measurement is considered as a promising non-optical inspection method since it can be used in opaque liquids. Furthermore, ultrasonic transducers are suited to high radiation levels. Present study, an ultrasonic velocity profiler (UVP) and total focus method (TFM) are performed on identifying leakage points and determining the distribution of fuel debris, respectively.

2. Test facility and experimental results

2.1 Shape reconstruction by TFM method

An ultrasonic velocity profiler (UVP) and total focusing method (TFM) was developed for qualitatively identifying leakage location and fuel debris distribution [1]. Experiments were conducted to evaluating the performance of the developed system as showed in Fig.1 (a). As a result, the shape of the mocked fuel debris and location of leakage point are determined and assumed as a white line and intensive downflow (red), respectively in Fig.1 (b) and those show a good agreement with the actual shape and location. Thus, applicability of the methodology is confirmed.

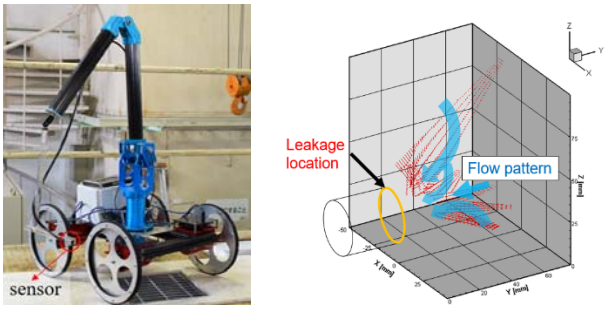


(a) Measurement area. (b) Combined image.

Fig. 1 Shape reconstruction of imitated fuel debris by TFM method.

2.2 Identifying a water leakage by phased array UVP

A robotic arm with a combination of phased array UVP technique was developed [2]. For the confirmation of the phased array flow mapping using the robotic transportation, water flow into a leakage hole was measured. Figure 2 (a) shows the robot arm and ultrasonic sensor and Fig. 2 (b) shows a flow mapping on identifying a water leakage location. Flow towards the leakage hole is observed. Therefore, the possibility of the water leakage location measurement using the robot arm and phased array UVP is confirmed.



(a) Robot arm. (b) Flow mapping.

Fig. 2 Integrated arm robot and ultrasonic system.

3. Conclusion

The main feature of this study is that we proposed to combine the ultrasonic measurement with robot system. Therefore, the study represents a significant step forward in our ability to decommission the Fukushima Dai-ichi NPP.

References

[1] T. Kawachi, R. Malkin, B. W. Drinkwater, H. Kikura: 9th World Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics, June 12-15, Iguazu Falls, Brazil, CO.122, (2017).

[2] A. Hamdani, N. Tsuzuki, G. Endo, K. Kimoto, H. Kikura: Transactions of the American Nuclear Society, ANS 2017, October 29-November 2, 2017, Washington DC, United States, Vol. 117, pp. 917-919 (2017).

*Hiroshige Kikura[1], Gen Endo[1], Kazushi Kimoto[2], Masao Chaki[3], *Rob Malkin[4], Bruce Drinkwater[4]
[1]Tokyo Tech., [2]Okayama University, [3]The Institute of Applied Energy, [4]Bristol University

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents

*N.C. Hyatt[1], *M.J.D. Rushton[2], L.J. Gardner[1], D. Pletser[4], W.E. Lee[3,4]
Y. Inagaki[2], *T. Arima[2], N. Sato[5], D. Akiyama[5], A. Kirishima[5]
[1]University of Sheffield, [2]Kyushu University, [2]Bangor University,
[4]Imperial College London, [5]Tohoku University.

Following the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant, the process of stabilizing reactor units 1,2 and 3, needed large volumes of water for cooling which became contaminated with radionuclides. This water has been stored at the Fukushima site in order to prevent environmental harm. In the intervening years significant effort has been put into removing these nuclides using multiple water treatment facilities. This has, however, resulted in large quantities of high dose adsorbent ceramic adsorbent granules. The work presented here describes a collaboration between Kyushu University in Japan and the University of Sheffield and Imperial College London in the UK to develop wasteforms suitable for the immobilisation and eventual disposal of these highly active adsorbents.

Each institution has developed their own wasteform concept. At Kyushu, glass additives mixed with the adsorbents have allowed the production of a monolithic borosilicate vitrified wasteform with a processing temperature of 1050ºC. Imperial College produced a glass-ceramic composite in which adsorbent granules are encapsulated by low softening glasses from the lead-borate and lead-borosilicate systems. This gives a material with a particularly low processing temperature (<600ºC) minimising any volatilisation of sorbed radionuclides such as Cs. The University of Sheffield used hot isostatic pressing of the adsorbents to produce a polyphase ceramic wasteform.

The processing routes and wasteform performance will be compared for the three waste concepts with special emphasis given to Cs volatilisation, waste volume reduction, durability and wasteform heating for each.

2018年春の年会

総合講演・報告 1「文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について」

MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

(3) 環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料

(3) Japan UK collaboration on developing novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment

*大貫敏彦[1] 香西直文[2] 田中万也[2],堀池巧[3],山下光雄[3],土津田雄馬[3],中野友里子[4],宇都宮聡[4]

*J. A. Hriljac[5], T.-Y. Chen[5], M. Karmaoui[5], S. Savva[5], A. Mayoral[6]

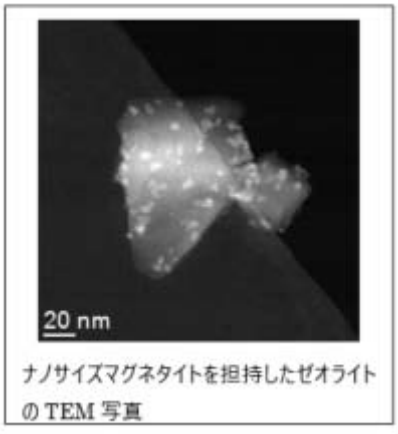
[1]東工大, [2]原子力機構、[3]芝浦工大、[4]九州大、[5]U. Birmingham, [6]U. de Zaragoza

1. 目的

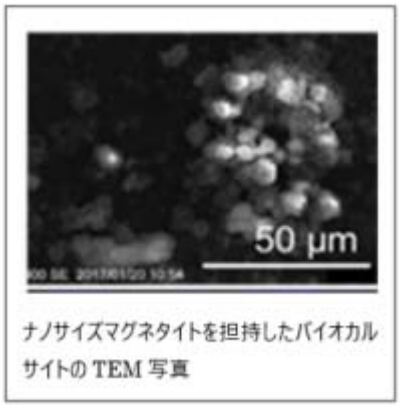
高塩濃度の環境中における放射性核種を浄化するため、日本と英国の研究者が協力し新規な修復材料の開発に取り組んだ。具体的には、英国の有する磁性物質生成技術、多孔質性鉱物(ゼオライト)の孔径制御による吸着性能の高度化技術と、日本側研究者の有する微生物が生成する鉱物に金属イオンを取り込む間接的な固定菌を探索する技術、及び親水基を付加して鉱物の流動性を向上する技術を用いて、海水や高塩環境からの放射性核種の除去及び土壌中の汚染箇所への吸着材の直接輸送を可能とする技術開発を行った。

2. 実施内容及び成果

そのため、英国側は磁性体ナノ粒子をゼオライトに添加する手法を検討し、Sr 及び Cs の吸着能を明らかにした。最終的には球状のナノサイズマグネタイトをゾルーゲル ソルボサーマル合成法により低温で生成することに成功した。XRD 及び HRTEM による分析から、生成物は純粋のマグネタイトであることを確認した。さらに、他の金属酸化物についてナノ粒子化に成功している。ゼオライトへの添着により、磁性体付加ゼオライトを作製した。



ナノサイズマグネタイトを担持したゼオライトの TEM 写真



ナノサイズマグネタイトを担持したバイオカルサイトの TEM 写真

日本側では、カルサイトやアパタイトを生成し Sr、Co 除去能に優れた微生物を探索し、英国側で作製したナノサイズマグネタイトを担持させた。Sr 及び Co の吸着実験を実施し、吸着能を評価した。さらに、吸射光施設における X 線吸収微分析を行い、取り込みによる化在形態を明らかにした。また、することから高い流動性を有着した Sr 及び Co の化学状態を放細構造分析や電子顕微鏡により学状態の変化や存在位置及び存カルサイト粉末に親水基を付加する吸着材料の開発をめざした。

その結果、Sr 及び Co を 90%以上回収できる磁性体付加バイオ鉱物を作製することができた。化学状態の分析から、鉱物化過程における Sr 及び Co の取り込みが、高い回収率の原因であることを突き止めた。100L 規模の大量培養が可能であることを明らかにした。ゼオライト及びカルサイト粉末を破砕によりミクロ化し、かつ親水基を付加することにより、高い分散性及び流動性を有するゼオライトあるいはカルサイトを用いた高効率で放射性核種を吸着する新規材料を開発できた。

---

*Toshihiko Ohnuki[1,2], Naofumi Kozai[2], Kazuya Tanaka[2], Takumi Horiike[3], Mitsuo Yamashita[3],Yuma Dotsuda[3], Yuriko Nakano[4], Satoshi Utsunomiya[4], *J. A. Hriljac[5], T.-Y. Chen[5], M. Karmaoui[5], S. Savva[5], A. Mayoral[6]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]JAEA, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Kyushu University, [5]U. Birmingham, [6]U. de Zaragoza.

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water

*M. J. Joyce[1], A. Jazbec[2], A. R. Jones[1], J. Katakura[3], S. Kamada[4], M. Katoh[4], K. Okumura[5], B. Lennox[6], M. Nancekievill[6], K. Nishimura[4], L. Snoj[2], and S. Watson[6]

[1]Lancaster Univ. [2]Jožef Stefan Institute, [3]Nagaoka Univ. Tech., [4]National Maritime Research Institute, [5]JAEA, [6]Manchester Univ.

The aim of this collaborative research project is to produce a remote-operated submersible vehicle with a radiation sensor payload designed to detect neutrons and γ rays. This is to be used to inform us of the distribution of fuel debris in the reactor (when the submersible is mobile) or to provide a continual indication of the core state (when it is fixed in place). The distinction of the neutron and γ-ray detection modalities envisioned for the payload on the submersible is that the combination of this information has the potential to indicate important information about the resident radioactivity, the risk of re-criticality and also may provide a means for comparison with severe accident calculations with which to determine what happened to the reactor fuel in the Fukushima accident. The platform that has been designed, developed and tested in this research comprises a combination of radiation detector systems (Lancaster), the AVEXIS tele-operated submersible (Manchester) and a portable sonar module (Japan). The platform has been tested in a variety of related environments including replica nuclear fuel pond facilities in the UK, at the Naraha research facility in Japan and in the TRIGA II reactor environment at the Jožef Stefan Institute, Ljubljana, Slovenia. Modelling results and real experimental data from these facilities have been obtained associated with analogue core debris from the sonar, and neutron and γ-ray responses with stilbene and cerium bromide detectors, respectively. As a result of this research, a much improved understanding of the challenges faced at Fukushima Daiichi in the context of submerged, multi-sensor operation and of how this research can support the clean-up of the site has been obtained. Further, significant progress has been made in understanding how to integrate sonar and radiation detection systems into submersible robots, given the key constraints of size and payload. It has also been demonstrated that the submersible is resilient to relatively significant, reactor-borne radiation fields, and also that whilst the stilbene detector saturates readily in these environments (albeit temporarily) the cerium bromide unit functions satisfactorily; the latter offers the potential for γ-ray spectroscopy based analysis of specific isotopes that might inform studies of spent fuel composition (c.f. ^{144}Pr) and which may complement neutron data derived from the spontaneous fission of ^{244}Cm. This collaboration has stimulated, in part, further EPSRC support in the UK via the TORONE (TOtal characterisation for Remote Observation in Nuclear Environments) and RAIN (Robotic and Artificial Intelligence for Nuclear) research collaborations, and also the support of related Knowledge Transfer Partnership in the UK on the development of underwater communications and positioning systems. A submersible robotic system has been developed and tested that is low-cost, reliable and able to be deployed to significant depths (tested to >10 m and in theory >100 m). Via a number of follow-on activities, we intend to develop the platform further to enable it to be used more effectively in these challenging environments, and we have developed and tested a prototype underwater positioning system. The submersible system has also been deployed for the first time at Sellafield in the UK in the Magnox swarf storage silos at Sellafield in the UK. An image of the system in operation in Japan was selected 2nd in the national, 2018 EPSRC photograph competition.

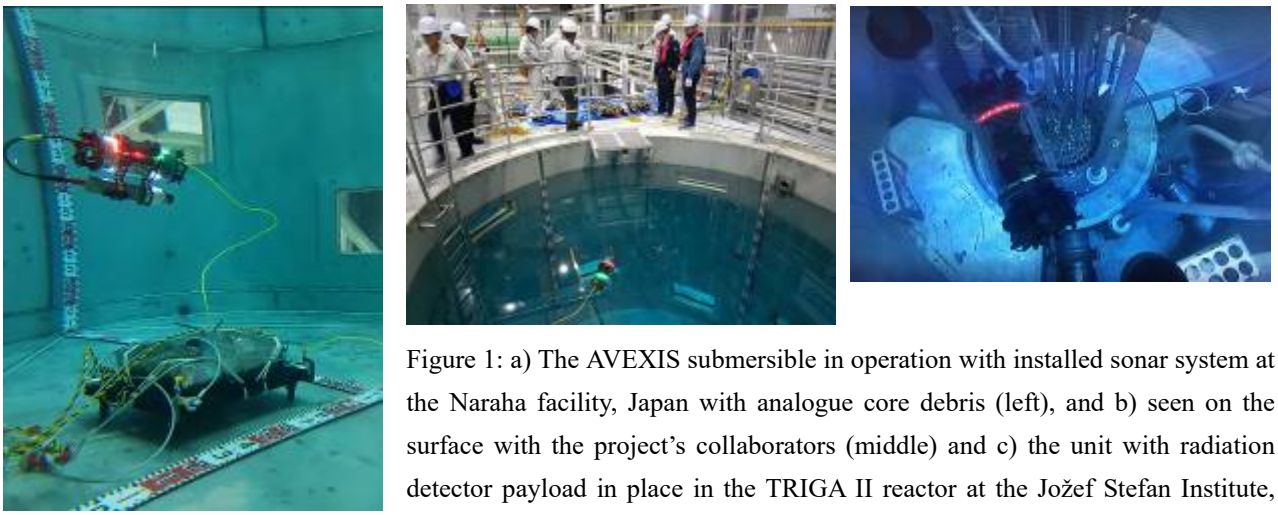


Figure 1: a) The AVEXIS submersible in operation with installed sonar system at the Naraha facility, Japan with analogue core debris (left), and b) seen on the surface with the project's collaborators (middle) and c) the unit with radiation detector payload in place in the TRIGA II reactor at the Jožef Stefan Institute, Slovenia (right).

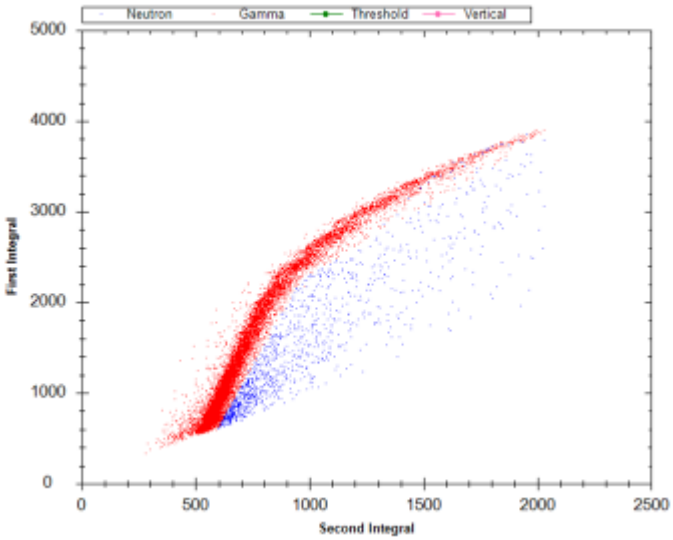


Figure 2: Data from the stilbene detector on-board the AVEXIS submersible in the TRIGA II reactor at depth, at 0.3 Sv per hour dose rate (neutrons in blue and γ rays in red).

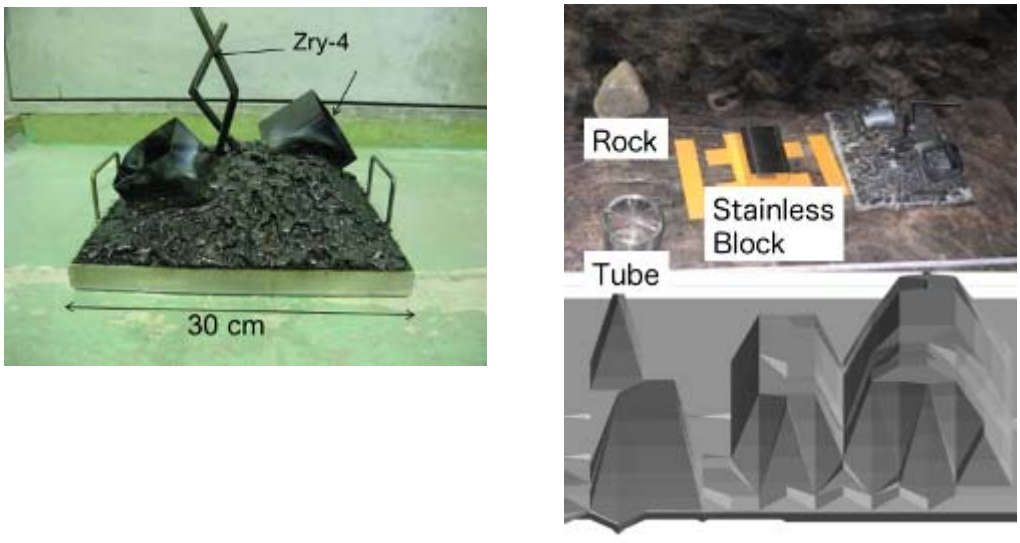


Figure 3: Analogue core debris (left) and the results of modelling and the reconstructed image of this from sonar data.

Papers derived from this project:

‘A Method for the Prediction of the Dose Rate Distribution in a Primary Containment Vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station’, Keisuke Okumura, Eka Sapta Riyana, Wakaei Sato, Hirobumi Maeda, Jun-ichi Katakura, So Kamada, Malcolm J. Joyce and Barry Lennox, submitted: Prog. Nuc. Sci. Tech. 2018.

‘A Remote-operated System to Map Radiation Dose in the Fukushima Daiichi Primary Containment Vessel’, M. Nancekievill, A. R. Jones, M. J. Joyce, B. Lennox, S. Watson, J. Katakura, K. Okumura, S. Kamada, M. Katoh and K. Nishimura, ANIMMA 2017, Liege, EPJ Web of Conferences **170** 06004 (2018).

‘Development of ROV system to explore fuel debris in the Fukushima Daiichi nuclear power plant’, S. Kamada, M. Kato., K. Nishimura, M. Nancekievill, S. Watson, B. Lennox, A. Jones, M. J. Joyce, K. Okumura and J. Katakura., Prog. Nucl. Sci. Tech., accepted for publication, 2018.

‘Development of a Radiological Characterization Submersible ROV for use at Fukushima Daiichi’, M. Nancekievill, S. Watson, A. R. Jones, M. J. Joyce, B. Lennox, IEEE Trans. Nuc. Sci. accepted for publication, 2018.

‘Combined neutron / gamma-ray measurements and challenges in high-dose rate decommissioning applications’, M. J. Joyce, Research conference on Radiation measurements for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP, August 2016, Tenjin, Japan.

‘On the design of a remotely-deployed detection system for reactor assessment at Fukushima Daiichi’, A. R. Jones, A. Griffiths, M. J. Joyce, B. Lennox, S. Watson, J. Katakura, K. Okumura, K. Kim, M. Katoh, K. Nishimura, K. Sawada, IEEE Nuclear Science Symposium, Atlanta, October 2016, N09-9.

‘Radiation hardness testing of an organic liquid scintillator detector for use in high dose rate accident response scenarios’, Jones, A.R., Joyce, M.J., Griffiths, A., Lennox, B., Potts, D., Watson, S., Katakura, J., Okumura, K., Kim, K., Katoh, M., Nishimura, K., Sawada, K, Proceedings of Hotlab, Karlsruhe, Germany, 2016.

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Ines Garcia-Lodeiro[1], Keita Irisawa[2], Takumi Taniguchi[2], Masahiro Namiki[2], Takeshi Ohsugi[2], Isamu Kudo[3], Katsufumi Hashimoto[4], *Hajime Kinoshita[1], Osamu Nakazawa[2], *Yoshihiro Meguro[2]

[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]ADVAN ENG. co., ltd, [4]Kyoto University

1. Introduction

The processing of the contaminated water from the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant results in a large amount of secondary aqueous wastes. They contain a significant amount of water, sea salt and strontium. In order to reduce the fire risk from the hydrogen gas generation and the risk of leakage, the proposed project aims to develop a solidification technique with minimised water content for the safe storage of secondary aqueous radioactive wastes. This collaboration, led by The University of Sheffield and Japan Atomic Energy Agency, examines the following four aspects: (1) synthesis and analysis of the simulated secondary aqueous wastes; (2) development of a solidification technique with minimised water content; (3) evaluation of the effects of irradiation on the wasteform; and (4) evaluation of the long-term stability of the products.

2. Background

Processing contaminated water from the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant results in a large volume of radioactive secondary aqueous wastes [1]. The evaporation facility initially used for the processing of contaminated water produced a concentrated effluent (concentrated sea water supernatant). The Advanced Liquid Processing Systems (ALPS) currently operating have been generating wastes known as iron co-precipitation slurry (iron hydroxide with organic polymer, diluted sea water supernatant) and carbonate salt slurry (calcium carbonate and magnesium hydroxide, diluted sea water and sodium carbonate supernatant). All of these secondary wastes are contaminated with ^{90}Sr.

The LLW and ILW of this type are usually homogeneously mixed and solidified using a matrix based on Portland cement for long-term storage and eventual underground disposal. However, if these secondary wastes are conditioned with a conventional cementing process, the risk of hydrogen gas generation remains due to the radiolysis of water intrinsically present in the cement matrix. The chloride ions from the sea salt may also require attention, as it may aid the $Ca(OH)_2$ dissolution in the cement matrix if it is not sufficiently bound by other phases, resulting in the reduction of the long-term integrity of the material.

The present project proposes a phosphate based cement matrix to develop a new solidification technique for these secondary wastes to restrict the generation of hydrogen gas as well as stabilising ^{90}Sr for safe storage and disposal. While conventional cements rely on the hydration of the raw materials for their solidification, phosphate cement utilises acid-base reactions between acidic phosphate solutions and basic compounds for their solidification [2]. Therefore, it is possible to reduce the water content of the system during solidification, through direct water removal by heating, once the water has initially provided sufficient flowability for handling, and thus restrict the generation of hydrogen gas from the radiolysis of the water. The phosphate minerals found in in nature are flexible in their chemical composition and able to accommodate the ions relevant to the present study. For example, the calcium phosphates in apatite family is known as a good host material for Sr, and can also retain halogens such as fluoride and chloride in the form of $(Ca,Sr)_5(PO_4)_3(F,Cl,OH)$ [3].

3. Outcomes to date

3-1. simulated secondary aqueous wastes

Simulated wastes were synthesised for the concentrated effluent, iron co-precipitation slurry and carbonate salt slurry based on the information of the wastes currently stored at TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and the literature. Strontium chloride ($SrCl_2$) was introduced as a cold-tracer. The synthesis established in the present study resulted in a concentration of chloride ions by 3.4 times for the concentrated effluent. The simulated iron co-precipitation slurry and carbonate salt slurry (Fig.1) had a minor deviation in the composition and solid/liquid ratio compared with the literature information, but indicated a good agreement in average particle size and pH, confirming the reasonable properties of simulated wastes.

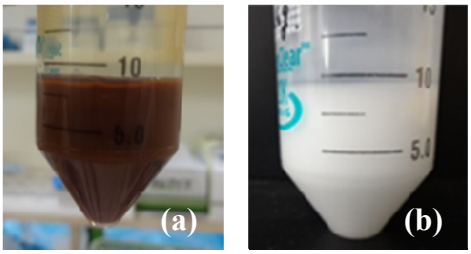


Fig.1 Simulated iron co-precipitation slurry (a) and carbonate salt slurry (b) [4]

3-2. Solidification with minimised water content

Calcium aluminate cement (CAC) and a mixture of sodium phosphates ($Na(PO_3)_n$ and NaH_2PO_4) were used to produce phosphate cement through acid-base reaction, and the effects of water reduction during the curing of phosphate cement system were studied at 35-180ºC for 28 days. Cement pastes were prepared with a water/cement ratio of 0.35, a polyphosphate/cement ratio of 0.4 and a monophosphate/cement ratio of 0.05. Curing at a higher temperature but below 100ºC indicated the favourable outcomes. By curing at 95ºC, it was possible to reduce the water content by 50% in 7 days and 60% in 28 days, as well as reducing the significant cracks commonly observed in the materials cured at lower temperatures (Fig.2). Formation of hydroxyapatite was also detected in the products cured at temperatures ≥ 60ºC.

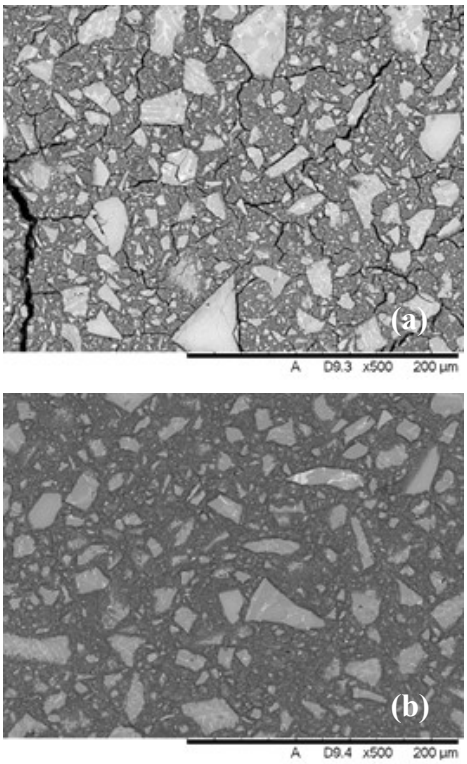


Fig.2 BSE images of phosphate cements: (a) cured at 35ºC and (b) 95ºC [5]

3-3. Effects of irradiation

Effects of irradiation was investigated using ^{60}Co-γ radiation at 40 Gy/h for 7 days (168 hours) [6]. The effects were evaluated based on the amount of H_2 gas, represented by the value $G_\gamma(H_2) = (n_{H2} \times N_A \times 1.6\times10^{-17}) / (R_\gamma \times W)$ where n_{H2} is amount of H_2 (mol), N_A is Avogadro's number (molecules/mol), R_γ is the irradiation (kGy = J/g) and W is the sample weight (g). The unit of 1.6×10^{-17} is (J/100eV). The irradiation during the curing process at 90ºC indicated a gradual decrease in $G_\gamma(H_2)$ in the phosphate cement system, corresponding to the reduction of water content. The $G_\gamma(H_2)$ was also smaller for the samples cured at higher temperatures, confirming a positive effect of reduced water content at higher temperatures. The gamma irradiation did not cause negative impact on the properties of the products both with and without simulated wastes.

3-4. Long-term stability

Phase stability and chemical durability of phosphate cement systems were investigated using leaching tests. Phosphate systems containing simulated secondary wastes were prepared curing at 35 and 90ºC for 7 days. Leaching test was conducted in accordance with ASI/ANS procedure for up to 90 days [2]. CAC without phosphates was also prepared as a reference system. The effect of curing temperature and reduction in water content was small for CAC, both 35 and 90ºC curing resulted in a similar level of leaching results and materials properties. The effects of high

temperature curing and reduction of water content was significant in phosphate system. Leaching of Sr and Ca were reduced, along with that of P, suggesting that they are forming solid phosphate products. Phosphate system indicated a clear ability to immobilise Sr, especially when cured at elevated temperatures.

4. Acknowledgement

This collaboration was funded by the Engineering and Physical Sciences Research Council, UK (EP/N017684/1) and the Japan Science and Technology Agency, Japan (research grant No. 273604). A part of experimental work was performed in part at the MIDAS Facility, at the University of Sheffield, which was established with support from the Department of Energy and Climate Change.

5. References

[1] “Fukushima daiichi genshiryoku hatsudensho jiko niyori hasseisuru houshasei haikibutsu no shori / shobun,” Special Technical Committee, Atomic Energy Society of Japan (2013).
[2] M.A. Chavda, S.A. Bernal, D.C. Apperley, H. Kinoshita, J.L. Provis, Cement and Concrete Research, 70 (2015) pp. 21-28.
[3] H. Kinoshita, in Handbook of Advanced Radioactive Waste Conditioning Technology, Ed. M. I. Ojovan, Woodhead, Cambridge UK (2011) pp. 293-338.
[4] T. Taniguchi, K. Irisawa, M. Namiki, T. Ohsugi, T. Abe, J. Sato, T. Sakakibara, O. Nakazawa, I. Garcia-Lodeiro, K. Hashimoto, I. Kudo, H. Kinoshita, Y. Meguro, Proceedings of AESJ Fall Meeting (7-9 September 2016, Kurume, Japan).
[5] I. Garcia-Lodeiro, K. Irisawa, F. Jin, O. Nakazawa, Y. Meguro, H. Kinoshita, Cement and Concrete research (under review)
[6] K. Irisawa et al., QST Takasaki Annual Report 2016, National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (Accepted).
[7] ANSI ANS 16.1.2003 Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a short-term test procedure.
[8] I. Garcia-Lodeiro, R. Lebon, D. Mahoney, B. Zhang1, K. Irisawa, T. Ohsugi, O. Nakazawa, H. Kinoshita, AESJ Fall Meeting (13-15 September 2017, Sapporo, Japan).

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Collaborative research between ICL and UT on severe accident phenomena simulation and experiment

*Koji OKAMOTO[1]
[1]The University of Tokyo

1. Introduction

Boron carbide (B4C) and stainless steel (SS) are the main control-rod materials used in boiling water reactors. The melting temperature of the mixed eutectic material between B4C and SS is lower than the original melting point: approximately 1473 K, which is the lowest one among those of the reactor components. Therefore, they were expected to be the first materials to melt among the reactor components that affected the subsequent severe accident progression and the final state of fuel debris in the Fukushima accident. In this collaborative research, the relocation phenomena during severe accident had been numerically and experimentally investigated under collaboration between Imperial College London (ICL) and The University of Tokyo (UT).

2. Results

2-1. Visualization Experiment

For the validation data of eutectic phenomena, relocation visualization experiment had been carried out by UT. Stainless tube with around 4 to 6 mm had been heated up by tungsten heater from outside. Inside of the tube, B4C powder had been filled with 30% of void fraction. Temperature of the tube were monitored by Thermocouple and kept around 1470K. With heating up the test tube, the eutectic phenomena between SUS and B4C caused the liquefaction of the metal. In some cases, the relocation of the liquefied metal was observed. With analyzing the images, the Verification database had been constructed. The detail of the experimental results was reported in several papers [1][2].

2-2. Numerical Simulation

MPS (Moving Particle Semi-Implicit) technique had been applied to simulate the large deformation during the relocation. To simulate the heating by radiation heat transfer, heat flux boundary condition model had been developed and verified by theoretical heat input condition[3]. Then, the code had been applied to visualize the eutectic phenomena and following relocation phenomena. MPS development were mainly carried out by UT. While, Adaptive refinement FEM technique had been developed by ICL. Using the ARFEM, UT’s relocation visualization experiment had been simulated. The qualitative relocation phenomena agreed with the experiment. However, more modeling and code development were needed for the quantitative validation.

2-3. Human Resource Development

Under the collaboration between ICL and UT, UT students got many awards including international conference awards. Students published several papers related to this collaboration project.

3. Conclusion

The collaboration project between ICL and UT was very successful. We had progress on the severe accident phenomena, especially Eutectic and Relocation. Also, the advanced Numerical simulation codes were developed. The collaboration between ICL and UT will continue to understand the severe accident phenomena, and to improve nuclear system’s safety.

Acknowledgement

Present study is the result of “High accuracy computation of core structure relocation in a severe accident” entrusted to “The University of Tokyo” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

List of publication

[1] S. Ueda, H. Madokoro, B. Jo, M.Kondo, N. Erkan and K. Okamoto, “Time-resolved visualization technique for eutectic reaction between boron carbide and stainless steel at high temperatures,” *Mechanical Engineering Letters*, **2**, 15-00056, (2016)

[2] S. Ueda, H. Madokoro, B. Jo, M. Kondo, N. Erkan, K. Okamoto, “Dynamic visualization of eutectic reaction between boron carbide and stainless steel,” *J. Nuclear Sci. Technol.*, **54**, 81-88 (2017)

[3] K. Takabatake, X. Sun, M. Sakai, D. Pavlidis, J. Xiang, C.C. Pain, “Numerical study on a heat transfer model in a Lagrangian fluid dynamics simulation,” *Int. J. Heat Mass Transf.*, **103**, 635-645 (2016)

List of student awards

- S. Ueda, Fellow Award, *Atomic Energy Society of Japan* (2017)
- K. Takabatake, Best Presentation Award, *AESJ Simulation Engrg. Div.* (2017)
- S. Ueda, Best Presentation Award, *AESJ Thermal-hydraulic Div.* (2016)
- S. Ueda, Encouragement Award, *Conf. for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation (NDEC-1)*, Sendai （2016)
- S. Ueda, Best Paper Award, *8th XJTU-UT-SJTU symposium on Nuclear Technology* (2015)
- K. Takabatake, Special Student Award, *Chemical Engineering Society, Gumma Workshop* (2015)
- K. Takabatake, Best Student Presentation Award, *3rd Japan-China Academic Symp. on Nuclear Fuel Cycle* (2015)

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

[2A_PL] Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room A (C1-211 -C1 Building)

[2A_PL01] Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification

*Mitsuru Kurosawa[1] （1. Osaka Jyogakuin Univ.）

[2A_PL02] Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be taken by Non-nuclear Weapon States

*Ichiro Akiyama[1] （1. Research Inst. for Peace and Security）

[2A_PL03]

*Yoshiki Kimura[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性

Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

(1) 核軍縮の概要と検証の重要性

(1) Overview of Nuclear Disarmament and the Importance of Verification

*黒澤　満[1]

[1]大阪女学院大学[1]

1. 核軍縮とは何か：核軍縮の定義

Nuclear Disarmament: dis-armament の本来の意味：廃絶、武装解除

Disarmament の日本語訳：軍備の縮小＝軍縮

1-1. 核兵器の数的な制限、削減、撤廃（伝統的な狭義の核軍縮）

核兵器の制限(limitation)、削減(reduction)、廃棄・廃絶(destruction, abolition)

1-2. 核兵器関連活動の質的な規制（現在一般的な核軍縮）

核実験の禁止（包括的核実験禁止条約(CTBT)）

核兵器の拡散の防止（核不拡散条約(NPT)）

＊兵器用核分裂性物質の生産禁止(FMCT)

1-3. 核兵器の使用禁止（最近の新たな考え方）

核兵器禁止条約（核兵器の保有と使用を禁止）

2. 検証とは何か：核軍縮における検証の重要性

2-1. 検証とは、条約義務が遵守されていることを確認することを意味する

核軍縮に検証が必要な理由は、

① 内容が国家の安全保障の根幹に関わる

② 違反の影響は取り返しのつかないものになる可能性がある

③ 伝統的な事後的救済では意味がない

2-2. 検証の目的は条約義務の確認であるが、その機能は、

① 検証を継続的に実施することにより違反を抑止する

② かりに違反があっても早期発見することにより被害を限定する

③ 義務の遵守の確認により信頼関係を醸成する

---

*Mitsuru Kurosawa[1]

[1] Osaka Jogakuin University.

2-2. 検証の手段は大きく二つに分かれる

① 自国の検証技術手段(national technical means of verification)
当事国が一方的に実施するあらゆる手段が含まれるが、中心は偵察衛星による情報収集

② 現地査察(on-site inspection)：現地に赴いて検証を実施するもの
二国間条約の場合に相互査察となるが、多国間条約の場合には国際機関が関与する

3. 核軍縮の歴史的展開および検証措置

3-1. 米ソ・米ロの二国間核軍縮

a) 戦略兵器制限交渉(SALT=Strategic Arms Limitation Talks)

1972 年　SALT-I 暫定協定（攻撃兵器)、弾道弾迎撃ミサイル(ABM)制限条約（防御兵器）
検証は自国の検証技術手段のみで、現地査察はなし
規制の対象は核兵器運搬手段（ICBM,SLBM,潜水艦）（ABM 発射機とミサイル）のみ

b) 戦略兵器削減交渉(START=Strategic Arms Reduction Talks)

①1991 年 戦略兵器削減条約(START 条約)：運搬手段を 1600、弾頭を 6000 に削減：計算ルール
検証は自国の検証技術手段＋協力措置、および 13 種類の現地査察措置

②2001 年 戦略攻撃力削減条約（SORT 条約）実戦配備戦略核弾頭を 1700-2200 に削減
検証に関する規定はまったくなし

③2010 年 新 START 条約：運搬手段を 700、弾頭を 1550 に削減
検証は自国の検証技術手段と現地査察：配備された運搬手段の数とタイプ、ICBM,SLBM 搭載の弾頭の数、重爆撃機搭載の核兵器の数を、申告されたデータと比較し確認する、年 10 回

3-2. 多国間の核軍縮

a) 核実験の禁止

① 分的核実験禁止条約（1963 年）：大気圏内、宇宙空間、水中での実験の禁止、検証なし

② 括的核実験禁止条約（1996 年）：包括的な核爆発実験の禁止
検証は、国際監視システム：地震波、放射性核種、水中音響、微気圧振動の監視ネットワーク
現地査察：CTBTO により、執行理事会 51 国中 30 国以上の賛成で実施

b) 核不拡散条約（1968 年）：

① 核兵器国による核兵器の移譲禁止、② 非核兵器国による核兵器の受領の禁止、
③非核兵器国による核兵器の製造の禁止
検証は、①②はなし、③のうち、原子力平和利用からの転用の防止として IAEA の保障措置

c) 非核兵器地帯条約（ラテンアメリカ、南太平洋、東南アジア、アフリカ、中央アジア）

① 核兵器の製造、取得の禁止、② 核兵器の配備の許可の禁止
検証は①につき IAEA 保障措置および条約により設置された機関、②はなし

d) 核兵器禁止条約（2017 年）：核兵器の取得と使用の禁止
検証はまったくなし

4. 核軍縮検証のための国際パートナーシップ（IPNDV）

International Partnership for Nuclear Disarmament Verification
2014 年より米国国務省とＮＴＩ(Nuclear Threat Initiative)

核軍縮検証のための方途・技術について、核兵器国と非核兵器国が議論・検討するイニシアティブ
当面の目標は、核兵器のライフサイクル（核物質の生産・管理、核弾頭の製造・配備・保管、削減・解体・廃棄等）のうち、「核弾頭の解体および核弾頭解体に由来する核物質」の検証の方途・技術に焦点をあてる。これは、基礎的解体シナリオ(Basic Dismantlement Scenario)と呼ばれている。

第一段階（2015-2017）の結論：パートナーシップは、将来の核軍縮協定おける安全性、確実性、不拡散、機密保持に関する懸念をうまく処理しつつ、多国間で監視される核兵器解体を可能にするような進むべき道筋を明確にした。

作業部会１：監視と検証の目的：検証の原則
　①有効性、②信頼醸成、③不拡散、④不干渉、⑤効率性、⑥決定要因、⑦構造
作業部会２：現地査察
　①査察の活動と技術、②機微な情報の保護、③基礎的解体シナリオの査察概念
作業部会３：技術的な課題と解決
　①主要な技術的課題への解決、②適用可能な技術、③技術の開発と再設計

2018年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性

Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

(2) 核軍縮検証作業における課題と非核兵器国の役割

(2) Challenges facing Nuclear Disarmament Verification and Roles to be taken by Non-nuclear Weapon States

*秋山　一郎[1]

[1]平和・安全保障研究所

1. はじめに

米ソの核軍縮に関し、レーガン大統領はゴルバチョフ首相に対して「Trust, but verify」（信頼するも検証する＝検証なくして軍縮なし）を提案し、相互に核兵器運搬手段の削減を現地査察するとともにソ連が解体した核分裂物質を米国が買い取って廃棄して、4 万発以上存在した戦略核兵器を米ソの保有数を各々3 千～4 千発まで削減した。2013 年末には米国が「核兵器国(P-5)と非核兵器国が協力して核軍縮を進める枠組み構築のための国際イニシャチブ(International Partnership for Nuclear Disarmament Verification (IPNDV))を提案し、現在 P-5 を含む 30 ヶ国＋EU が参加して核軍縮の検証のための現地査察の要領及び技術の検討を進めてきた。（残念ながらロシア及び中国は 2017 年末にじ後の会合に不参加を表明。）

また、昨年には「核兵器禁止条約」が批准に付されて世界的に核軍縮の気運が高まっているが、核軍縮の実現に不可欠な核軍縮検証措置の確立にはまだ至っておらず、核兵器国に加えて原子力先進国である我が国を含む非核兵器国がその優れた検証技術を提供することにより核廃棄の現地査察手順を確立して核軍縮を推進することが望まれている。

2. 軍縮条約における検証（現地査察）の重要性

生物・毒素禁止条約（BWC、1972 年発効、4 頁）と化学兵器禁止条約（CWC、1997 年発効、166 頁、さらに査察マニュアル、守秘マニュアル、健康・安全マニュアル等を制定）は 1 つの条約にまとめる方向で議論されていたが、BW は検証規定を設けず単独で発効し、CWC は軍事施設に加えて原料を製造する化学産業も査察対象に含めるため詳細な検証規定の制定に時間を要し、BWC から 25 年遅れて発効した。2017 年末に化学兵器禁止機関（OPCW）が申告された約 7 万トンの化学兵器のうちの 92%の廃棄を現地査察により検証している。（エジプト、イスラエル、北朝鮮等の 4 か国は非加盟）

なお、核兵器禁止条約（25 ヶ条、10 頁）には「信頼すべき機関（trusted entity）に検証を依頼」する旨の条文があるが、その受託先となるべき機関や検証手順・技術は規定されていないため、趣旨は理解されるが実効性と信頼性に疑問が呈されている。

3. IPNDV における現地査察の手順と適用技術

IPNDV では過去の軍備管理・軍縮条約の現地査察要領を調査し、主に CWC や米ソ（ロ）START 等を参考として核軍縮検証手順・技術の検討を進めている。核兵器の製造からまでのライフサイクル全体を検証対象

* Ichiro Akiyama[1]

[1] Research Institute for Peace and Security

とするも、2017 年までの第一段階では核兵器の解体工程（核分裂物質と爆薬コンポーネントの分離）における現地査察要領・技術について検討し、我が国提出の作業文書（Schematic Diagram of Dismantlement Phase）に基づいた机上演習を実施し、2018 年からは第 2 段階として核兵器の冒頭申告から解体工程に続く各コンポーネントの廃棄に至る現地査察要領と技術の精査、及び原子力関連施設を使用した「解体工程に係る現地査察演習」が計画されている。

特に現地査察技術の精査に関しては、引き続き我が国 JAEA の専門家によるセーフガード及び核セキュリティ関連技術分野での貢献が期待されており、また原子力関連施設を使用する現地査察演習においても演習計画チームの主要メンバーとして独国等および EU とともに技術面での貢献が期待されている。

4. 核軍縮検証における非核兵器国の役割

CWC の例でも明らかなように、国際的な核軍縮検証においては保有国のみならず非保有国を含めた信頼醸成が不可欠であり、当事国間のみの相互検証では国際的な信頼は得られない。CWC では OPCW の査察の信頼性を担保するため、厳密な秘密保護規定や特定査察官の拒否手続き、保有国出身者の事務局長、事務次長、検証局長及び査察局長への就任禁止、あるいは査察団長には被査察国出身者を除外する等の規定を設け、全加盟国の信頼醸成を担保できるように配慮している。

そのような信頼醸成の担保には原子力先進国である非核兵器国の参加が不可欠で、IPNDV が目標とする「核兵器国と非核兵器国が協力して Trust, but verify 構想を支える実効性のある現地査察手順・技術を精査・確立すること」、及び「核兵器国と非核兵器国からなる組織（Entity）により共同で核軍縮を検証すること」が喫緊の課題であり、前項で述べた我が国 JAEA 専門家によるセーフガードや核セキュリティ関連技術分野でのさらなる貢献が期待されており、また OPCW 査察局での我が国の勤務経験者による現地査察分野でのさらなる貢献も期待されている。

4. 結言

IPNDV において我が国は原子力先進国として核軍縮検証へのセーフガードや核セキュリティ関連技術分野でのさらなる貢献が期待されている。また、これらの分野での他の原子力先進国との協力は翻って自国のセーフガードや核セキュリティ技術の向上と表裏一体をなし、like-minded 各国の核物質管理やテロ対策の強化に資するものであり、この分野の専門家である皆さんの核軍縮検証分野でのご貢献、そして我が国及び like-minded 各国の核物質管理やテロ対策の強化へのご貢献に感謝申し上げるとともに、さらなるご貢献に期待いたしております。

2018年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核軍縮検証における我が国の役割と技術的な課題・原子力技術の応用可能性

Technical Challenges and Applicability of Nuclear Technology for Nuclear Disarmament Verification, Roles to be taken by Japan

(3) 核軍縮検証技術及びその研究開発要素

(3) Nuclear Disarmament Verification Technology and its R&Ds

*木村　祥紀[1]、富川　裕文[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核軍縮検証のための国際パートナーシップ（IPNDV）における検証技術の検討

核軍縮検証とは、核弾頭やその運搬手段の削減・廃棄が、国際条約上の義務や約束にしたがって適切に実施されていることを二国間または国際的に確認するプロセスを指し、将来の世界的な核兵器廃絶に向けて非常に重要なプロセスであると考えられる。2014 年に、核軍縮検証のための国際パートナーシップ（International Partnership for Nuclear Disarmament Verification: IPNDV: IPNDV）が米国により提唱され、2015 年から IPNDV の活動が開始された。IPNDV では、2015 年に開始された第 1 フェーズにおいて、核兵器のライフサイクル（核物質の生産・管理、核弾頭の製造・配備・保管、削減・解体・廃棄等）のうち「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」に焦点を当て（図 1：Step6 から 10）、シンプルシナリオと呼ばれる「核弾頭解体施設で核弾頭 1 体を解体する」というシナリオに基づき、WG1「監視と検証の目的」、WG2「現地査察」、WG3「技術的な課題と解決」の 3 つの作業部会において、検証の具体的な手順や課題の検討が進められてきた。核兵器国と非核兵器国の両者を含むのべ 25 か国以上の参加のもと議論が進められた第 1 フェーズは 2017 年 12 月に開催された第 5 回全体会合をもって終了し、「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質」の検証に係る課題と具体的な道筋を示した成果報告書が公開されている[1]。

IPNDV の WG3「技術的な課題と解決」では、将来の核軍縮検証プロセスを達成するために必要な技術を検討することを目的とし、「『核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質、高性能爆薬等の構成物の検証』に適用可能な候補技術」と、「候補技術を実際に検証に適用する上での技術的課題（ギャップ）」についての検討が行われた。「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質、構成物の検証」では、①解体施設に到着した核弾頭が申告されたものであるか、②解体施設内及び核弾頭解体前後における管理の連続性（Chain of Custody: CoC）が担保されているか、の２点を主に検証する必要がある。IPNDV の WG3 の報告書では保障措置技術や核セキュリティ技術として従来利用されているものを中心に候補技術がリストアップされており、それらの技術は以下に分類される。

- 核弾頭が申告されたものであることを確認するための測定技術
- 核弾頭解体後の核物質を検認するための測定技術
- 核弾頭解体後の高性能爆薬を検認するための測定技術
- 解体施設及び一時保管施設における、監視対象物品（核弾頭、核物質、高性能爆薬）の管理の連続性の確認技術

さらに、リストアップされた候補技術のそれぞれについて、核弾頭解体の検証に適用する上での課題、技術の成熟レベル（Technology Readiness Level）といった観点での評価も行われている。図２に仮想的な核弾頭

* Yoshiki Kimura[1], Hirofumi Tomikawa[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

解体施設におけるシンプルシナリオの各ステップにおける検認項目と適用可能な技術の例を示す。

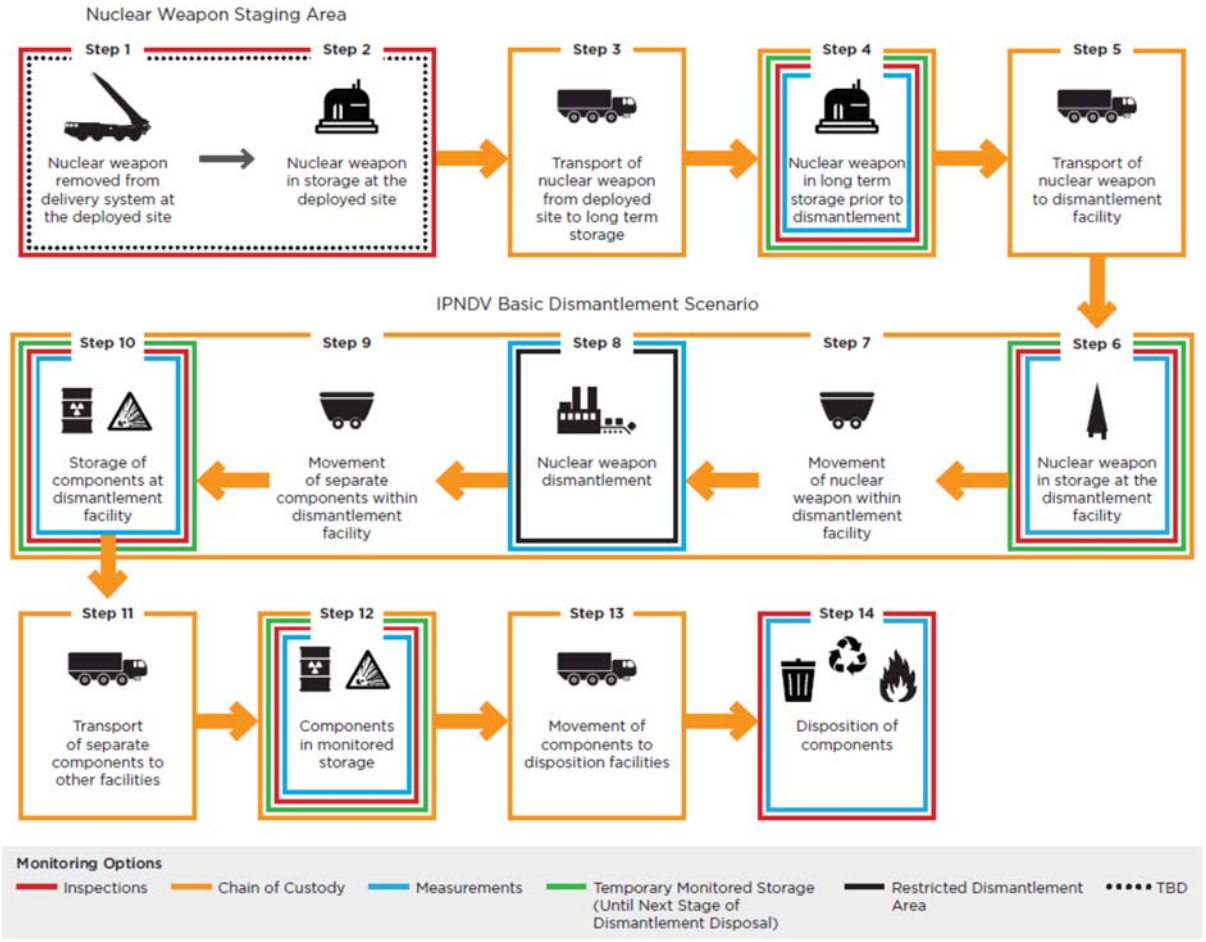


図１：核兵器のライフサイクル（IPNDV 第１フェーズでは Step6-10 について検討）[1]

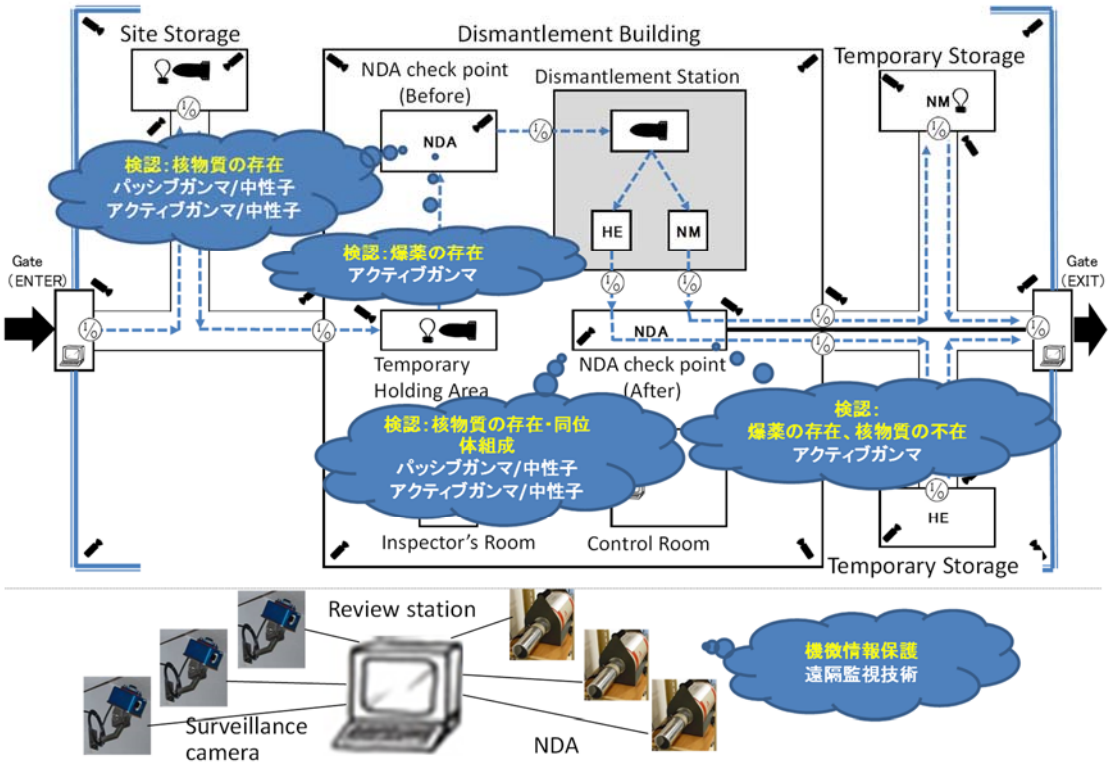


図２：核弾頭解体施設の各ステップにおける検認項目（黄色）と適用可能な技術例（白）[3]

2. 核弾頭解体の検証技術における課題

「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」に関して、適当な候補技術が存在しないものとしてIPNDVのWG3「技術的な課題と解決」によって示されたものは以下である[1, 2]。これらは、主に解体施設においてアクティブ法の適用が安全上の理由から難しい場合があること、遮へいされた容器からの放射線測定の困難さが主な理由である。

- 密閉されたコンテナ内の化学爆薬を検知する非破壊測定技術
- 密閉されたコンテナ内の化学爆薬が一定量以上であることを検認する非破壊測定技術
- 密閉されたコンテナ内のウランの同位体組成及びウランが一定量以上であることを検認する非破壊測定技術

また、候補技術は存在するが、今後追加的な研究開発が必要なものとして以下が示されている。

- 遠隔で室内の高性能爆薬を検知する技術
- 核弾頭の検認のための放射線テンプレートマッチング技術
- 様々な測定技術と組み合わせることができる情報保護（Information Barrier: IB）技術
- 解体前後で核弾頭の特徴を検認することができる技術

IPNDVの第1フェーズでは、各作業部会による検討に加えて、シンプルシナリオに基づくWalk-Through演習[4]が実施され、核弾頭解体の検証における課題をより具体的に示す試みが行われた。このWalk-Through演習では、より具体的かつ優先的な技術的課題として以下が提言されている。

- 核軍縮検証では機微情報の保護技術が必要不可欠であり、いくつかの技術コンセプトがすでに存在しているが、これを実現可能な技術とする一層の研究開発が必要である。
- 放射線テンプレートマッチング技術については、解体前の核弾頭が申告されたものであること、解体前後の核物質が同じものであることを高い信頼性で検認するための技術として最優先的に検討されるべきである。
- コンテナ内の高性能爆薬の検認技術について、アクティブ法の適用困難性など技術的な制限を改善する研究開発が必要である。

「核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証」では、核弾頭及び核物質、高性能爆薬などの核弾頭を構成する物品の詳細な情報（例えば、形状、組成、質量など）は核不拡散・安全保障・セキュリティの観点から機微となることから、これらの測定値を生データのまま出力せずに検証を可能にするための「情報保護（Information Barrier: IB）技術」が必要不可欠であることが指摘されている。このIB技術については、「信頼性の高い査察」と「機微情報保護」という、相反する目的を達成する必要性が指摘されており、核軍縮検証における特徴的な技術的課題のひとつであると言える。IB技術の具体例として、英国とノルウェーが過去に実施した核軍縮検証に係るイニシアチブ（UK-NRイニシアチブ）において、プルトニウムの同位体組成検認におけるIB技術が開発されている[5]。この技術では、パッシブガンマ法で測定されたプルトニウムのスペクトル信号に対して電子回路処理を行うことで、プルトニウムの同位体組成が閾値以上かどうかを二値信号（赤・青など）で表示し、プルトニウム同位体組成を保護しつつ検認を行うことが可能になっている。また、米国とロシアが戦略兵器削減条約（START条約）のもと実施した二国間現地査察で使用されることを目的に開発された、放射線テンプレートマッチングがIB技術の候補技術のひとつとして挙げられている [6]。この技術はパッシブ法で事前に測定した核弾頭中の核物質のガンマ線エネルギー波形を申告データ（テンプレート）として、査察時に測定する波形と一致するかどうかを確認するというものである。申告データであるエネルギー波形は外部から閲覧できない形で信号処理装置に格納されており、機微情報を保護しつつ核弾頭が申告されたものであるかどうかか検認可能となっている。放射線テンプレートマッチング技術では、申告データと現地査察の測定条件が同じでなければならないなどの技術的制限があり、依然研究開発が必要で

あると考えられる。以上のように、IB 技術は技術的には情報処理分野の課題であると考えられ、測定技術の種類やその精度などに依存しない汎用的な技術であることが望まれる。IB 技術は現地査察における検証結果の信頼性レベルや査察手順などと密接に関わる課題であり、これらと並行して議論が進められる必要がある。

核弾頭解体の現地査察では、機微情報保護の観点から査察者が核弾頭やその構成物品を直接目視することができない。そのため測定技術については「密閉されたコンテナ内に存在する物品を測定する技術」が必要となる。特に高性能爆薬の測定では、非破壊測定におけるアクティブ中性子法などを用いた場合でもコンテナによる放射線の遮蔽で測定が困難であることが指摘されており、新しい技術開発の必要性が指摘されている。なお、IPNDV のフェーズ 1 では、核弾頭解体後の高性能爆薬コンテナについては「核物質が存在しないことを検認する」ことで核弾頭の解体を確認する、といった現地査察手順の最適化により、一部のステップでは信頼性が低いが査察活動全体として検証結果の信頼性レベルを構築する方法についても検討が行われている。しかし、コンテナ内の核弾頭構成物品の非破壊測定における技術的な制限の改善も引き続き重要な検討課題となっている。

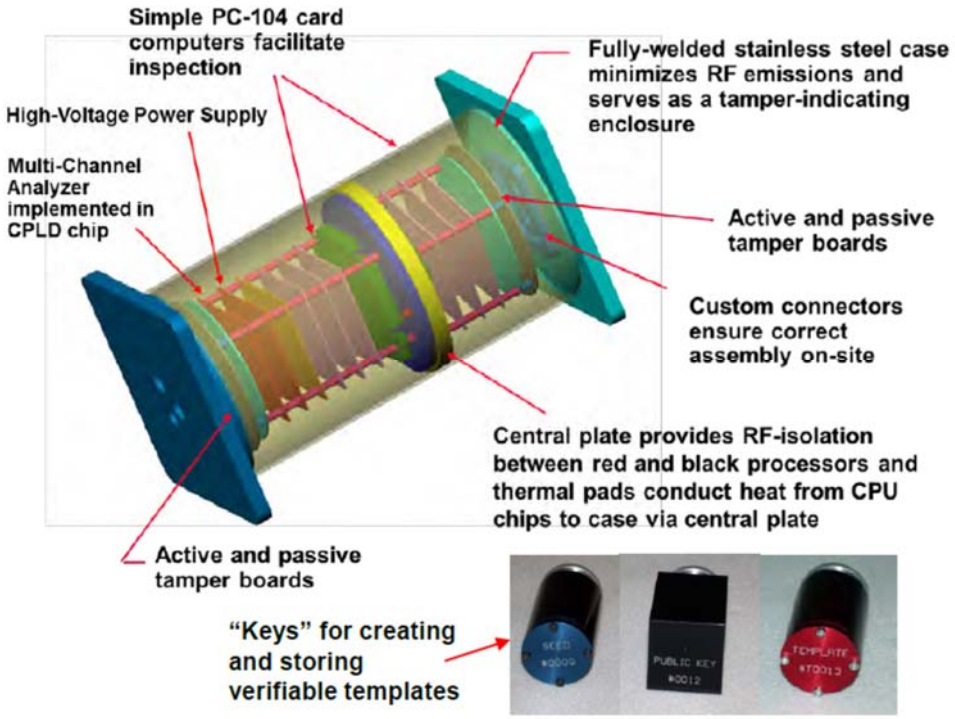


図３：放射線テンプレートマッチング技術（Trusted Radiation Identification System: TRIS）[6]

3. まとめと今後

核軍縮検証のための国際パートナーシップ（IPNDV）の第 1 フェーズでは、WG3「技術的な課題と解決」において「『核弾頭の解体及び核弾頭解体に由来する核物質の検証』に適用可能な候補技術」と、「候補技術を実際に検証に適用する上での技術的課題（ギャップ）」についての検討が行われ、保障措置技術や核セキュリティ技術として従来利用されているものを中心に候補技術がリストアップされ、それらを踏まえた技術的な課題が示された。また、シンプルシナリオと呼ばれる「核弾頭解体施設で核弾頭 1 体を解体する」というシナリオに基づいた現地査察の Walk-Through 演習が実施され、より具体的かつ優先的な技術的課題が提言されている。核弾頭解体の検証においては、「密閉されたコンテナ内に存在する物品を非破壊で測定する技術」と「機微情報の保護（Information Barrier: IB）技術」が大きな技術的な課題として指摘されている。核軍縮の検証技術は現地査察における検証結果の信頼性レベルや査察手順などと密接に関わる課題であり、これらと

並行して議論が進められる必要がある。

IPNDV では、2018 年からの 2 年間を目途とした第 2 フェーズにおいて、引き続き WG6「検証技術」で核軍縮検証技術に関する検討が進められる。第 2 フェーズでは、核軍縮における核弾頭の解体以外のステップについても焦点を当て、かつ多数の核兵器を解体する実際の解体プロセスに近づけた核兵器のライフサイクル全体を通した検証について検討が進められる予定であり、今後さらなる技術的な課題が示されると考えられる。特に、核弾頭の解体で発生した兵器級核物質の廃棄（図 1：Step14）に関しては、その検認技術だけでなく廃棄処理の方法といった視点の検討も必要であると考えられ、保障措置などの従来の原子力技術の応用可能性が今後一層大きくなることが期待される。日本においては、原子力の平和利用を実現するための保証措置技術や核セキュリティ技術の知見を多く有しており、また唯一の被爆国として、今後の核軍縮検証技術開発において我が国が果たす役割が大きくなることが期待される。

参考文献：

[1] IPNDV Phase I Summary Report (2017). [2] IPNDV WG3 Deliverable Summary (7-10) [2017].
[3] 富川裕文, 原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティに係る国際フォーラムパネル 2 (2016).
[4] IPNDV: Walkthrough Exercise Summary (2017). [5] UK/NOR/VERTIC Report (2009).
[6] Trusted Radiation Identification System (2017).

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[2C_PL] Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and Its social acceptance

Chair: Takehiko Yokomine (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C (R1-211 -R1 Building)

[2C_PL01] Social acceptance of fusion reactors

*Makoto Takahashi[1] （1. Tohoku Univ.）

[2C_PL02] Acccidents and safety design for fusion reactors

*Makoto Nakamura[1] （1. QST）

[2C_PL03] Study on tritium behavior for safety of fusion reactors

*Kazunari Katayama[1] （1. Kyushu Univ.）

[2C_PL04] Management scenario of radioactive wastes for DEMO

*Youji Someya[1] （1. QST）

[2C_PL05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性

Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

（1）核融合炉の社会的受容性

(1) Social acceptance of fusion energy

*高橋　信[1]

[1]東北大・工

1. はじめに

グーグル検索で「核融合」をキーワードとして検索すると最初にヒットする文部科学省の「核融合について」というページには核融合エネルギーの特徴として次のように述べられている[1]。

・豊富な資源

燃料となる重水素と三重水素を生成する原料となるリチウムは海中に豊富に存在するため、地域的な偏在がなく、資源の枯渇の恐れがない。

少量の燃料から膨大なエネルギーを取り出すことができる。

・固有の安全性

核融合反応は暴走せず、核分裂と比べて安全対策が比較的容易である。

・高い環境保全性

発電の過程において、地球温暖化の原因となる二酸化炭素を発生しない。

高レベル放射性廃棄物が発生しない。

この文章を読む限りにおいて核融合エネルギーは夢のエネルギーであり、原子力発電を志す学生が少ない現在も、これを読んで核融合に関しては興味を持つ若者は多い。筆者が所属する専攻でも核融合の研究室は複数有り、学内での研究発表で述べられる「研究の背景」では、ここに書かれているような核融合のメリットだけを述べる学生がほとんどである。しかしながら、上記の「三重水素」が福島の汚染水で問題になっている「トリチウム」であり D-T 反応では高濃度のトリチウムを扱う必要があることは触れられておらず、更に「核融合反応は暴走せず」という文は暗に核分裂炉は暴走するということを印象づける表現になっている。このように核融合に関する一般向けの情報は、過度に単純化された核融合のメリットしか述べていない場合が多く、その背後にある技術的な困難性、リスクに関してはほとんど述べられていない。この状況は、原子力発電の黎明期に、原子力のメリットや安全性のみを強調していた時代と類似している。原子力発電を社会に受け入れてもらうために行わざるを得なかった安全性とそのメリットの強調は、そのまま現在の原子力発電という技術に対する不信につながっている。核融合コミュニティーは、今後核融合技術を基幹エネルギー源として社会に受け入れてもらうためには、まだ信頼が失われていない今、原子力発電の失敗から学び、実態に基づくコミュニケーションを始めなければならないのではないだろうか？

2. 科学技術の社会受容

科学技術コミュニケーションの基本はその技術のメリットとデメリットを公平な視点で提示することである。ここで公平な視点というのを実現する事は非常に困難であると言うことを指摘しておきたい。ここには二つの問題点があり，一つは***トランスサイエンス***と呼ばれる問題であり、もう一つは***認知的バイアス***の問題である。

「科学的に」という言葉の背景には、主観を排除し事実にのみ基づいて判断することが可能であるという仮定が含まれているが、残念ながら主観を排除することは困難であるし、事実に基づく判断もそこに解釈が入り込むことを避けることは不可能である。「このシステムが事故を起こす確率は 10^{-5}/年である」と

いうことを推定することは「科学的に」可能かもしれないが、それが「安全」かどうかを判断することは「科学的に」は不可能である。これがいわゆるトランスサイエンス問題と呼ばれる問題である。「原子力発電は安全か？」という問題は、科学的には厳密には決めることができないのである。

もう一つは認知バイアスの問題である。人間は自分の好きなものに対しては好意的な判断をするし、嫌いなものに関しては否定的な判断をする傾向がある。原子力に対して否定的な意見を持っている多くの人は、論理的に考えて原子力を否定しているのではなく、単に原子力が嫌いなのである。人間は難しい判断を要求される問題に対しては、答えることが容易な「好き嫌い」の問題に置き換えてしまう傾向がある。これは一般市民だけでなく研究者も同じである。核融合を研究している研究者は「核融合」が好きなのであり、それによってその技術のメリット/デメリットを考える上でバイアスが入り込むことを避けることは不可能と考えなければならない。このバイアスは人間誰しも持っている傾向であり、それ自体悪いことではない。しかし、自分の判断にバイアスかあるかもしれないという自覚を持つことが重要である。

核融合技術はその根本となる技術的な成立性も含めて多くの議論があり、多くの研究者が精力的に研究を行っている。核融合技術に関しては、現時点ではその安全性云々というよりも、何年後に人類の基盤を支えるエネルギー源となり得るのか、その科学的展望が見えないという点が問題であろう。技術的に非常にチャレンジングな課題があり、それを克服しようと研究を進めているという現状は十分に理解している。技術的問題自体に不確実性が大きく、今後の研究進展の予測が難しいという点も理解できる。その上で重要なポイントは、核融合技術に関する現状を研究者自身が公平な視点で評価し、リスクも含めた現状認識を広く社会に伝える努力をするという点である。この技術を受け入れるかどうかを決めるのは社会である。そのための判断をする根拠となる情報を、できるだけ公平な視点から伝えること重要である。競争的な資金を獲得するための研究提案書を書く場合であれば、研究の結果として実現出来るかもしれない研究成果を多少「盛って」表現することはある程度は許されるかもしれない。しかしながら、核融合技術の「高レベル放射性廃棄物が発生しない」、「原理的に暴走しない」、「核セキュリティ上の問題が小さい」という点だけを強調し、その背後にある「扱いが難しいトリチウムの問題」や「放射化した構造材料の問題」、そして「材料が抱える厳しい条件への成立性の問題」を前面に出さない姿勢は、莫大な研究費を使って行っている研究として倫理上の問題としても指摘されかねない側面を持っていることを十分に認識する必要がある。核融合技術が未だに保持している「無限でクリーンなエネルギー」というイメージを自ら壊すことに対しては大きな抵抗があることは十分理解できる。しかし、原子力発電のように問題が発生してからリスクを認めるというプロセスになってしまうことだけは避けるべきではないだろうか。

3. 結言

参考文献[2]にあるように、今、核融合研究の中核を担っている研究者の多くはガンダム世代であり、未来の地球が核融合エネルギー支えられている物語に触発され夢を持った人も多いと思う。そういった純粋な若者の夢は重要であるが、核融合技術開発は既に夢ではなく現実の技術として語られ評価される段階に来ている。震災以降の「原子力がなくても大丈夫だから脱原発は可能、自然エネルギーで全ての電源を賄うことは可能である」という主張に対して明確な反論を展開する必要がある現在、核融合は次世代のエネルギー源としてどのような位置付けにあるのかを明らかにすることが必要である。

数百年という時間スケールで考えれば人類が半永続的な繁栄を謳歌するためには、核融合によるエネルギーが不可欠である。核融合駆動の宇宙船が宇宙を飛び回る未来を私自身も夢見たいと思う。そのためには社会受容性という問題を常に考え社会と誠実なコミュニケーションを行いながら研究を続けて頂きたい。

参考文献：

[1] http://www.mext.go.jp/a_menu/shinkou/iter/019.htm（accessed 12 February 2018.）
[2]笠田竜太, 核融合炉が拓く 30 年後の未来社会に向けて, 日本機械学会誌 (2016), 119(1174): 510-513.

[*1]Makoto Takahashi
[1]Tohoku University

2018年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性
Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

（2）核融合炉の事故事象と安全設計

(2) Acccidents and safety design for fusion reactors

*中村 誠[1]

[1]量研

1. 緒言

これまでに幅広いアプローチ活動の下で核融合原型炉の安全性研究(2012–2016 年度)が行われ、大規模な仮想事故時における原型炉プラントの熱的・熱水力的応答および潜在的な公衆被ばく影響が分かってきた[1]。現在、全日本体制でプレ概念設計を進めている原型炉の事故時安全設計概念を確立することを目的として、これまでの知見を踏まえ、さらに原型炉概念設計の最近の動向を考慮に入れつつ、より現実的に起こりうる事故シナリオと事故時の素過程のモデリング研究を行っている。本発表では事故シナリオと素過程のモデリング研究の現状と、そこから得られる安全設計への示唆を報告する。

2. 事故シナリオと素過程のモデリング研究

2-1. 真空容器内における水素生成

ベリリウム(Be)やベリライド(原型炉ブランケットの中性子増倍材)の微小球ペブルの水素生成反応挙動の予測を目的として、微小球ペブル水素生成反応モデリングコード PSYCHE を開発した[2]。この研究の動機は、水素は閉じ込め障壁としての真空容器の健全性にとって脅威となることにある。

ブランケット内冷却水侵入事象(in-box LOCA)における典型的な水蒸気雰囲気条件下において、PSYCHE を用いてペブルの熱的挙動と水素生成量を解析した(図 1)。ベリライド($Be_{12}Ti$)ペブルは水蒸気によって冷却されるが、Be ペブルでは水蒸気の冷却より反応熱が大きくなるため、ペブルの熱暴走および急激な水素生成が発生しうることが分かった。一方、$Be_{12}Ti$ ペブルは優れた熱的安定性を持つことが分かった。

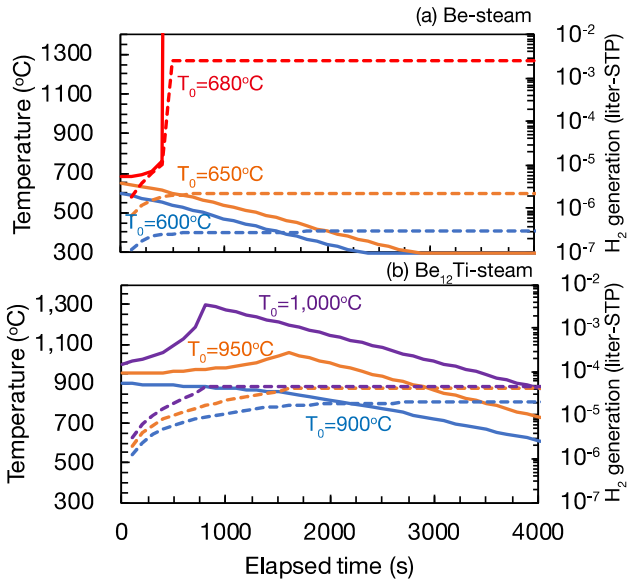


図 1 Be (a)および $Be_{12}Ti$ (b)ペブルの水素生成反応における温度(左縦軸)と積算水素生成量(右縦軸)

2-2. 真空容器貫通部を考慮に入れた in-VV LOCA 熱水力挙動

真空容器には排気系や計測系などの貫通部が存在する。現在、貫通部を考慮に入れた真空容器内冷却材喪失事象(in-VV LOCA)における各機器の熱水力挙動および放射性物質(トリチウムと放射化ダスト)移行挙動の評価を行っている。

講演では、in-VV LOCA 解析の結果を踏まえ、長時間プラズマ燃焼運転に向けて非クライオポンプ型の真空排気機器を用いる場合に必要な放射性物質閉じ込め方策について議論する。

[1] M. Nakamura, et al., IEEE Trans. Plasma Sci., 44 (2016) 1689.

[2] M.M. Nakamura, et al., presented at ISFNT-13 (2017) and submitted to Fusion Eng. Des.

*Makoto M. Nakamura[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

2018年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性
Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

（3）核融合炉の安全性に関わるトリチウム挙動研究

(3) Study on tritium behavior for safety of fusion reactors

*片山　一成
九州大学大学院総合理工学研究院

1. はじめに

核融合炉の安全性を確保する上で、トリチウムに対する安全対策は最も重要である。核融合プラントを設計するにあたっては、ほぼすべての場所に置いてトリチウムに対する何らかの対策が講じられる必要があるといっても過言ではない。様々な事故事象を想定して、これに対する予防措置や緊急対応策、影響緩和策、早急な復旧対策等を行うための仕組みや設備を予めプラント内に組み込んでおくためには、経験と豊かな想像力が必要である。核融合発電炉の実現に向けて、他のいろいろな技術と同様にトリチウム取扱技術についても、これまで段階的に研究・開発が進められてきているが、トリチウム取扱施設の設計・製作に携われる機会と人材、高濃度トリチウムを取扱う機会と人材は限られており、その経験をできる限り共有するとともに、次の世代に引き継ぐ仕組みが整っているか、あるいは機能しているかコミュニティーとして確認することも重要である。施設や機器の完成図面ではなく、設計・製作する過程にこそ、安全性を確保するための要素がたくさん含まれているように思われる。情報は、受け取る側の経験や知識によって、感じ方や理解のレベルが変わってくる。核融合原型炉の設計議論が本格化するとトリチウムに関わる情報が具体化されてくることになるが、全くトリチウム取扱い経験がない場合と、それなりにトリチウムを扱った経験がある場合では、やはり情報の受け止め方が違うのではないだろうか。このような観点から、トリチウムを肌で感じた経験のある人ができるだけ多くいることが、核融合炉の安全性の確保に繋がると考えている。その点で、極低濃度であっても大学等でのトリチウム取扱実験は重要である。軽水素や重水素ではなくトリチウムを用いる必要性や、大学や研究機関それぞれの役割を踏まえて課題を設定する必要はあるが、トリチウムを取扱う実験を積極的に継続して実施し、次のステップに備えることが望まれる。

2. 九州大学でのトリチウム実験

九州大学では、アイソトープ総合センター伊都地区実験室が、新キャンパスに設置され、平成 27 年 1 月から利用可能となった。我々の研究グループも、箱崎キャンパスからトリチウムソースや実験装置の移設を進め、ようやく以前のように実験ができる状態になりつつある。核融合炉開発に関わるトリチウム研究は、国内外においていろいろな視点で取り組まれている。例えば、核融合炉のプラズマ対向壁に何グラムのトリチウムが蓄積されるのか、冷却水へ一日何グラムのトリチウムが漏洩するのかといった評価モデルの開発とその根拠となるデータ取得は不可欠である。また、トリチウムに接した各種材料からどのようにトリチウムが脱離するかといった基礎的な挙動の理解を深める研究もまた非常に重要である。トリチウム取扱量や学生の教育という観点から、九州大学では後者のような研究を実施してきた。

図１には、トリチウム増殖材ペブル充填層にトリチウム水蒸気を流通させ、その後、乾燥ガス、水素ガス、湿潤ガスでパージした際のトリチウム放出挙動を示している。トリチウム濃度は、電離箱で測定し、メモリー効果抑制用の水蒸気を添加している。増殖材のみならず金属配管にもトリチウムが捕捉されるが湿潤ガスパージにより比較的速やかに放出されていることがわかる。しかしながら、実際には金属表面酸化皮膜へ入り込んだトリチウムは速やかには回収できない。湿潤ガスパージにより同位体交換反応を通じて最表面のトリチウムは回収できるものの、しばらく経過すると酸化皮膜内のトリチウムが拡散して表面の吸着水や水酸基に取り込まれる。このトリチウムが湿潤ガスに接触すると、再び気流中にトリチウムが放出される。トリチウム取扱い研究を通じて、このような基本的なトリチウム挙動を理解することが、核融合炉の安全設計に繋がると考えている。しかしながら、大学で取扱うトリチウム量と核融合炉で取扱うトリチウム量とのギャップは大きく、これを埋めるための施設が国内に必要である。そのためにも ITER トリチウムプラント建設をうまく活用すべきであろう。

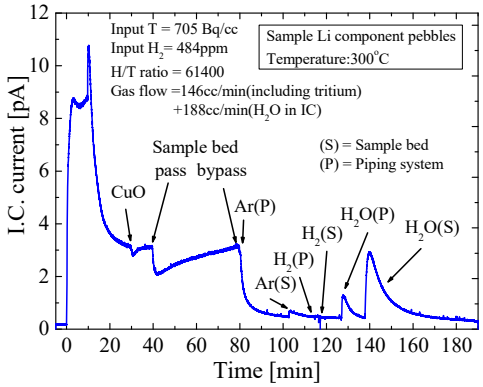


図 1 電離箱を用いたトリチウム挙動計測例

*Kazunari Katayama,　Kyushu Univ.

2018年春の年会

核融合工学部会セッション

核融合炉の核的・放射線安全性と社会的受容性
Thermal and radiation safety of a nuclear fusion reactor and its social acceptance

（4）核融合炉の放射性廃棄物管理シナリオ

(4) Management scenario of radioactive wastes for DEMO

*染谷　洋二

量子科学技術研究開発機構　六ヶ所核融合研究所

1. はじめに

核融合反応で発生する高エネルギー中性子に曝される炉内機器（図 1 参照：ブランケットセグメントおよびダイバータカセット）は構造材料の脆化やプラズマ対向壁の損耗などの観点から数年おきに交換が必要になる。近年の研究から、プラント運用後に炉内機器から発生する低レベル放射性廃棄物の総量が、廃炉時に発生する他の廃棄物量に匹敵する可能性が出てきた。さらに、これら放射化機器は原型炉運転開始時の比較的早期から管理することが求められ、ホットセルなどのサイト内に建設される放射性廃棄物取扱施設の概念検討を含めた放射性廃棄物管理シナリオの策定が設計段階から求められる。他方、核融合炉で大量に発生する低レベル放射性廃棄物の埋設区分であるが浅地中埋設処分（～L2 レベル）の範囲内に抑えることが社会受容性の観点で重要なポイントである。本発表では、原型炉設計合同特別チームで設計を進めているトカマク型原型炉を対象に検討した結果を報告する。

2. 放射性廃棄物管理シナリオ

核融合炉の定期保守時に交換される放射化機器（図 1 参照）は、吸蔵トリチウムやタングステンダストの拡散防止、並びに放射化機器が有する誘導放射能起因の放射線量や残留熱量に留意して構築を進める。例えば、プラント稼働率を向上させるためには、運転終了後に速やかに炉内機器を交換すべきであるが、交換のためには既設配管を切断する必要があり、交換対象機器からは除熱能力が喪失する。これは、ホットセル搬出時に故障等で止まった際は、残留熱が高い場合には機器温度が昇温し、吸蔵したトリチウムが雰囲気中に拡散する。これより、策定中の管理シナリオでは、外部搬出時に自然対流で冷却可能な残留熱量に減衰する運転終了一か月後まで真空容器内で既設冷却系統において冷却し保管することとした。さらに、真空容器内での保管中に残留熱により機器を昇温し、運転中に吸蔵したトリチウム除染を実施する。これにより、炉内機器において大部分のトリチウムが存在する第一壁表面からトリチウム回収する事が可能である。発表当日には、上記のような核融合炉における機器の特性に基づき、管理シナリオの特性を報告すると共に軽水炉での廃棄体化手法をベースにいくつかの減容化のための廃棄体化手法について議論する。

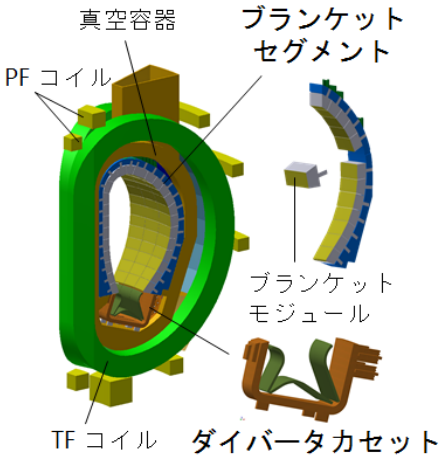


図 1　核融合原型炉での交換対象の炉内機器概念

3. 埋設区分解析

核融合炉原型炉において最も誘導放射能が高いブランケットモジュール（トリチウム増殖材:Li_2TiO_3 と中性子増倍材:$Be_{12}Ti$ は除く）において、放射化時に発生する主要生成核種（1500 核種程度）に対して、コンクリートピット（L2 相当）での埋設手法に基づく浅地中核種移行解析を実施した。当該埋設処分体系での埋設濃度上限値（核種移行，生物圏での被ばく評価）を GSA-GCL コードにより求めた。なお、ブランケットモジュールの主要構造材には低放射化フェライト鋼を使用し、プラズマ側には厚さ 500 μ m のタングステンがコーティングされている。解析した結果、基本シナリオにおける生物圏での線量率が 3.4 μ Sv/y になることが分かった。この値は、埋設判断に用いるめやす線量（10 μ Sv/y）以下であることから、原型炉で発生する放射性廃棄物は L2 廃棄物として浅地中処分が可能である見通しを得た。発表当日にはブランケット内で燃料を効率よく生産するために装荷するベリリウム内のウラン不純物の埋設区分への影響も含めて議論する。

*Youji Someya

QST

(Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room C)

[2C_PL05] Discussion

核融合炉の研究開発は，炉心プラズマ・ブランケットシステム双方共に核反応を伴う工学的実証段階に近づきつつあり，核エネルギーシステムとしての認識を新たにして開発を進める必要がある。炉内で起こり得る事故事象を具体的に想定し，真摯に安全性と向かいあう姿勢を示すことで，社会の理解を深めていくことが可能となる。セッションでは，先ず人間の認知学的視点から核融合炉の社会的受容性を考え，続いて各専門分野の視点から，ブランケット崩壊熱・放射線閉じ込め，トリチウム，核融合炉が排出する放射性廃棄物の特徴と処理・処分に関する安全性・社会的受容性について研究の現状を講演いただく。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2E_PL] Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

Chair: Sentaro Takahashi (Kyoto Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room E (R1-311 -R1 Building)

[2E_PL01] New research field in health physics and environmental sciences

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

[2E_PL02] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety

*Toshihiko Fukuda[1] (1. NDF)

[2E_PL03] Resource recycling of high-level radioactive wastes

*Reiko Fujita[1] (1. JST)

[2E_PL04] Medical use of nuclear energy and radiation

*Koji Ono[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション
原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究
Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

（1）保健物理・環境科学研究の新たな展開
(1) New research field in health physics and environmental sciences

*高橋千太郎 [1]
[1] 京都大学原子炉実験所

1. はじめに
原子力や放射線の安全な利用・開発において、人の放射線障害を未然に防止し、環境の保全をはかることは重要かつ必須の要件である。保健物理・環境科学部会では、このような原子力の安全利用に資するため様々な活動を行っており、本セッションもその一部である。今回は、「原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究」というテーマで、原子力・放射線利用の新たな領域について、その概要を関連分野の専門家に「放射線安全」の観点を含めて簡単に紹介いただき、そのような領域の研究開発や利用において必要な保健物理学・環境科学・放射線影響科学分野の研究はどのようなものかについて討議し、将来的なビジョンを提示することを試みる。

2. これまでの研究対象
従来、原子力に関連する保健物理・環境科学研究の対象領域は、軽水炉による発電や軽水炉用燃料の再処理、廃棄物処理などに関わるものが主体であった。また、東電福島第一原発事故を受けて、緊急時や事故後の放射線防護や環境放射能に関わる研究も注目されてきた。原子力学会の春・秋の大会における保健物理・環境科学関連の研究発表数は、平成 23 年の福島原発事故までは全体の 3-4%程度であったが、福島原子力発電所の事故以降は、発表演題数が増えて 10%程度となっている（図 1)。平成 27，28 年度の春秋の大会での発表内容を「環境放射線（能）と動態」「計測法など工学」「環境での線量評価」「生物影響・医学利用」に分類すると図２の様になり、福島原発事故関連の環境放射能や線量評価に関わる研究が多い。

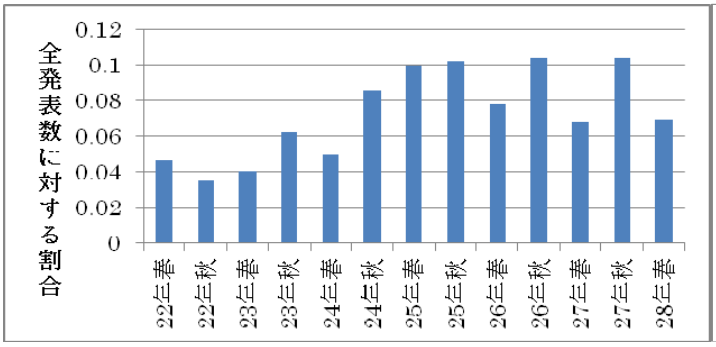


図１　保健物理・環境科学のセッションでの発表数

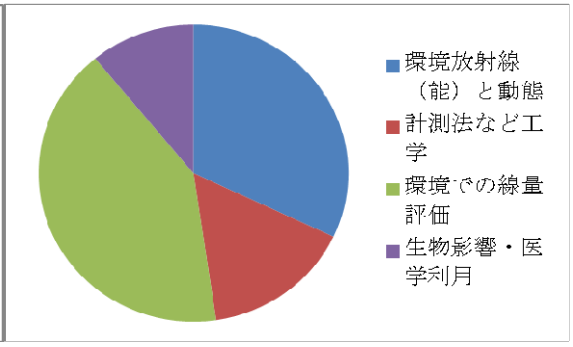


図２　発表内容の対象領域

3. 新たな対象領域
本セッションでは、保健物理・環境科学が今後、対象としていく領域として「福島第一原子力発電所の廃炉」、「使用済核燃料からの有用元素の回収」「原子力・放射線の医学利用」の３領域を取り上げる。福島原発の廃炉は極めて重要な国家的課題であり、その開発には従来の研究開発での知見からは予想できない困難が想定される。作業者や周辺環境の安全確保は重要な課題である。一方、使用済み燃料から有用元素を回収し、偶奇分離や核変換をして再利用しようという革新的な研究開発も進んでいる。従来、あまり研究されてこなかった種類の放射性核種による被ばく線量評価が必要となるであろう。原子力の医学利用の典型であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）は、すでに臨床医療センターが開設される段階にまで発展し、重粒子線によるガン治療も日常的となっている。新たな放射線防護・管理が必要である。

*Sentaro Takahashi[1],
[1]Kyoto University Research Reactor Institute

2018年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション
原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究
Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉と放射線安全

(2) Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP and the Radiation Safety

*福田　俊彦
原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）

1. これまでの廃炉活動と放射線安全管理

福島第一原子力発電所の事故が発生して約7年が経過する中、原子炉の冷温停止状態を維持し、格納容器ガス管理設備により気体放射性物質の放出は大幅に抑制され、海側遮水壁等の対策により港湾における放射性物質濃度も大幅に減少している。陸側遮水壁等の汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出しにも進捗がみられ、短期的なリスク低減対応には一定の見通しがついてきた。これら追加的放出による被ばく線量低減の取組により、敷地境界で評価した最大線量は年間1mSv未満を達成している。

発電所敷地内は、線量低減対策として高線量瓦礫の撤去をはじめ、表土除去や地表面をアスファルト等で覆う（フェーシング）等による除染・遮へいを進めた結果、1～4 号機周辺及び廃棄物保管エリアを除き目標線量当量率5μSv/hを達成し、作業員の月平均被ばく線量は「被ばく線量目安1.7mSv/月」を十分下回る状況となっている。

2. 今後の廃炉に向けた取組

(1) 燃料デブリ取り出し

NDFが策定した戦略プラン2017[1]では、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けて3つの重点工法（①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法）について技術的な実現性評価等を行い、全体最適を目指した計画として検討を進めること、徐々に得られる情報に基づいて柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること、気中ー横アクセス工法に軸足を置いて原子炉格納容器（PCV）底部の燃料デブリを先行して取り出す方針で進めていくこと等を盛り込んだ戦略的提案を行い、政府の中長期ロードマップの改訂に寄与した。また、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、実際の工事計画の立案の加速化に向け、(1)予備エンジニアリングにおいて研究開発やシステム概念検討の成果の現場適用性を検討し、燃料デブリ取り出しに関わる工程を具体化すること、(2)研究開発の絞り込み・重点化により技術開発を加速・実用化すること、(3)燃料デブリ取り出し開始に向けた道筋として現場の環境整備や取り出した後の保管施設の準備等の計画を立案すること、を方針決定以降の重点的な取組としている。

気中工法を実現するためには、これまで原子力発電所では、ほとんど取り扱ったことがないα線放出核種に対する放射線防護が重点課題の一つである。このため、安全上重要な閉じ込め機能の確保の観点から「α線放出核種管理システムの成立性」という課題解決に向けた取組が進められている。また、NDFが設置する廃炉研究開発連携会議においても、「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（α線放出核種等のダスト対策を含む）」を基礎基盤的な重要研究課題に位置付けている。

(2) 廃棄物対策

現在までに発生した固体廃棄物は、事故時フォールアウト残存核種による汚染ガレキ等と水中へ移行した核種の吸着処理等を行った水処理二次廃棄物である。これらの固体廃棄物は、種類や線量当量率に応じた安全な保管管理を行うとともに、雑固体廃棄物焼却設備等の施設整備も着々と進められている。

東京電力HDの保管管理計画では、当面10年程度に発生する固体廃棄物の物量予測を念頭に、より一層のリスク低減を目指し、可能な限り減容を行った上で、建屋内保管へと集約していく計画である。

また、戦略プラン2017[1]において、固体廃棄物の全体の発生量や性状は作業の進捗に伴い順次明らかになるという特徴を捉え、その性状把握を推進し、安全かつ合理的な処分前管理を行うとともに、必要なものについては処分を念頭においた先行的処理方法の選定手法の構築に着手する等の基本的考え方を取りまとめた。

3. 今後の放射線安全に係る課題

(1) 廃炉作業に係る放射線管理

現在の廃炉作業では、主に事故時に放出された ^{134}Cs, ^{137}Cs 等のβγ線放出核種に着目した放射線管理を行っているが、多種多様な核種が存在する燃料デブリや廃棄物を取り扱う作業の放射線防護では、βγ線放出核種に対する外部被ばく管理（線量当量率の管理）に併せ、α線放出核種の混在による内部被ばく管理（表面密度の管理、空気中の放射性物質濃度の管理）が重要となる。燃料デブリ取り出し作業は、ステップ・バイ・ステップのアプローチによる柔軟な対応を提示しており、α線放出核種の混在を考慮した放射線防護についても現場状況に応じ段階的な放射線管理を実施していくことが肝要である。

(a) 放射線管理上の着目核種

α β(γ)線放出核種の混在場における実用的な放射線管理では、放射能量が多く濃度限度が厳しい核種を着目核種として選定し、代表管理とすることが合理的である。燃料デブリ取扱い作業では、燃料デブリ核種組成[2]から外部被ばく管理上の着目核種は「^{137}Cs-^{137m}Ba（γ）、^{90}Sr-^{90}Y（β）」、内部被ばく管理上の着目核種は「^{238}Pu（α）、^{90}Sr-^{90}Y（β）」とすることが考えられる。

(b) 外部被ばく管理

燃料デブリ取扱い作業では、高エネルギーβ線放出核種である ^{90}Y（^{90}Sr-^{90}Y）による局所β線被ばくについて、現状のβ対象エリア（水処理設備を含む建屋内等）と同等の管理を行う必要がある。特に、眼の水晶体等価線量限度に対する勧告[3] ICRP Publ.118（2012）について、国内法取入れの動きあることから対応が必要である。また、中性子線の外部被ばく管理の必要性についても、燃料デブリの取り扱い量と作業環境の線量寄与（γ線+中性子線の合算線量）に応じた検討が必要である。

(c) 内部被ばく管理

空気中放射性物質濃度の管理では、燃料デブリ核種組成[2]から放射能量が多く濃度限度が厳しい核種として「^{238}Pu の濃度限度に基づくα放射能の空気濃度管理」及び「^{90}Sr の濃度限度に基づくβ放射能の空気濃度管理」とすることが考えられる。また、告示第三号[4]第6条（放射線業務従事者に係る濃度限度）に従い、α放射能及びβ放射能それぞれの濃度限度比の和を1以下とすることが求められるため、空気濃度の管理基準や呼吸保護具の着用基準等を定めるに当たっては濃度限度が厳しいα放射能の寄与を考慮する必要がある。

(2) 敷地周辺における線量評価

福島第一原子力発電所は、特定原子力施設の適用法令等[4,5]に従い、施設全体からの追加的放出による実効線量の評価値を敷地境界で年間1mSv未満とすべく、周辺監視区域外の排気中及び排水中の濃度限度に基づく目標値を定めて排気、排水の放出管理を実施している。この濃度限度は、直接、慢性的に吸入・経口摂取する保守的なモデルに基づいた誘導値である。敷地周辺には中間貯蔵施設が設置されているという状況下における現実的なモデルに基づく代表的個人の考え方について、ICRP Publ.103 (2007) 勧告[6]の国内法取入れ等の動向を見据えつつ、議論及び提言を期待したい。

【参考文献】

[1] 東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2017
[2] 福島第一原子力発電所の燃料組成評価 JAEA-Data/Code 2012-018（2012）
[3] ICRP Publ.118（2012）確定的影響（組織反応）のしきい線量
[4] 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示（原子力規制委員会告示 第三号 H25.4.12）
[5] 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（原子力規制委員会告示 第八号 H27.8.31）
[6] ICRP Publ.103（2007）国際放射線防護委員会の2007年勧告

*Toshihiko Fukuda
NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2018年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究

Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

(3) 使用済み燃料からの有用元素の回収

(3) Resource recycling of high-level radioactive wastes

*藤田　玲子[1]

[1]科学技術振興機構

2014年6月から始まった内閣府のImPACTプログラム（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）に上記テーマが採択されて約4年が経った。本稿では使用済み燃料から有用元素の回収の観点から原子力の新しい領域に関するこのプログラムについて紹介する。

1. はじめに

本研究は2011年3月11日の東京電力（株）福島第一発電所事故（福島事故）の後、日本の原子力分野が社会のニーズに答えて新たな研究開発をする必要があると考え提案したもので、原子力の根本の課題である高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分の問題解決の一助となり得る研究開発を原子力分野の研究者だけではなく、広く他分野の研究者にも参画していただき、若い研究者に新たな研究開発の分野を提供すると共に、“社会を変える”ハイリスク・ハイインパクトのImPACTのプログラムとして基礎研究から実用化を目指す研究開発の道筋を示すことをもう1つの目的としている。

ImPACTはH25年度に550億円の基金として設立されたものであるので、期間はH31年3月までの5年間である。現在、16テーマが採択され研究開発が進められている。

2. 本プログラムの概要

本テーマはHLWを低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアである。

高レベル放射性廃棄物に含まれるLLFPは7核種がある。このうち、原子炉で核変換するには同位体分離が必要となるPd-107、Zr-93、Cs-135、Se-79を選び、加速器で核変換する経路を検討している。プログラムの概念を図に示す。

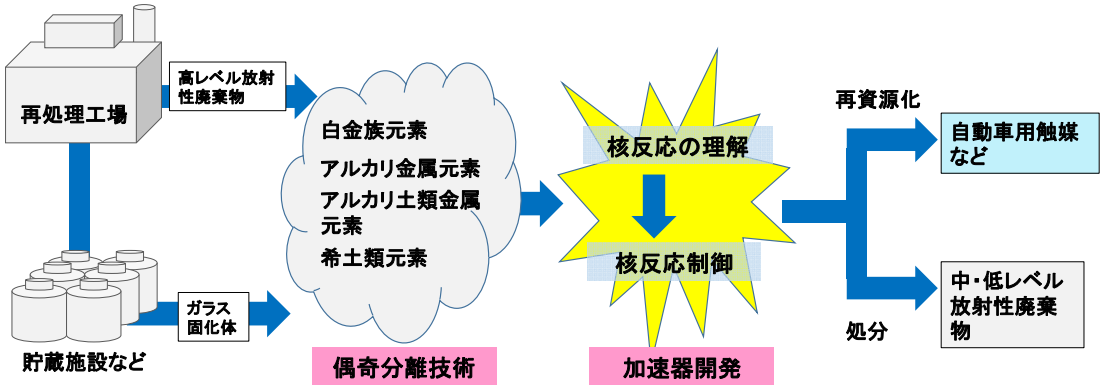


図1　本プログラムの概念

本プログラムはPJ1～5から構成される。

PJ1：HLWからLLFPの回収技術

HLWからLLFPを回収する技術を開発。再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体を対象としている。半減期の長い核種は奇数核種が多いことから同位体分離をしない替わりに偶数核種と奇数核種を分離する偶奇分離技術の開発を進めており、Pd-107およびZr-93の工学装置の開発に成功した。

PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験

RI ビームファクトリィー(RIBF)（理研）を用いて、逆運動学法により Pd-107、Zr-93、Se-79、Cs-135 の 100MeV、200Mev、50MeV の陽子、重陽子のデータを取得した。また、低入射エネルギーの測定データの精度を向上するために改造した OEDO（理研）で 25MeV のデータも取得。Pd-107 はインプラントターゲットを作製し、実際の核変換のデータを取得する世界で初めての実証試験を開始。現在、Pd-107 のインプラントターゲットを作製に着手している。

PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション

核反応断面積を用いた定量評価を実施し、効果的な核反応の経路を提案する。すでに Pd-107 および Cs-135 については提案済みである。

PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発

核変換を実現する ImPACT 加速器仕様を決定した。重陽子ビームを用い、入射エネルギー40～200MeV/u、ビーム電流１A、ビームパワー80MW～200MWx2 とした。これを実現する概念設計を各メーカと開始した。また、実機の加速器に必要な超伝導空洞、プラズマウインドウ、液体ターゲットの開発を実施している。

PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

LLFP 核変換の処分に与える効果や資源化する際のクリアランスレベルの設定などの検討を実施している。高レベル廃棄物を中深度処分にするための処分概念を見直した。また、回収した Pd-107 と Zr-93 を再利用するために世界で初めてのクリアランスレベルを設定するための研究を開始し、クリアランスレベルを提案。最終的にこのプログラムを実現するプラント概念を提示する。

3. 原子力の新しい領域

本プログラムでは前述したように、偶奇分離技術に基づくレーザー技術および、マクロ量を処理する加速器技術に関して原子力の新しい領域を提案している。一方、環境科学の観点から以下の述べるように核変換した後の有用元素のクリアランスレベルの定義という、全く今までにない原子力の新しい領域の研究を開始した。その概要について述べる。

3-1. 有用元素の回収および課題

PJ1 では高レベル廃棄物から LLFP を化学法で回収し、偶奇分離法により奇数核種を取り出す。使用済みパラジウム（Pd）では偶奇分離法により Pd-105 と Pd-107 を取り出すと残りは Pd-104、Pd-106、Pd-108 および Pd-110 であり、そのまま資源として利用することができる。

偶奇分離法により取り出した Pd-105 および Pd-107 は PJ-2,3,4 により検討した重陽子加速器により核変換し、Pd-102～Pd-106 に核変換する。

偶奇分離もしくは核変換により LLFP を低減した回収 LLFP には半減期の核種が残留している。回収した元素中に含まれる半減期の長い核種の割合をどの程度まで下げることにより再使用できるかを評価する必要がある。すなわち、Pd-107 および Zr-93 の残留量すなわち、混入量の使用限度を評価する必要がある。

2-2. 有用元素のクリアランスレベルの提案

PJ5 では回収した LLFP を資源化するため、回収した元素中に含まれる半減期の長い核種の割合をどの程度まで下げることにより再使用できるかを評価している。まず、再利用のためにリサイクル金属が放出された後、公衆に被ばくを与えると考えられる経路を列挙する。列挙したシナリオのうち、評価すべきシナリオを確定し、被ばく線量評価を行う。年間 10 マイクロシーベルトの線量の放射性廃棄物中の核種濃度から Pd-106 および Zr-93 のクリアランスレベルを算出することにより提案している。

4. おわりに

放射性廃棄物の放射能を低減して再利用、資源化するという原子力の新しい領域を開拓している。環境科学研究という観点からは放射性廃棄物をリサイクルして有用元素のクリアランスを定義するという研究を進めている。今後、この分野が発展することを期待したい。

*Reiko FUJITA[1]
[1] Japan Science and Technology Agency[2]

2018年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション
原子力の新しい領域と保健物理・環境科学研究
Recent development of atomic energy, with relation to health physics and environmental science

(4)原子力・放射線の医学利用
(4) Medical use of nuclear energy and radiation

*小野公二[1]
[1]大阪医科大学・関西 BNCT 共同医療センター

1. はじめに
原子力・放射線の医学利用は、診断から治療まで広範囲にわたっている。レントゲンによる X 線の発見からわずか 130 余年で X 線 CT は医療の現場で欠くことのできない診断技術になっている。原子炉や加速器で作られた放射性物質を用いる核医学は診断・治療の有力なツールである。放射線による悪性腫瘍の治療は、高い QOL と治療効果を両立するものであり、その利用はますます増えている。ここでは、特に原子力（原子炉）と関連の深いホウ素中性子捕捉療法、および加速器工学と医学の連携ともいえる陽子線・重粒子線治療について紹介する。

2. ホウ素中性子捕捉療法
ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）は、腫瘍細胞に取り込まれたほう素 ^{10}B と熱。熱外中性子との核反応により発生する粒子線（アルファ線、^{7}Li 粒子）によって、選択的に腫瘍を殺傷する治療法である。原子炉で発生する高速中性子のエネルギーを重水や金属フィルターにより弱め、熱中性子から熱外中性子にした後、あらかじめホウ素薬剤を投与してホウ素を集積させた腫瘍細胞に照射する治療法である。現在、BNCT の臨床研究で主に使用している薬剤はボロノフェニルアラニン（BPA）という化合物で、アミノ酸であるフェニルアラニンにホウ素を付加したものである。癌細胞では正常細胞より増殖分裂に必要なアミノ酸の取り込み能力が亢進していることを利用している。 BNCT の照射当日は、中性子照射直前までに約 2 時間かけて BPA を点滴し、癌細胞に正常組織よりも多く選択的に BPA が取り込まれた状態をつくり、腫瘍の部位に熱・熱外中性子を 30 分から 90 分照射することで治療を行っている。

BNCT を放射線防護の観点からみると、第一に、中性子線を利用することが特徴である。線量の測定や遮蔽など、様々な場面で X 線などの光子放射線と異なる技術・手法が必要となっている。また、BNCT では担当医師や看護婦以外に、診療放射線技師や医学物理士、炉の運転要員や放射線管理要員など、多様な作業者が、複雑な放射線作業を実施するという特徴を有している。さらに、中性子の減速に用いる重水中には核反応によりトリチウムが生じ、この高濃度にトリチウムを含有した重水の安全取扱いも求められる。

3. 陽子線・重粒子線治療
粒子線を悪性腫瘍に治療に用いることには、いくつかのメリットがある。粒子線、特に、現在使用されている炭素線は、生物学的効果比（RBE）が高く、同じ線量でも細胞を殺傷する能力が高い。このため放射線抵抗性で放射線治療の適用でなかったような腫瘍にも効果がある。また、粒子線は飛程の終端で大きな線量を与えるという特徴を有している。このブラッグピークといわれる高線量位置がうまく腫瘍細胞に一致するようにすることにより、正常組織の照射線量を低く、標的である腫瘍の線量を高くすることができる。このいわゆる線量集中性の高いことが、粒子線治療の特徴である。

現在、粒子線治療は加速器（特にシンクロトロンやサイクロトロン）を使って行われている。したがって、放射線防護という観点からは、高エネルギー加速器の放射線管理が求められている。加速器室や治療室の放射化と残留放射能は、作業者の放射線防護の観点で重要である。また、患者の保定に使用するプラスチック装具の放射化とその後の管理、廃棄は粒子線治療に付随する問題点である。

*Koji Ono[1],
[1]Kansai BNCT Medical Center

Planning Lecture | Technical division and Network | Reactor Physics Division

[2F_PL] Addressing V&V Challenges in Reactor Physics Calculations

Chair: Kenichi Tada (JAEA)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F (U2-211 -U2 Building)

[2F_PL01] V&V Challenges in Reactor Physics Calculations and Future Developments

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

[2F_PL02] Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data

*Kenji Yokoyama[1] (1. JAEA)

[2F_PL03] Possibility for Complementing V&V using Monte Carlo Calculations

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

[2F_PL04] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理計算における V&V の課題と解決
Addressing issues of V&V in reactor physics calculations

(1) 炉物理計算における V&V の課題と今後の方向性

(1) Current issues of V&V in reactor physics calculations and a future direction for solution

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

要約

・炉心解析システムの V&V は、原子力安全の確保という大目的を達成するために実施されている活動の一つである。V&V の内容と原子力安全確保の関連をよく認識しておく必要がある。
・統計的な手法をベースとしたデータ同化法を用いることにより、V&V における外挿に起因する不確かさの変化を含めた定量化が可能である。
・炉心特性間の誤差の相関に着目することにより、直接測定できないパラメータの V&V も可能である。
・炉心解析における系統的な平均誤差はバイアス因子法などを用いることで、設計において合理的に考慮することが可能である。従って、炉心解析の V&V は平均誤差ではなく不確かさ(標準偏差)を指標とすべきである。
・炉心解析システムに対する標準ベンチマーク問題は、原子力安全の確保という目的に対するサロゲート(代替目標)であり、標準ベンチマーク問題を用いることで、効率的な V&V を実施可能である。

1.はじめに

日本原子力学会では、2015 年に「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008：2015）」(以下、ガイドライン)を発行した。ガイドラインは、原子力分野で用いられるシミュレーション手法の信頼性を確保するための枠組みを提示したものであり、今後、ガイドラインに沿った形で炉心解析システムの検証及び妥当性確認(Verification and Validation, 以下、V&V)が進むことが期待される。

ガイドラインでは､モデリング&シミュレーションの V&V を 4 つのエレメントに分けて取り扱っている。エレメント 1 は概念モデルの開発に関するもので、対象とする実現象を表現する概念モデルの信頼性を取り扱う。エレメント 2 は、概念モデルを数値シミュレーションするための数学的モデルに関するもので、モデルの不確かさや入力データの不確かさを取り扱う。これは、炉物理解析の中心的な研究テーマの一つであると言える。エレメント 3 は実験データに関するもので、V&V に用いる実験データベースと測定値の不確かさに関するものである。こちらは炉物理実験の中心的な研究テーマの一つである。エレメント 4 が不確かさの定量評価による予測性能の信頼性評価となる。近年、炉物理分野で精力的に取り組まれている不確かさ評価は、その多くがエレメント 2 と 4 に関連するものであると考えられる。

本稿では、原子炉物理及び原子力安全の観点から、V&V のうち、特にエレメント 4 を中心として、現状の認識、課題と今後の方向性を述べる。なお、本稿では、炉物理計算のうち、主として軽水炉の炉心解析システムを念頭に置いて議論を行う。また炉物理計算とは、主として中性子の挙動に係る計算を念頭に置くが、炉心解析では、熱水力計算なども切り離せない。本稿で議論する方法論自体は、マルチフィジックス計算も対象になり得ると考えている。

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

2. 原子力安全と炉心解析システムの V&V

原子力安全の目的は、「人と環境を原子力施設に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。被覆管、圧力容器及び格納容器からなる原子炉の多重障壁は、原子力安全の目的を達成するための重要な役割を担っている。炉心解析から見た場合、これらの多重障壁の健全性は、以下のロジックで確認される。

①多重障壁の損傷モードの特定(熱的、機械的、化学的影響など)→②損傷モードを代表する熱・機械的パラメータを設定(DNB, MCPR, 中心温度など)→③これらのパラメータに影響を与えるプラント過渡・事故事象を選定→④代表炉心に対してプラントの安全解析を実施し多重障壁の健全性に関わるパラメータが制限値内であることを確認→⑤プラント安全解析で用いた核的な炉心安全性パラメータを抽出→⑥(取替)炉心解析において、炉心安全性パラメータが安全解析で用いた値を超えていないことを確認

本来、原子力安全の観点から要求されることは、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」である。すなわち、炉心解析システムの V&V においては、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」の観点から炉心解析システムが十分な信頼性を有しているかどうか確認すればよいことになる。このような V&V は、原理的には可能ではあるものの、一連のプラント安全解析を含む複雑で大規模な解析と評価が必要となる。そこで、上記のロジックに従って、評価対象をより解析しやすい核的な炉心安全性パラメータに置き換えて炉心の安全性を評価しているとみることができる。このことから、「人と環境が放射線から防護されているかどうか」のサロゲート(代替目標)である炉心安全性パラメータの評価値の信頼性を確認しているのが、炉心解析システムの V&V であるといえる。

なお、原子炉の効果的な運用のためには、原子力安全の確保は前提としたうえで、財産保護の観点も考える必要がある。原子炉においては、一般的に燃料被覆管の健全性を担保することが財産保護につながると考えられるため、原子力安全の目的達成は、財産保護と方向性が一致している。

3. シミュレーション結果の信頼性の確認

シミュレーション計算は現実世界の一部を模擬して実施することから、必ず真値との差異、すなわち誤差が生じる。それでは、原子力安全の観点から考えた場合、炉心解析の V&V における信頼性の確認は、どのような点に留意すれば良いのであろうか。

一つ目は、不確かさの外挿性である。炉心解析の V&V において最も重要なことの一つは、設計対象とする体系(設計炉心)において予測値の信頼性評価を実施することである。設計炉心においては、当然ながら測定値は存在しないため、測定データが存在する他の炉心や臨界集合体などにおける測定値、あるいは PIE により得られた同位体組成等を用いて間接的に設計対象炉心の解析値の信頼性について確認を行うこととなる。測定値との比較を行った条件と設計対象炉心の条件に大きな差異がない場合は、解析値と測定値との比較で得られた不確かさを設計対象炉心の不確かさとすることは工学的な判断として合理的であろう。しかしながら、条件に大きな(significant な)差異がある場合、検証体系と設計体系における不確かさは変化するものと考えられる。軽水炉の炉心解析システムの V&V においては、検証体系と設計体系の条件をできるだけ揃えることで、検証体系の不確かさを設計体系に適用することが多いと考えられる。しかし、条件が異なっていても V&V としては有益な情報が得られるため、条件の変化による不確かさの変化を定量化できれば、V&V に使用可能なデータが増加することが期待できる。なお、高速炉においては、使用できる実験データが限られていることもあり、従来からこのような取り組みがなされている(本企画セッション講演(2))。なお、これに関連し、高精度なシミュレーション手法(連続エネルギーモンテカルロ法)を V&V の「測定値」として用いることが出来れば、「検証」体系と設計体系を類似にすることが可能となり、V&V 上有益であると考えられる(本企画セッション講演(3))。

二つ目は、平均誤差と不確かさの取り扱いである。最も理想的なのは、どのような炉心条件で解析しても誤差がほぼゼロであり、誤差が無視できる状態であろう。しかし、現実的には、数値解析による予測結果には様々な要因による誤差要が存在し、それらの誤差が相殺しあって、全体としての誤差が多かれ少な

かれ生じることとなる。

例えば、V&V を行い、ある炉心パラメータについて、誤差が平均誤差±不確かさという形で得られたとする。この場合、これから設計する炉心の条件が V&V の範囲内にあれば、同様の誤差傾向が得られることが合理的に期待できる。また、平均誤差が判明している場合、この値を考慮することで、予測精度を上げることは、工学的な設計手法として合理的であると考えられる。そうすると、炉心解析システムの信頼性としては、不確かさ(たとえば標準偏差)が重要になると考えられる。適正な理論的根拠に基づき、平均誤差を考慮する手法については、後述する。

4. V&V の現状と課題

軽水炉の炉心解析システムでは、炉心解析手法の信頼性を確認するため、一般的に以下のような V&V が行われる。

・臨界集合体解析
・実機炉心解析
・PIE 解析
・高精度な参照解(例：連続エネルギーモンテカルロ法)との比較

臨界集合体解析では、燃料組成に応じた反応度価値、燃料棒単位の核分裂率分布、吸収材価値、可燃性毒物価値、反応度係数などが、実機炉心解析では燃焼に伴う反応度変化、集合体単位の出力分布、制御棒価値、反応度係数、出力係数などが、PIE 解析では燃焼に伴う同位体組成の変化の V&V が行われる。一方、高精度な参照解との比較は、実験データを得ることが困難な条件について、炉心解析システムの信頼を確認するために行われることが一般的である。

このような V&V は軽水炉で十分な実績が積まれており、実践として確立していると考えられる。一方、今後、V&V 手法を高度化していくためには、以下の課題を検討することが望まれる。

・炉心設計の第一義的な目的が原子力安全の確保であることを考えると、V&V により炉心安全パラメータの不確かさを定量的に示すことが望まれる
・炉心安全パラメータには、直接測定データを得ることが困難な項目がある。測定値と解析値を直接比較する V&V のみでは、このような項目に対する V&V が困難である
・PIE 解析など、炉心安全パラメータとの関連が必ずしも明確に説明されていない項目が V&V として用いられている。
・連続エネルギーモンテカルロ法による実験データの補完は、どのような条件で、どの程度有効かが必ずしも明確になっていない。

5. データ同化法の活用

シミュレーション手法の信頼性向上は、大きく分けて二つのアプローチがあると考えられる。一つ目は、概念モデル及び数学的モデルの精緻化であり、炉心解析の場合には、核データの評価モデル高度化、中性子の飛行方向、エネルギー分布、空間分布、時間変化の離散化に伴う誤差を低減する取り組みであると言える。二つ目は、測定データやより高精度な解析結果を取り込むことで計算モデルや入力データを調整し予測精度を向上させるデータ同化である。シミュレーションの信頼性向上において、モデルの精緻化と、データ同化は相補的な役割を果たす。すなわち、モデルの精緻化は、原因から結果の方に向かってシミュレーションの精度を向上させるものである一方、データ同化は、結果から原因にさかのぼって信頼性を向上させるものと理解できる。

近年、炉心解析においてもデータ同化の取り組みが進められている。データ同化法は、以下の特徴を有する。

①モデルや入力データに起因する平均誤差を低減することが出来る
②データ同化後の予測計算の不確かさを低減することが可能であり、また、不確かさを定量評価することが可能

③検証する体系や核特性が設計対象と異なっていても、データ同化で利用可能

①の特徴から、データ同化を用いた場合、計算モデルに平均誤差が仮に存在したとしても、これが不確かさに直接影響を与えるものではないことが分かる。また、データ同化では、一般的に予測計算の不確かさ(一般には分散)を最小化するように入力データの調整や補正量が決められることから、予測計算の不確かさが低減可能であり、かつ、不確かさを定量的に評価することが出来る。さらに、③の特徴から、検証体系と設計体系に差異が存在していたとしても、データ同化を適用可能であり、また、検証体系と設計体系の核特性(あるいは、計算モデル誤差)に何らかの相関がある場合には、不確かさの低減が期待できる。

以上のことから、モデル V&V において、エレメント 4 の予測性能においては、データ同化法が大きな寄与をすることが期待できる。

データ同化法には様々な手法がある。断面積調整法は測定データを元に入力データ(断面積)を調整することで予測の不確かさを低減する手法である。また、バイアス因子法(通常、拡張、一般化)は、測定データを用いて、評価対象とする核特性の予測不確かさを低減する手法となっている [1)2)]。これらの手法は、高速炉で歴史的に用いられてきているものの、軽水炉の実機炉心解析では感度係数の直接評価が困難であることから、実用化には至っていなかった課題がある。

しかしながら、近年、ランダムサンプリング法に基づく統計的な手法をベースとしたデータ同化法が炉心解析に適用され始めている [3)]。Khalik らが提案した Physics Guided Covered Mapping (PCM)法では、検証体系と設計体系に対して、ランダムサンプリングを用いた計算モデルの予測を行い、検証体系と設計体系において相関が高いパラメータを用いて設計体系の予測値の不確かさを低減する手法を提案している [4)]。遠藤らは、バイアス因子法をランダムサンプリングに基づいて行う形に拡張し、軽水炉体系における適用性を確認している [5)]。これらの手法の特徴は、軽水炉の解析で大きな課題であった感度係数の直接的な評価を行うことなくデータ同化法を適用できることである。また、現時点では、入力データとして、核データの不確かさのみが考慮されているが、上記の手法は、核データのみに限らず様々な不確かさを取り扱い可能である。他の不確かさ、例えば幾何形状、組成、温度、運転条件、計算モデルなどを考慮することで、さらに適用範囲が広がることが期待できる。

6. 標準ベンチマーク問題の設定

従来は、設計炉心の臨界時核特性の予測精度向上のため、代表性因子が 1 に近いモックアップ体系臨界実験結果が主として用いられてきた。一方、5 節で述べたデータ同化法を用いる場合、V&V に用いる測定データと V&V で対象とする核特性が一対一に対応している必要はない。入力データや計算モデルの不確かさ等の観点から見て、V&V で対象とする核特性と相関の高い測定データがあれば、不確かさの低減を図ることができる。逆に、ある V&V メニューを想定したときに、V&V の対象とするパラメータの不確かさを定量評価することが可能となる。なお、データ同化法を用いる場合、臨界実験データに限らず、未臨界実験データ、その他、場合によっては核燃料を使用しない実験も含めて測定データを活用できる可能性があることを示している。

このことから、炉心の安全性評価に必要な核特性パラメータの V&V に使用できる標準ベンチマーク問題を設定することが重要であると考えられる。この標準ベンチマーク問題は、臨界集合体、実機炉心、PIE 等の測定結果からなっており、入力データや計算モデルの不確かさに対して、種々の測定データと炉心安全性パラメータの変動の相関が評価されているものである。データ同化の手法を用いると、標準ベンチマーク問題の解析を実施し、それぞれの予測誤差を評価することで、炉心安全性評価に必要となるパラメータの平均誤差と不確かさを評価できるものになると考えられる。なお、炉心パラメータ間の不確かさ(変動)には相関があり、直接の測定が困難なパラメータに対しても、このような考え方を用いることで不確かさの定量評価が可能になるものと考えられる [6),7)]。

また、この V&V の過程において、連続エネルギーモンテカルロコードを介在させることにより、計算モデルの不確かさの大部分を低減することが可能になると期待できる。今後、このような方法論の確立が望まれる。

原子力安全の目標は、人と環境を放射線の有害な影響から防護することであるが、これを解析で直接示すためにはレベル 3 の PRA が必要となり、複雑で大規模な解析が必要となる。そこで、炉心損傷確率、格納容器損傷確率、放射性物質の放出量制限という性能目標(サロゲート、代替指標)が設定され、これらの性能目標が安全目標への適合性の目安となっている。同様の考え方を用いて、炉心解析においては、炉心安全パラメータの不確かさの評価が本来求められるところ、代替指標として標準ベンチマーク問題の不確かさ評価を用いることが出来ると考えられる。

7. まとめ

本稿では、特に軽水炉の炉心解析を中心として V&V に関連する課題と今後の方向性について検討を行った。V&V の設計・実施にあたっては、炉心解析の最終目的(原子力安全の確保)に立ち返って考える必要がある。また、データ同化手法の活用により、直接的に測定が困難な炉心パラメータを含めた V&V が実施できると考えられる。また、標準ベンチマーク問題の設定により、V&V を合理化できるものと考えられる。

1. T. Kugo, T. Mori, T. Takeda, “Theoretical Study on New Bias Factor Methods to Effectively Use Critical Experiments for Improvement of Prediction Accuracy of Neutronic Characteristics,” J. Nucl. Sci. Technol, 44, 1465 (2006).
2. T. Sano, T. Takeda, “Generalized Bias Factor Method for Accurate Prediction of Neutronics Characteristics,” J. Nucl. Sci. Technol, 43, 1465 (2006).
3. E. Castro, et al., “Improving PWR core simulations by Monte Carlo uncertainty analysis and Bayesian inference,” Ann. Nucl. Enegy, 95, 148 (2016).
4. H. Abdel-Khalik, H. Ayman, C. Wang, “Physics-guided Covered Mapping: a New Approach for Quantifying Experimental Coverage and Bias Scaling,” Trans. Am. Nucl. Soc., 112, 704 (2015).
5. T. Endo, A. Yamamoto, T. Watanabe, “Bias factor method using random sampling technique” J. Nucl. Sci. Technol, 53, 1494 (2016).
6. A. Yamamoto, Y. Yasue, T. Endo, Y. Kodama, Y. Ohoka, M. Tatsumi, “Uncertainty Estimation of Core Safety Parameters using Cross-Correlations of Covariance Matrix,” J. Nucl. Sci. Technol., 50, 966 (2013).
7. T. Watanabe et al., “Uncertainty and Correlation Estimation of Reload Safety Parameters of PWR using Random Sampling Method,” Trans. Am. Nucl. Soc., 109, 1365 (2013).

2018年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理計算における V&V の課題と解決
Addressing issues of V&V in reactor physics calculations

（2）実験データを用いた不確かさの定量化と妥当性確認

(2) Uncertainty Quantification and Validation using Experimental Data

*横山 賢治[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

日本原子力学会において 2015 年に「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」[1]（以下、ガイドライン）が発行された。ガイドラインは、原子力分野で用いられるシミュレーション手法の信頼性を確保するための枠組みを提示したものであるが、個別分野における適用方法については、各分野にて検討し、実例を蓄積することが重要とされている。このため、次世代高速炉の核設計の分野では、ガイドラインに基づくモデリング&シミュレーションの検証及び妥当性確認（Verification and Validation, V&V）と不確かさ定量化（Uncertainty Quantification, UQ）（以下、特に断らない場合は、両者をまとめて V&V と呼ぶ）の基本的な考え方について検討を行った[2,3]。ガイドラインを特定の分野に適用する際には、様々な考え方が可能であるが、2016 年に行われたこの検討に参加した経験をもとに、高速炉核設計の分野における V&V の基本的な考え方について紹介する。なお、本項の内容の詳細については今後も検討が継続される予定である。

高速炉の核特性評価では、不確かさの主要な部分が、物性値（核データ）の不確かさに起因するので、この不確かさを低減する目的で、臨界実験等で得られる積分実験データのデータベースを開発・整備してきたという経緯がある。この実験データベースは継続的に改良が行われ、高速炉の設計研究で利用されてきた[4]。また、実験データベースを有効に活用するためには解析評価結果とその不確かさの情報が必要となるため、不確かさ定量化に関する取り組みも活発に行われてきた。

ガイドラインでは、図 1 に示すように V&V のプロセスを 4 つのエレメントに分けて取り扱う。特に不確かさ定量化に関する項目に着目すると、エレメント 2 の数学的モデル化では、数値的解析手法上の不確かさと入力の不確かさの評価が必要となる。エレメント 3 の物理的モデル化では、不確かさ評価済みの実験データに基づく妥当性確認データベースを用意し、実験の不確かさを定量化する必要がある。エレメント 4 では、これらの不確かさを統合して、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件におけるモデルの予想性能を評価することが求められている。

本稿では、エレメント 2～4 の不確かさの定量化と妥当性確認に関する部分を中心に紹介する。

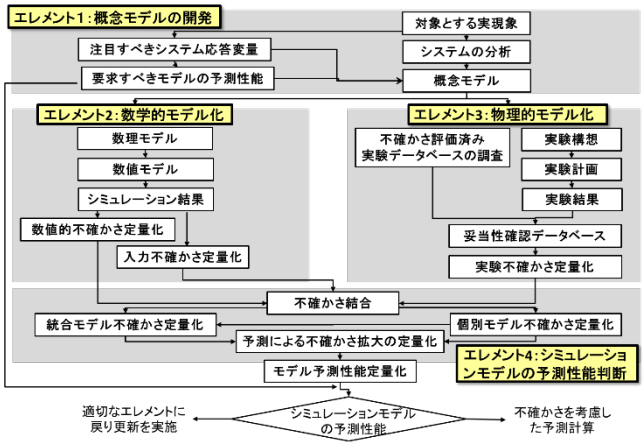


図 1　ガイドラインにおけるモデル V&V

2. 次世代高速炉核設計手法の V&V（基本的考え方）

高速炉核特性評価の分野における V&V について、不確かさ定量化に関する各項目との対応を整理したものを図 2 に示す。以下では、これらの項目についてエレメント 2～4 の順に説明する。

*Kenji Yokoyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2-1. エレメント 2：数学的モデル化における不確かさ定量化

V&V の基本的考え方を検討する際の前提条件として、次世代高速炉の核設計のシミュレーション手法には、決定論的手法を用いることとした。設計解析ではパラメータを変更して繰り返し計算する必要があるため、基準計算として、解析モデルはやや粗いが計算の速い手法を採用し、種々の詳細な解析モデルに基づく計算結果で基準計算値を補正して最確評価を行うことを考える。このように各種の補正は行うものの、決定論的手法を用いることから、実効断面積、エネルギー群数、計算手法などに起因する数値解析手法上の不確かさがあると考えられる。このため、これらの解析モデル上の近似がないとみなすことができる連続エネルギーモンテカルロ法との比較により、数値的な不確かさを定量化する。入力の不確かさの定量化については、前述のように、核データの不確かさの影響が大きいため、核データに起因する不確かさを考慮する。この核データ起因不確かさは、評価済み核データライブラリの共分散データと感度係数（核データの単位変化当りの核特性変化量で定義）により評価することができる。具体的には、共分散データを行列**M**、感度係数を行列**G**で表すと、核データ起因不確かさは$\mathbf{GMG}^{T}$（T は行列の転置）で計算することができる。高速炉体系では、核データの変化と核特性の変化の間に線形性が比較的よく成り立つことから、一般化摂動論に基づいて効率的に感度係数を計算することが可能である。

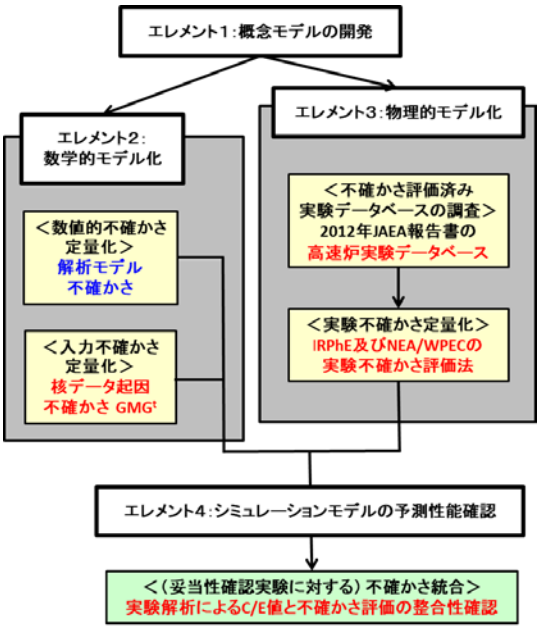


図 2　高速炉核特性評価分野での適用例

2-2. エレメント 3：物理的モデル化における不確かさ定量化

高速炉核特性評価の分野では、臨界実験装置・実機プラントにおける種々の炉心特性に関する 600 を超える実験が既にデータベース化されている[4]ため、この高速炉実験データベースを、エレメント 3 で必要とされる妥当性確認用データベースに対応させる。表 1 にこのデータベースの概要を示す。このデータベースは、基本的には Na 冷却 MOX 燃料大型高速炉を設計することを想定して開発されてきたものであるが、実験データの信頼性向上の観点から、できるだけ独立した複数の実験を採用するという方針が採られており、臨界実験だけでなく、高速実験炉「常陽」や高速増殖原型炉「もんじゅ」で取得された性能試験データ等も含まれる。また、実験データベースには、契約上の理由などにより公開できないものも含まれているものの、実験データの選択においては、説明性の観点から、公開性を重要な要件の一つとして考慮している。

ガイドラインでは、実験データベースの完備性を確認することの必要性が述べられており、評価マトリックスなどのツールの使用により分かりやすく整理することの重要性が指摘されている。表 1 から、様々なサイズの炉心において設計で重要となる核特性が幅広く取得されていることが分かるが、設計対象炉心のすべての状態を完全に包含することはできないため、エレメント 4 で要求される、実験が存在しない条件におけるモデルの予測性能を評価するという項目への対応が何らかの形で必要になると考えられる。このエレメント 4 の要求に対する考え方については後述する。また、現状では完備性を分かりやすくシステマティックに評価する手法等は確立できておらず、エレメント 4 の完備性の確認方法については、今後の検討課題といえる。

2-2-1. 実験に起因する不確かさの評価方法

エレメント 3 では、不確かさ評価済み実験データベースの調査が必要となるが、高速炉実験データベースの実験起因不確かさについては、OECD/NEA で整備されている国際炉物理ベンチマーク（International

表１　高速炉実験データベースの概要

実験装置（研究所、国）	実験炉心（合計数）	炉心の特徴	DB化された核特性	公開性
ZPPR <JUPITER計画> (ANL-W, 米国)	ZPPR-9、10A～10C (4)	60～80万kWe級 均質二領域MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド反応度、ドップラー反応度（サンプル）	Yes. (IRPhE)
	ZPPR-13A、17A (2)	65万kWe級 径・軸方向非均質MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド反応度、ドップラー反応度（サンプル）	
	ZPPR-18A、18C、19B (3)	100万kWe級 均質二領域MOX炉心 （外側：濃縮ウラン混合）	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド反応度	
ZEBRA <MOZART計画> (Winfrith、英国)	MZA (1)	550ℓ一領域MOX クリーン炉心	臨界性、Naボイド反応度	Yes. (IRPhE)
	MZB、MZC (2)	2,300ℓ 均質二領域MOX もんじゅ模擬炉心	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度	
常陽 (JAEA、日本)	JOYO Mk-I (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のブランケット付き75MWth高速実験炉	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度、燃料置換反応度、等温係数、燃焼反応度	Yes. (IRPhE)
	JOYO Mk-II (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のSS反射体付き100MWth高速実験炉	MA照射後試験	No.
もんじゅ (JAEA、日本)	MONJU Startup Tests (2)	28万kWe均質二領域の高速増殖原型炉	臨界性、制御棒価値、等温係数	No.
BFS (IPPE、ロシア)	BFS-62-1～62-5、66-1 (6)	3,400ℓ 三または四領域 濃縮ウラン（+Pu）炉心 （ブランケットまたはSS反射体）	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド反応度	No. (Yes. BFS-62-3A) (IRPhE)
	BFS-67、69、66 (3)	10kgのNpO_2を炉中心MOX領域に装荷 （原子炉級、兵器級、高次化Pu）	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド反応度	No.
MASURCA (CEA、仏国)	ZONA-2B (1)	380ℓ Pu燃焼型MOX炉心 （CIRANO計画）	Naボイド反応度、燃料置換反応度	No.
SEFOR (General Electric、米国)	SEFOR CORE-I、II (2)	20MWth Pu・濃縮ウラン混合燃料 高速炉心	ドップラー反応度（全炉心）	Yes. (PHYSOR2004)
Los Alamos (LANL、米国)	FLATTOP-Pu、FLATTOP-25、JEZEBEL、JEZEBEL-240、GODIVA (5)	直径約10cmの球状炉心 （Pu-239、高次化Pu、ウラン燃料、裸またはU-238反射体付き）	臨界性	Yes. (ICSBEP)

Reactor Physics Benchmark Evaluation Project, IRPhEP）の評価方法[5]に則り、不確かさ定量化が行われている。IRPhEP の評価方法には、実際に評価作業を進める上で参考になる具体的な指針が示されている。例えば、文献の調査に関しても、複数の文献がある場合、お互いの文献の記述に整合性があるかどうかなどのチェックを要求している。更に必要に応じて、実際に実験を行った実験関係者へのインタビューや内部メモやログブックを調査して評価することまで求めている。高速炉実験データベースは、実験の詳細データへのアクセスのしやすさの違いなどから、実験によってその評価内容の詳細さに違いはあるものの、基本的にこの考え方に則り評価を行っている。実際に、高速炉臨界実験 JUPITER シリーズの ZPPR の 9 個の実験炉心（ZPPR-9、-10A/B/C、-13A、17A、18A/C、-19B）と、高速実験炉「常陽」MK-I の性能試験、50MW/75MW 運転データについては、IRPhEP のベンチマーク問題として登録されている。

不確かさ定量化に関しては IRPhEP の評価方法では、実験に起因する不確かさを要因ごとに分類して、個別に評価した上で、それらを統合して全体の不確かさを評価することが求められている。更に、必要に応じて感度解析などを実施し、寸法製作公差や組成分析の不確かさ等、各種の不確かさが実験データに与える影響を定量的に把握して評価しなければならないとされている。また、原則として、実験に関して考えられるすべての不確かさの要因をリストアップして、定量的に評価した後で、それらの誤差要因が無視できるかどうか判断することが求められている。

一方、ガイドラインでは、実験データにおける総括不確かさ（不確かさ及び推定誤差の総称）の発生因子とその影響について可能な限り把握しておくことの重要性が指摘されている。また、総括不確かさの定量化にあたっては、実験装置、計測、過誤などに起因する総括不確かさを特定して評価することの必要性が述べられている。これらのガイドラインの考え方は、先に述べた IRPhEP の考え方とよく対応しており、IRPhEP の評価方法はガイドラインにおける実験不確かさ定量化の方法を炉物理実験に適用した実例の一つと見ることができると考えられる。

2-2-2. 実験データ間の相関係数の評価方法（OECD/NEA WPEC の方法）

IRPhEP の実験不確かさの評価方法では、不確かさを要因ごとに細分することが求められているので、

これらの評価された不確かさの情報を用いて、更に、実験データ間の相関係数を評価することができる。この相関係数の評価方法は「不確かさ要因相関法」と呼ばれており、OECD/NEA の報告書[6]に詳細が記載されている。例えば、2 つの実験データ A、B の不確かさ要因を「共通不確かさ」と「独立不確かさ」のどちらかに分類できるまで細分してある場合、以下の式を用いて実験データ A と B の間の相関係数を評価することができる。

$$\rho_{A,B} = \frac{\sum_i \sigma_{common,A,i} \times \sigma_{common,B,i}}{\sigma_{total,A} \times \sigma_{total,B}} \quad (1)$$

ただし、$\sigma_{total,x} = \sqrt{\sum_i \sigma^2_{independent,x,i} + \sum_i \sigma^2_{common,x,i}}$ $(x = A, B)$である。

実験データ間の相関係数は、実験データの特徴を表す重要な情報であり、実験データベースの多様性・完備性を評価する観点でも必要である。高速炉の実験データベースには、実験起因不確かさの情報として、このようにして評価された相関係数の情報も含まれている。

2-3. エレメント 4：不確かさ統合、実験データベースによる妥当性確認

エレメント 4 では、妥当性確認のために用いる実験に対する総括不確かさの定量化及び注目システム応答変量に対する総括不確かさの影響についての統合を実施し、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件におけるモデルの予測性能を評価することが求められている。また、考慮すべき不確かさの発生因子が全て同定されており、数学的表現を当てはめるレベルにまで整理することの必要性が指摘されている。これらに対応する考え方として、実験解析に対する全不確かさ、すなわち、実験解析に対する不確かさの統合を評価する式が妥当であることを確認した上で、同様の式を用いて設計解析における予測計算値の全不確かさを評価することにより、妥当性確認のために用いる実験が存在しない条件においても不確かさを評価できると考える。

個々の実験解析の全不確かさは、実験データを解析する際の解析モデル起因不確かさ$\mathbf{V}_{model}^{(database)}$と核データ起因不確かさ$\mathbf{G}^{(database)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(database)T}$、実験起因不確かさ$\mathbf{V}_{experiment}^{(database)}$の合計として、以下の式で評価する。

$$\mathbf{V}_{total}^{(database)} = \mathbf{V}_{model}^{(database)} + \mathbf{G}^{(database)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(database)T} + \mathbf{V}_{experiment}^{(database)} \quad (2)$$

この式で各項は相関を含む分散共分散行列で表現されているので、具体的には左辺の対角成分の平方根が統合された不確かさに対応する。この式で示されるように、各項の内部では必要に応じて相関まで考慮するが、解析モデル起因不確かさ、核データ起因不確かさ、実験起因不確かさは互いに独立であるとしている。この式で評価した実験解析の全不確かさの妥当性を、図 3 に示すような考え方に基づいて確認する。例えば、この図の一番左側のケースは、C/E 値のばらつきと C/E 値の全不確かさの間に（少なくとも）明らかな不整合はないと考えられるので、妥当であると判断する。残りの三つは、C/E 値のばらつきと C/E 値の全不確かさの間の関係から、系統的なバイアスの可能性、不確かさの過小評価、不確かさ過大評価の可能性があると評価される例を示している。

2016 年の検討では、現状の実験データベースを用いて、予備的な妥当性確認が行われた。図 4 に、そのときの結果の一つとして、U-238 捕獲反応率比の結果を示す。この例では、C/E 値のばらつきに対応する C/E-1 値の 2 乗の平方根で評価された不確かさが約 2%であったのに対して、(2)式で評価された物理モデル化に対して統合した不確かさは約 3%となった。このように両者に若干の差は見られるものの、図 4 の結果は、図 3 の考え方に照らしてほぼ妥当であると考えられる。

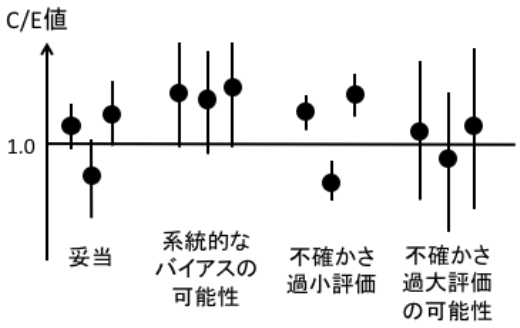


図 3　妥当性確認の考え方

このように、実験解析の全不確かさ評価の妥当性を確認した上で、設計解析における予測計算値の全不確かさを評価する。ただし、設計解析では核データ以外の入力情報（例えば、実際に設計する体系の燃料組成や寸法等）に起因する不確かさが存在すると考えられるので、別途「実体系起

因不確かさ」を考慮する。この不確かさは、妥当性確認のための実験データの解析においては、実験起因不確かさ（実験体系の寸法製作公差や組成分析の不確かさ等）に相当する。設計解析における予測計算値の全不確かさ$\mathbf{V}_{total}$は、設計対象体系を解析する際の解析モデル起因不確かさ$\mathbf{V}_{model}^{(target)}$、設計対象体系の感度係数$\mathbf{G}^{(target)}$と核データ共分散$\mathbf{M}$で評価される核データ起因不確かさ$\mathbf{G}^{(target)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(target)T}$、実体系起因不確かさ$\mathbf{V}_{extenal}^{(target)}$の合計として以下の式で評価する。

$$\mathbf{V}_{total} = \mathbf{V}_{model}^{(target)} + \mathbf{G}^{(target)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(target)T} + \mathbf{V}_{extenal}^{(target)} \quad (3)$$

この式においても、実験解析の不確かさを評価する(2)式と同様に、解析モデル起因不確かさ、核データ起因不確かさ、実体系起因不確かさは互いに独立であるとしている。前述のように、ガイドラインでは、予測による不確かさ拡大を定量化することが求められているが、この予測による不確かさの拡大については、上記の不確かさの独立性に基づいて各項ごとに評価する。右辺の第 1 項の解析モデル起因不確かさについては、設計体系に対して決定論的手法とモンテカルロ法を適用して解析を実施できるので、これらの結果を比較することで設計体系における解析モデル起因不確かさを定量化する。第 2 項の核データ起因不確かさについても、設計体系における感度係数を計算して評価するので、この感度係数に炉心サイズ・形状・組成などの解析対象の特徴が反映され、設計体系の核特性の核データ起因不確かさを定量化できると考える。第 3 項の実体系起因不確かさは、設計体系の解析をする際に新たに入り込むと考えられる入力の不確かさであるので、設計体系における不確かさが直接的に反映されると考えられる。

3. 今後の課題とまとめ

炉物理計算における実験データを用いた不確かさの定量化と妥当性確認の検討例として、高速炉の核設計評価の分野におけるガイドラインの適用の取り組みを紹介した。今後、より詳細な検討を行い、実例を蓄積していくことが必要である。

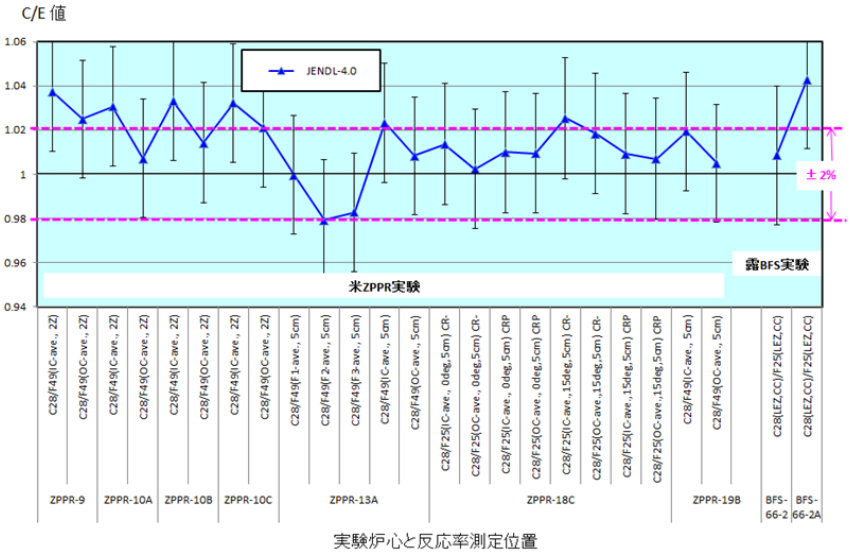


図 4　U-238 捕獲反応率比の妥当性確認（予備検討結果）

参考文献

[1] 日本原子力学会標準、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」、AESJ-SC-A008:2015（2016）

[2] K. Ohgama, et al., “Model Verification and Validation Procedure for a Neutronics Design Methodology on Next Generation Fast Reactors,” Proc. of ICAPP 2017, Apr. 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017)

[3] 大釜和也、池田一三、石川 眞、他、「次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ」、3 件シリーズ発表 2H03～05、日本原子力学会 2016 年秋の大会（2016）

[4] 杉野和輝、石川 眞、他、「核設計基本データベースの整備（XIV）－JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価－」、JAEA Research 2012 2012-013（2012）

[5] V. A. F. Dean, “The Benchmark Evaluation Process: From Experimental Data to Benchmark Model,” Nucl. Sci. Eng., Vol. 145, pp.20-38 (2003)

[6] M. Salvatores, et al., “Method and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data,” NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445, OECD (2013)

2018年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理計算における V&V の課題と解決
Addressing issues of V&V in reactor physics calculations

(3) モンテカルロ輸送計算での V&V 補完の可能性

(3) Possibility for Complementing V&V using Monte Carlo Calculations

*池原　正[1]

[1]GNF-J

1. はじめに

核特性評価解析の分野では，連続エネルギモンテカルロ法（MC 法）コードを各種実験解析や核データの積分テスト，決定論的手法の妥当性確認や高度化のための数値参照解を得る目的で広く用いてきた。MC 法の更なる利用拡大を模索すると，例えば商用軽水炉の全炉心体系計算といった大規模問題への適用が可能であるとすれば，その結果を用い運転実績データの無い炉心状態に対する核設計コードシステムの予測性能における不確かさ評価が可能になるのではないかと考えられる。つまり実測値が存在しないか，実測自体が困難な現象に対し，物理的モデルに代わり MC 法コードを数値実験装置としたシミュレーションを実施し，実測値を補完するというアイデアである。こうした方法がモデリング＆シミュレーションの所期の目的に対する Verification and Validation（V&V）実施において，どういった範囲でそれが可能なのか，そのためにはどのような要件を満たさなければならないのか，合わせてその得失についても考えてみたい。目指すところは，1)核設計コードシステムの適用領域にわたる V&V において，外挿領域を削減させることで外挿に伴う不確かさ量を低減させること，2)核設計コードシステムに用いられる数学的モデルや数値モデルを改良するための情報の量及び解像度を実測値に対しより高められると期待できることから，核設計コードシステムの手法自体の高度化や信頼性向上による将来の不確かさ低減に資すること，にある。

本稿では，BWR 核設計コードシステムを対象に V&V の現状を概観し，MC 法コードを BWR 全炉心に関する数値実験装置として新たに適用することの可能性をその実施例と共に示す。ここでは MC 法コードとして MCNP5.1（以下，断らない限り MCNP と略記）を選び，炉心には燃料を全て MOX 燃料で構成できる ABWR（フル MOX-ABWR）を対象とし，全ウラン炉心から部分 MOX 炉心を経て全 MOX 炉心に至る V&V を例示する。

2. MC 法計算により実測値を補完することの可能性 — M&S 流の説明

2.1. BWR 核設計コードシステムの役割と対象とする現象

BWR 核設計コードシステムは，炉心内での核・熱結合現象をモデル化し数値シミュレーション（モデリング＆シミュレーション” M&S”）することで，与えられた炉心熱出力，炉心冷却材流量，及び制御棒パターンなどの定常運転状態における臨界性や熱的制限値に対する余裕，原子炉の停止能力と言った炉心特性を求める。更に，計算で得られた空間 3 次元的諸量（中性子束・出力分布燃料棒出力や冷却材のボイド率分布）に加え，ボイド反応度係数，ドップラ反応度係数といった過渡的事象に対する応答特性は，原子炉の動特性や炉心の安定性，燃料棒挙動を評価するための後段コードの入力として使用される。

2.2. BWR 核設計コードシステムの構成

自明なこととして，関与する核的及び熱水力的な多数の物理プロセスを微視的な素過程として結合させる詳細統合シミュレーションは，核設計コードシステムに許容される計算コストや求められる高速計算性と相反するばかりか，スーパーコンピュータを用いたとしてもその計算規模に照らし合わせ考えると，求解は極めて難しく現実的とは言い難い。BWR 核設計コードシステムのモデル化は，その所期の利用目的に照らし合わせ考えれば，再現または予測しようとする原子炉の挙動や特性に対し，重要度の高い物理現象を特定する

* Tadashi Ikehara
Global Nuclear Fuel-Japan

と共に，これを空間・時間やエネルギ・スケールにより階層的な物理プロセスに分解する方法が取られるべきである。実際に核設計コードシステムはこうした概念に基づき開発されてきている。つまり M&S で言うところの PIRT＋階層分解というアプローチである。これに従い現行核設計コードシステムの殆どは，断面積ライブラリを核データベースとする燃料集合体コードと炉心計算コードから構成され，こうしたシステム構成方法は一般に 2 段階手法と呼ばれている（表 1 参照（末尾頁））。

2.3. 妥当性確認プロセス

2 段階手法におけるシミュレーションの流れにおいて最上位に位置する断面積ライブラリは，評価済み核データライブラリから，殆どの場合公開の核データ処理コード NJOY にて処理され，核種毎及び反応チャンネル毎，また環境パラメータである温度や自己遮蔽因子などをインデックスとしてデータベース化される。NJOY コードはブラックボックスとして使用されるのが実態であり，NJOY の出力をデータベース化する際のデータのハンドリングに誤りがなく仕様どおりにデータが格納されていること，インデックスの付け方の良否といった事項の検証は行われるものの，これを評価済み核データや核反応測定データとの突合せに立ち返り確認することは NJOY を妥当性確認することと等価であり，ここに立入るのは事実上困難である。こうしたことから，断面積ライブラリの妥当性確認は，これを入力とする燃料集合体コードと一体で行われるのが一般的である。

燃料集合体コードの数学的モデル化では，よく知られるように，径方向空間 2 次元体系の無限配列（無限体系）条件が仮定される。その妥当性確認は M&S のコンポーネント効果試験に位置づけられる。そのための実験，即ち物理的モデル化では，熱水力現象を固定した核的現象のみを対象とする小臨界体系における臨界実験として行われてきた。ただし，物理プロセスとしては，無限配列条件を模擬した実験よりは，有限体系での実験データベースが拡充していて，もっぱらこの種の測定値との比較が行われる。このような無限体系対有限体系といった数学的モデルと物理的モデルの間のギャップを埋める（又は，貴重なデータベースを活かす）ための方法として，1）燃料集合体コードの数学的モデルを物理的モデルに合わせる拡張を行う方法（例えば，燃料集合体コードを複数集合体が配列した有限体系に適用できるように拡張するなどの方法），2）別途臨界実験結果により不確かさが確認済の MC 法コードを数値実験装置として無限体系条件に対する参照計算を行い，これを用い燃料集合体コードの妥当性確認を行う方法，等が採られる。

次に燃料集合体コード性能の全炉心体系へのスケールアップ性能は，コード内で計算される均質化された巨視的断面積や燃料棒毎出力分布等を炉心計算コードに入力することで実行される核・熱結合計算モデル性能に反映される。このスケールアップで重要なプロセスが，無限体系から有限体系への空間次元・スケールの拡大と粗視化及び境界条件の変更に伴う炉心計算コード内での補正計算である。そのための計算モデルがⅠ）炉心内での隣接燃料集合体断面要素（ノード）間の出力分布補正計算モデルや，Ⅱ）燃料集合体内の燃料棒毎の出力再構築計算モデルである（表 1 中の灰色セル部分）。

これらを踏まえると，炉心計算コードの妥当性確認では，実規模システム試験に当たる実機運転により得られるデータとの比較に加え，燃料棒出力，チャンネル流量といったより高解像度の測定量が必要である。こうした要請に対し，炉内核計装や流量計測の実際を考えると明らかに限界がある。そこで運転炉心の計測量を補填するための方法が必要となる。必然的にそれは，局所的な物理プロセスに着目すると共に解像度を上げることが可能なコンポーネント効果試験やより基礎的な個別効果試験となる。

燃料棒出力については，これが隣接燃料集合体間のスペクトルミスマッチといった核的効果に影響を受けると考えれば，実炉条件を模擬する部分炉心問題を設定し，別途臨界試験などの実測値により妥当性確認済の MC 法コードから得られる数値参照解と比較する，といった方法が可能である（表 1 中の緑セル部分▽）。また炉心停止後の燃料棒の出力分布測定（ピンガンマスキャンデータ）による方法[1]もあるが，容易には実施できないのが実情である（黄色セル部分△）。一方，チャンネル流量については，熱水力現象が支配的であることから，チャンネル圧損試験を行うといった方法が従来より採られている。

ここで核的現象に着目し，妥当性確認を実測値の存在しない領域に外挿する問題を考える。現有の課題として，核設計コードシステムの妥当性確認領域を全ウラン炉心から全 MOX 炉心に拡大させるような例が挙げられる。言うまでもなく，それは実機運転データベースが充実している全ウラン炉心に対し（紫色セル部

分○），MOX 炉心の運転実績は，海外 BWR で MOX 燃料装荷率 1/3 程度まで，国内 BWR では 6%に留まる（紫色セル部分△／×）。こうした背景から核設計コードシステムの予測性能を全ウラン炉心から全 MOX 炉心まで同質の水準で実施するため，その妥当性確認に用いるデータベースを数値的手法（MC 法）で補完することを考える。そのための要件を表 1 上部左のブロック図で示す。ⅰ）関与する現象のうち，その振る舞いがウラン／MOX 依存性を有する現象（核的現象）は数値モデル化されていること。ⅱ）ウラン／MOX 依存性が無視し得る現象（熱水力現象）[2]については固定条件として数値モデルに反映すること - 例えばボイド率分布は固定すること。ⅲ）核・熱水力現象間のフィードバック効果については，両者を結合シミュレーションせずともフィードバック（ボイド反応度）係数が得られる数値実験ケースを用意すること。言うまでもなく，MC 法コードを用いれば，2 段階法では避けられないエネルギー・空間解像度の粗視化や空間スケールの分離階層化といった数学的モデル性能の劣化を伴わない数値実験（表 1 の青色セル部分○）が可能である。その結果をもって実測値を補完することで緑／黄／紫色セルのほぼ全ての▽／△／×を○に格上げできる可能性が開ける。これを実行するための要件を次章で考える。

3. MC 法による物理的モデル化のための 4 要件

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008：2015）」によれば，妥当性確認実験の実施要件には，①シミュレーションの所期の利用目的に明確に基づくこと，②重要な物理プロセスを網羅できていること，③実験データにおける不確かさを定量的に評価する方法が存在すること，が示されている。この物理実験に関する要件を数値実験に焼直し，ソフトウェア実行に固有な事項を付加すると次のように改められる。

1) 大規模計算の実施可能性

ソフトウェアとしての限界やこれを実行する計算機ハード能力の制約の範囲内で，実炉の幾何形状や組成分布（燃焼組成，ボイド率分布，等）を可能な限り模擬し得る計算モデルを構築すること

2) MCNP の物理現象予測能力の合目的性

MC 法ソフトウェア上の物理現象予測能力が，所期の利用目的により定まる適用範囲にわたり許容範囲を超えて劣化がないこと

3) 数値実験参照解に内在する不確かさの見積もり

MCNP 計算結果にはモンテカルロ計算に固有の統計的バラツキと共に，入力となる核データの不確かさが内在するので，この不確かさを見積もれると共に，それらが許容範囲内に抑えられること

4) 計算モデルの実炉特性模擬性能の検証

・炉心の大きさや幾何形状，水対燃料比や燃料濃縮度といった BWR 燃料・炉心を特徴づける基本パラメータの実炉条件模擬性が確保され，かつ偶発的不確かさの取込みに関する知見が反映され， ・炉心内の径方向・軸方向出力分布形や各種反応度といった炉心特性が実炉特性を再現できていると共に，全ウラン炉心から全 MOX 炉心に至る炉心特性の系統的変化の傾向を模擬できていること

4. 炉心モデルの作成

これまでの議論から炉心モデル作成は，MC 法コードのソフトウェア制限内で，運転状態および停止状態の ABWR 燃焼後炉心を燃料棒解像度にて模擬する問題に帰着される。MCNP であれば計算モデルを構成する面数 NSUF，セル数 NCEL，組成種類数 NMAT，回転・移動操作数 NTRCL 等に関する上限値（storage limitations，S.L.と記す）が存在する。一方，大規模計算モデル作成のためのアルゴリズムが作成できれば，これにより炉心モデルの規模や詳細度を規定する，例えば，燃料集合体種類数 NB，集合体内の軸方向組成領域数 NZ を指定すると，それに必要な NSUF，NCEL，NMAT，NTRCL の総数が予測できることになる。つまり炉心モデル規模の上限を S.L.の制限に対し探索す

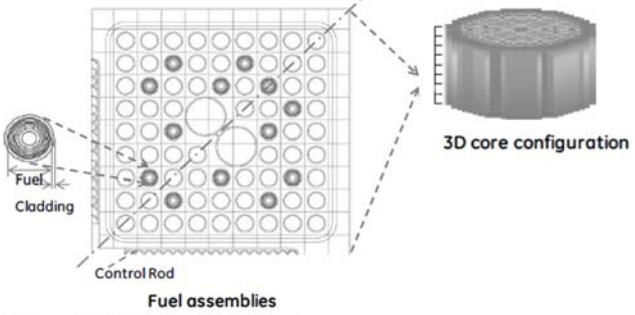


図 1. 炉心モデル作成手順

ることができる。このようにアルゴリズムとそれを具体化した自動化プログラムを準備することが，モデル上限の探索と共に，作成する炉心モデルの品質確保やコスト低減にも役立つ。報告者らは集合体断面モデルを基本要素として作成し，これを 3 次元的に配置する方法を全炉心モデル作成のために手順化した（図１）。これに基づき（NB, NZ）を指定した時の（NSUF, NCEL, NMAT，NTRCL）総数予測概算値を，MCNP5.1 及び MCNP6.1 を例に求めた（表２）。ここで概算値とは，例えば同一形状の集合体において Gd_2O_3 含有棒内部は径方向領域が細分化されるが， この種の詳細情報は加味せず，大局的観点での目安値を意味する。

表２．炉心モデル規模の上限をstorage limitation

Case	*NB*	*NZ*	*NSUF*	*NCEL*	*NMAT*	*NTRCL*
1	8	1	8800	6400	1600	32
2	8	3	26400	19200	4800	96
3	8	12	105600	76800	19200	384
4	8	24	212200	153600	38400	768
5	11	24	290400	211200	52800	1056
Storage limits	MCNP5.1		99999	99999	99999	999
	MCNP6.1		99999999	99999999	99999999	999

5. 実施例

3 章 1)の大規模計算の実施可能性を MCNP5.1 で確認すると，表２の Case 3（NB=8，NZ=12）が上限の目安となる。これは ABWR 実機の冷温初臨界解析（即ち，未燃焼状態）であれば，制御棒も含めた全炉心モデル作成を可能にする。[3] 一方，核設計コードシステムの V&V では，ボイドが発生している運転時のしかも燃焼組成炉心のモデル化が必要となる。つまり ABWR 炉心に装荷される 872 体の燃料を 8 タイプの集合体モデルで代表させ，個々には軸方向に 12 領域の組成及びボイド率分布を持たせることで，これらを炉心に配置し炉心をモデル化する。文献[4]では，フル MOX－ABWR 平衡サイクル初期及び末期模擬炉心を対象とし，3 章 4)の計算モデルの実炉特性模擬性能の観点では，出力分布，制御棒反応度，ボイド反応度，ドップラ反応度，動特性パラメータ，といった量が BWR 炉心特性の全ウランから全 MOX に至る典型値と共にその推移をほぼ再現できることが確認されている。また，3 章 2)の MCNP の物理現象予測能力の合目的性については，ドップラ反応度予測において欠落している DBRC モデルを MCNP に追加している。3 章 3)の数値実験参照解に内在する不確かさの見積もりでは，統計的不確かさ成分と核データ成分をそれぞれ見積もっている。これらを総合し，3 章で求める 4 要件が充足されていることが示されている。

数値実験の実実験に対して優位な点は，先にも述べたように対象の規模を全炉心としつつも，炉内中性子束の振る舞いを燃料棒単位の解像度で我々に提示してくれる。こうした情報から我々は，炉心計算コードで近似的に取り扱っているスペクトルミスマッチ計算，燃料棒出力再構築計算といった個別の計算モデルの性能を把握することができる。これは個別計算モデルの Verification を可能にすると共に，計算モデル改良のための有用な情報源となる。言換えると，個別計算モデルの本質的な予測性能向上を可能にする。

6. まとめ

MCNP は，ABWR 実機の冷温初臨界状態であれば空間規模，形状・組成表現を何ら犠牲にすることなく燃料棒単位の解像度をもってこれを計算対象とし得る。本稿では，その対象をフル MOX-ABWR の平衡サイクル初期及び末期模擬炉心に拡大し，全ウラン炉心から部分 MOX 炉心を経て全 MOX 炉心に至る領域での核設計コードシステムの V&V の数値実験装置として使用することの可能性について，前提とする要件と共に，これを示した。Validation としては，核設計コードシステムの予測性能の確認を全ウラン炉心から全 MOX 炉心まで同質水準で実施する手段を提供できること，また，Verification としてはスペクトルミスマッチ計算，燃料棒出力再構築計算といった個別計算モデルの確認が可能であることを示した。今後 MC 法コードの更なる性能・機能向上と相まって，数値実験装置による V&V のプラクティスの進展が期待される。

参照文献

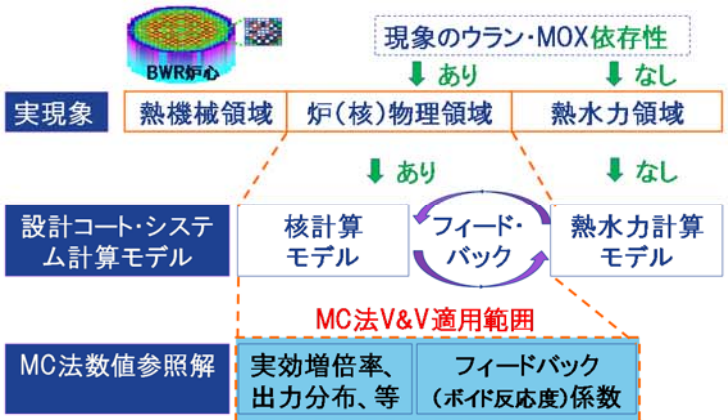
[1] B. R. Moore, et. al., “VALIDATION OF BWR SIMULATION METHODS VIA BUNDLE AND PIN-BY-PIN POWER GAMMA SCAN RESULTS”, PHYSOR 2010, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010, on CD-ROM,

[2] 原子力安全委員会，” 改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について，” 原子力安全委員会，一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日，(2001).

[3] S. Takano, *et al.*, “Commercial BWR Whole Core Calculations with MCNP5,” *Proc. SNA + MC2010, Tokyo, Japan,* October 17-21, (2010).

[4] Shou Takano, *et al.*, “Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems,” *Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017).

表 1　核設計コードシステム構成とモデル性能評価



物理プロセス階層		時間スケール	空間				中性子エネルギ		設計コードシステム計算モデル	階層間結合方法
階層	プロセス		次元	スケール	解像度	境界条件	スケール	解像度		
BWR設計コードシステム 第1階層	断面積ライブラリ		―	0	原子核～原子・分子		―	< 20 MeV	連続	評価済核データ処理コード使用	核種及び反応毎、温度・背景断面積依存、微視的多群断面積
	燃料集合体内	核	日～年、時(Xe過渡)	径方向2次元	燃料集合体断面	サブ燃料棒	反射(無限配列)条件	< 20 MeV	詳細群	断面積計算 中性子束分布計算 核種燃焼組成計算 炉心計算用定数計算	均質化された巨視的断面積、燃料棒毎出力分布、その他核定数
		熱水力	固定							―	
第2階層	炉心全体	核	日～年、時(Xe過渡)	3次元	全炉心	ノード*平均	炉心有限体系	< 20 MeV	1～少数群	巨視的断面積計算 中性子束分布計算 出力分布補正計算 燃料棒出力再構築計算	ボイド反応度係数(出力分分布ーボイド率分布反復収束)
		熱水力	日～年、時(Xe過渡)	3次元	全炉心	チャンネル	炉心有限体系	―	―	ボイド率分布計算 チャンネル流量計算	

設計コードシステム計算モデル性能評価													
個別効果試験(核)				個別効果試験(熱水力)		実機運転データ(核・熱水力結合)				MC法参照解			
ウラン	MOX	ウラン	MOX			全ウラン	部分MOX	全MOX	全ウラン～部分MOX	全ウラン～全MOX			
ウラン臨界試験(出力分布、反応度)	全MOX臨界試験(出力分布、反応度)	ウラン燃焼後組成	MOX燃焼後組成	ボイド率測定	チャンネル圧損	運転プラント・ウラン燃料運転実績	同左(MOX少数混在)運転実績	同左(全MOX)運転実績	ウラン&MOX炉心(断面／燃料棒毎)ガンマスキャン	燃料集合体体系計算(実効増倍率、反応度係数、等)	燃料集合体体系燃焼計算	少数燃料集合体・部分炉心体系計算	燃焼組成・燃料棒毎全炉心体系計算
○	○	○	○			○	△	×	△	○	○	▽	○
○	○	○	○			○	△	×	△	○	○	▽	○
		○	○			○	△	×	△		○		
						○	△	×	△			▽	○
						―							
										○	○		
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○
						○	△	×	△			▽	○
									△			▽	○
						○	△	×	△				○
				○									
					○								

*径方向1集合体、軸方向24程度分割

△:実機運転データ拡充が必要、▽:体系の実規模化が必要、×:実機運転データの欠如

(Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

[2F_PL04] Discussion

The reactor physics engineers and researchers have promoted the verification and validation (V&V) of the reactor analysis codes and it contributes the improvement of the reliability of these codes. Atomic Energy Society of Japan published a guideline for fidelity assessment of simulations (AESJ-SC-A008:2015) in 2015. For promoting the V&V activity using this guideline, we discuss the current status and future issues of the V&V activities.

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2H_PL] New development of radiation technology by Laser-Compton scattering

Chair: Jun Kawarabayashi (Tokyo City Univ.)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[2H_PL01] Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities

*Yoshihiro Asano[1,2] （1. Univ. Hyogo, 2. Osaka Univ.）

[2H_PL02] Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS

*Masaru Yosoi[1] （1. Osaka Univ.）

[2H_PL03] Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01

*Shuji Miyamoto[1] （1. Univ. Hyogo）

[2H_PL04] Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon

*Yoichi Kirihara[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開

New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

（1）LCS 光源の基礎と世界の LCS 光源の情勢

(1) Laser Compton scattering photons, the features and the status of the facilities

*浅野芳裕
兵庫県立大高度研・阪大 RCNP

1. はじめに　高速電子に光学レーザーを衝突させることによって発生するレーザー逆コンプトン散乱(LCS)光を用いることにより、これまで利用が難しかった数 MeV 以上の単色光子が比較的手軽に利用可能となり、その応用範囲も広がっている。本講演では LCS 光子の発生原理の概略と特徴および現在計画・建設中も含めた国内外の LCS 光施設について紹介する。

2. LCS 光　光子が静止エネルギーに比べてはるかに大きな運動エネルギーをもつ電子に散乱されるとき、光子が電子から運動エネルギーを受け取り、エネルギーの高い光子として光子進行方向の逆方向に散乱される。これを LCS 光またはレーザー電子光と言う。LCS 光のエネルギー$h\nu'$とレーザー光エネルギー$h\nu$、高速電子のエネルギーE_{in}の関係は Compton 散乱と同様に運動エネルギー保存則および運動量保存則から $h\nu' = h\nu \dfrac{E_{in} - c \cdot p_{in}\cos\theta_1}{E_{in} - c \cdot p_{in}\cos\theta_2 + h\nu(1-\cos(\theta_1-\theta_2))}$ となる。ここでθ_1およびθ_2は図１に示す衝突および散乱角度、P_{in}は高速電子の運動量である。したがって LCS 光のエネルギーはレーザー光と高速電子のエネルギーおよび衝突角度、散乱角度に依存する。また、レーザーの偏光を保存するので高エネルギー偏光光子が得られることや LCS 光の最大エネルギーに最大ピークをもつ特異なスペクトルを持つ。NewSUBARU BL1 での高速電子とレーザーを正面衝突させたとき(emittance=0)の計算例を図２に示す。単色 LCS 光を得るためには散乱角度θ_2を制限するか散乱電子の散乱角度Φと同時係数(Tagging)する方法が取られる。表１に 10MeV 以上の LCS 光が得られる主な施設を示す。これらの施設の散乱角度θ_2を制限したときや同時係数したときに得られる光子スペクトルのシミュレーション結果を示すとともに第４世代放射光施設での LCS 光の可能性の検討結果についても言及する予定である。

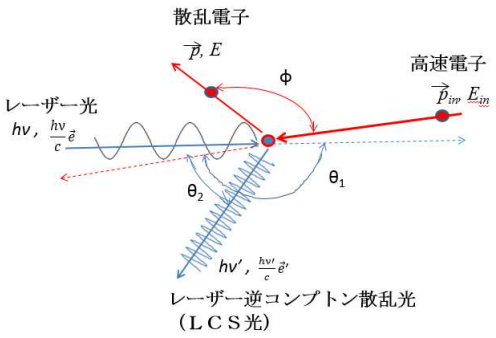


図１　LCS 光散乱概念図

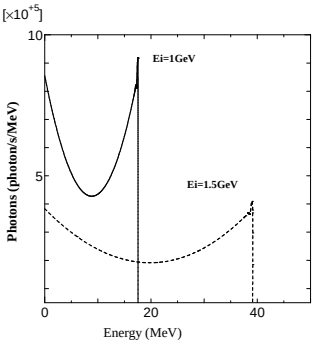


図２ LCS 光スペクトル(E_{in}=1 or 1.5GeV,レーザー波長 1.062 μ m)

表―１　主要な LCS 光施設（LCS 光エネルギー10 MeV 以上）

	Legs BNL (NSLS)	Graal(ESRF) Grenoble EU	NewSUBARU 兵庫県立大	LEPS-I,II 阪大 RCNP	TUNL-HIGS Duke Univ.	SLEGS (SSRF)上海
LCS 光エネルギー,MeV	180-300	300-1500	4-73	1500-2900	1-100	0.4-550
電子エネルギー	2.5GeV	6GeV	0.5-1.5GeV	8GeV	0.21-1.2GeV	3.5GeV
エネルギー弁別法	tagging	tagging	collimation	tagging	tagging	tagging
Status	Shutdown	Shutdown	Operating	Operating	Operating	Construct.

*Yoshihiro Asano
LASTI Univ. of Hyogo & RCNP Osaka Univ.

2018年春の年会

放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開
New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

（2）SPring-8 LEPS ビームラインの整備と実験

(2) Construction of the SPring-8/LEPS beamline and experiments at LEPS

*與曽井　優
阪大 RCNP

1. はじめに

通常、物を‘見る’ときには光を通して見ているが、認識できる大きさは光の波長程度までに限られる。より小さい物を‘見る’ためには、波長の短い光、即ち高エネルギーの光と目に代わる検出装置を必要とする。X 線、γ線とエネルギーが上がるにつれて対象は原子・分子、原子核と小さくなり、波長が約 1 fm 以下となる GeV エネルギー領域では、核子のようにクォークから構成される粒子（ハドロン）を研究の対象とすることができる。我々は SPring-8 の 8 GeV 蓄積電子ビームに紫外レーザー光を衝突させて得られるレーザー電子光ビームを使って実験を行う２つのビームライン（LEPS と LEPS2）を構築し、GeV 光ビームを用いたハドロン物理研究を進めている。

2. LEPS/LEPS2 ビームライン

LEPS ビームラインは SPring-8 の運転開始初期の 1999 年に建設され、翌年から主に 350 nm 近傍の紫外レーザー入射による、1.5 GeV＜E_γ＜2.4 GeV の直線偏光ビームを使って実験を行ってきた。放射光施設としては世界最高の 8 GeV という高い蓄積電子エネルギーのおかげで、他のレーザー電子光施設では生成できなかった ϕ中間子やΛ(1405)等のハイペロン共鳴の生成閾値を超えることができ、ペンタクォーク粒子Θ^+の存在の示唆などの成果をあげてきたが、統計精度の向上や生成・崩壊機構の解明のためには、ビーム強度の増強と検出器の大型化が必要であった。そこで、新たに LEPS2 ビームラインを建設し、4 台レーザーの平行入射によるビーム増強と測定器の大立体角化を行い、2014 年より実験を開始している。図 1 に LEPS2 ビームラインの概観図を示す。

本講演では両ビームラインの概要とそこで展開されている実験の一端を紹介する。

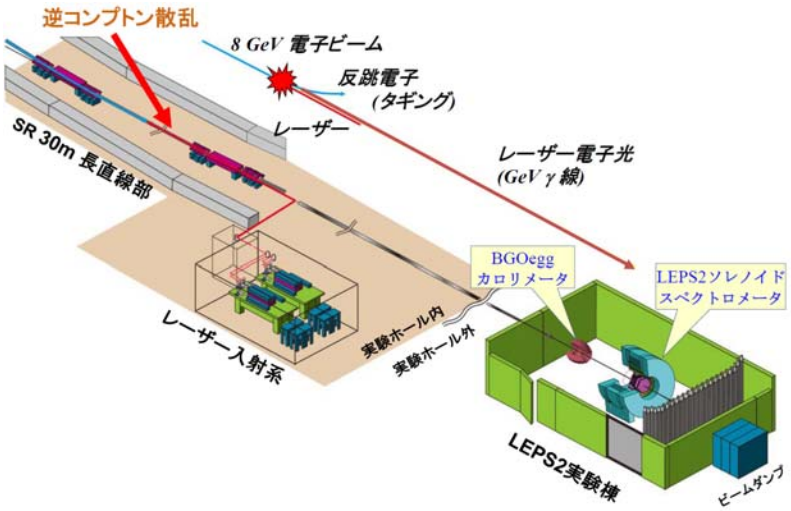


図 1　LEPS2 ビームラインの概観図。蓄積リング棟実験ホールから側壁を通して蓄積リング内にレーザー光が入射され、長直線部で電子と逆コンプトン散乱を起こす、生成されたレーザー電子光ビームは真空輸送パイプを通って、衝突点から約 130 m下流の LEPS2 実験棟に導かれる。

*Masaru Yosoi
RCNP Osaka Univ.

2018年春の年会

放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開

New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

(3) NewSUBARU BL01 ビームラインの整備と実験

(3) Facility and Experiments at NewSUBARU Beamline BL01

*宮本 修治

兵庫県立大高度研

1. はじめに

NewSUBARU 放射光施設では、蓄積リング電子にレーザー光を入射して、ガンマ線ビームを発生できる、BL01 ビームラインを運転している。2012 年にはガンマ線ビームライン利用者と協力して、ガンマ線照射ハッチ 2 を追加した。現在、1MeV から 76MeV の偏光ガンマ線を最大 0.33mW 発生できる。

2. レーザーCompton 散乱（LCS)ガンマ線ビームライン

NewSUBARU 電子蓄積リングは、通常 1GeV の線形加速器から電子を入射し、TopUp（随時継ぎ足し入射）運転を行っている。蓄積モードでは、0.5GeV から 1.5GeV までのエネルギー可変運転が可能である。図１に、BL01 ガンマ線ビームラインの配置部を示す。周長約 120mの電子蓄積リングは、コンクリート遮蔽の収納トンネル内に設置されている。入射するレーザーは、トンネル外部に設置しており、ミラーとレンズを介して、真空ダクト内に入射し、更にミラーで折り曲げられて、電子ビームの集光位置で正面衝突するようアライメントされる。レーザー波長に応じて、電子・レーザー散乱点を２箇所（P1,P2)設定しており、短波長レーザーは、P1、長波長レーザーは P2 で散乱させる。発生したガンマ線ビームは、ミラーおよび真空窓を通り抜けて、後方のガンマ線照射ハッチまで、大気中を飛行して伝送される。途中に２箇所のコリメータ(鉛厚さ 10cm）で散乱角度を制限して、準単色ガンマ線ビームとして取り出される。

3. ガンマ線ビームを用いた実験

MeV ガンマ線ビームゲンは、国際的にも少ないため、国内外から利用者がある。主に、光核反応関連の核物理研究や、宇宙核物理研究、準単色で安定な偏光ガンマ線を標準線源として各種検出器試験、対生成陽電子を使った材料非破壊検査、光核反応による高速中性子イメージング研究、円偏光ガンマ線ビームによる電子スピン磁化の測定などに利用されている。

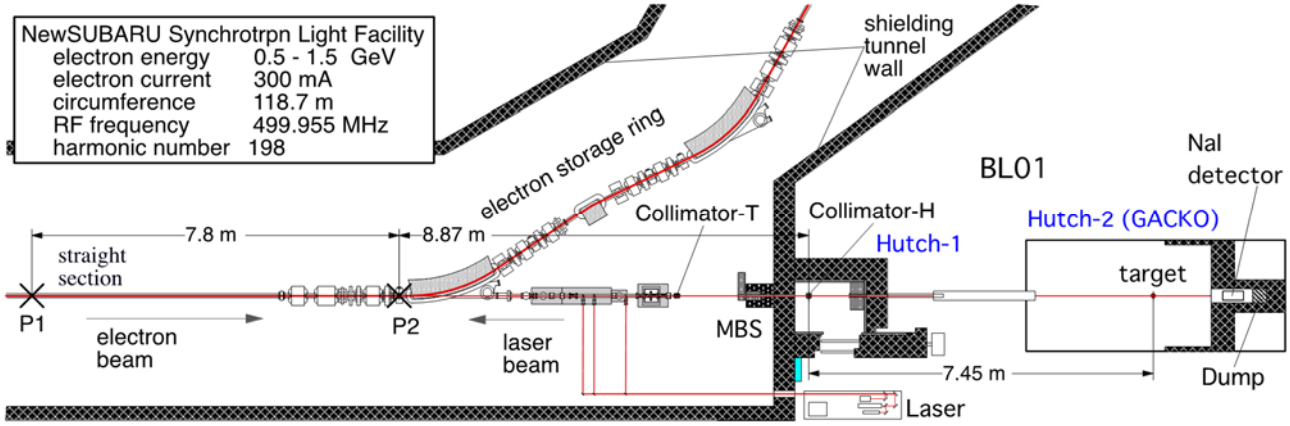


図１　ガンマ線ビームラインの配置図。ガンマ線ハッチは２箇所あり、ハッチ 2 は、甲南大学との共同研究ハッチ。数種類のレーザーを切り替えて、遮蔽壁の外部から、蓄積リング内へ入射している。

*Shuji Miyamoto

Laboratory of Advanced Science and Technology for Industry, University of Hyogo

2018年春の年会

放射線工学部会セッション

レーザー逆コンプトン放射線場による放射線工学の新たな展開
New development of radiation technology by Laser-Compton scattering radiation

(4) 逆コンプトン光を利用した光中性子スペクトル測定

(4) Measurements of photoneutron spectrum using Laser-Compton scattering photon

*桐原 陽一[1]，波戸 芳仁[2,3]，佐波 俊哉[2,3]，糸賀 俊朗[4]，中島 宏[1]，宮本 修治[5]，浅野 芳裕[5]
[1]原子力機構，[2]KEK，[3]総研大，[4]JASRI，[5]兵庫県大

1. 緒言　これまで、原子核内の核子の挙動を知るための手段として、光核反応による放出中性子のエネルギースペクトル測定が多く行われている。これまでの測定で、光核反応の巨大双極子共鳴(GDR)領域において、エネルギースペクトルに蒸発過程と直接過程の 2 成分があることが示されている[1]。そこでの光源は、主に電子加速器からの制動放射が用いられており、単色性を良くするために、2 種類のエネルギーで得られた中性子エネルギースペクトルの差分を取るなどの工夫がなされていた[1]。

近年、加速器とレーザー物理の発展により、レーザー逆コンプトン散乱ガンマ線(LCS ガンマ線)を利用できるようになった。これにより、単色性が良く、かつ、任意の方向に偏光した LCS ガンマ線を比較的容易に用いることができ、これらの特徴を生かした光核反応実験を行うことができるようになった。Blackstone らは、直線偏光した LCS ガンマ線を用いて、$d(\gamma,n)p$ 反応による放出断面積の偏光方向に対する角度分布の異方性を測定している[2]。また、Horikawa らは、同じく直線偏光 LCS ガンマ線を用いて、GDR 領域での中性子の方位角分布における異方性を示している[3]。これらの実験では、入射 LCS ガンマ線の偏光方向に対する放出中性子の角度分布に着目しており、偏光方向に依存した放出中性子エネルギースペクトルについては言及されていない。

このような状況において、我々は LCS ガンマ線が利用できる NewSUBARU の BL01 で、十数 MeV 程度の直線偏光光子及び円偏光光子をターゲットに照射し、光核反応による放出中性子エネルギースペクトルを測定した。講演ではこの測定により得られた、いくつかの結果について報告する。

2. 実験と結果　本研究の一例として、17 MeV の LCS ガンマ線を金ターゲットに照射したときの実験方法と結果を示す。線源として方位角 90 度方向の直線偏光した LCS ガンマ線を用いた。また中性子検出器としては、NE213 液体シンチレータ 6 台をターゲットから水平方向と鉛直方向にそれぞれ角度位置を変え、距離約 60 cm に配置した。図に TOF 法によって得られた中性子スペクトルを示す。蒸発過程による成分(4 MeV 以下)と、直接過程による成分(4 MeV 以上)の 2 成分があることが分かる。直接過程の成分においては、偏光の影響が強く現れることが分かる。また、放出中性子の角度分布は、偏光方向と放出される中性子のなす角 Θ の関数として、a+b cos(2Θ)に従うことが分かった。

講演ではこれに加え、輸送計算コードとの比較、非偏光における直接過程成分の角度分布、放出中性子スペクトルの入射 LCS ガンマ線のエネルギー依存性、及びグラファイトターゲットを用いた結果について言及する予定である。

参考文献　[1] G.S. Mutchler, PhD thesis, MIT (1966), [2] M. A. Blackston *et al*. Phys. Rev. C **78**, 034003, (2008), [3] Horikawa *et al*. Phys. Lett. B **737**, 109, (2014)

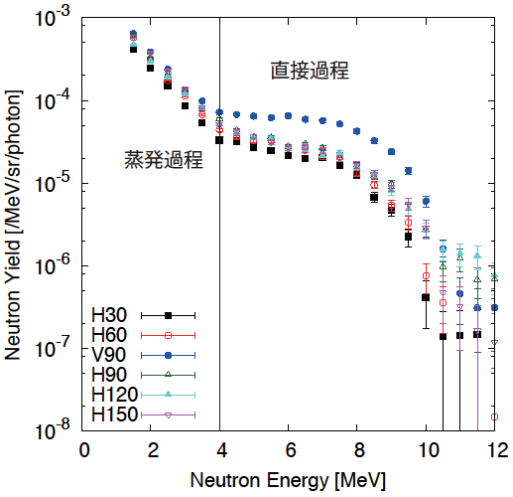


図 方位角 90 度に偏光した 17 MeV の LCS ガンマ線を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトル

*Yoichi Kirihara[1], Yoshihito Namito[2,3], Toshiya Sanami[2,3], Toshiro Itoga[4], Hiroshi Nakashima[1], Shuji Miyamoto[5] and Yoshihiro Asano[5]
[1]JAEA, [2]KEK, [3]SOKENDAI, [4]JASRI, [5]U Hyogo

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee

[2I_PL] 10th Fellows Gathering

Chair: Hideaki Yokomizo (Chair, FPC)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room I (U2-214 -U2 Building)

[2I_PL01] PWR Development History and Recent Nuclear Status

*Yonezo Tsujikura[1] （1. KEPCO, retired）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

フェロー企画運営委員会セッション

第 10 回フェローの集い
10th Fellows Gathering

国内 PWR 開発の歴史と原子力の現状

PWR Development History and Recent Nuclear Status

*辻倉 米蔵
日本原子力研究開発機構
元関西電力

1. はじめに

我が国の原子力研究・実用炉の開発は、国産技術によるエネルギーの自給を目標に開始されたが、実用炉の開発は先進技術の導入とその国産化を基本として進められた。加圧水炉（PWR）の導入もこれを基本として米国技術の導入が進められた。我が国の開発は、初号機の導入から大容量化に至るまで、米国での開発に少し遅れながら並行して進められたので、初期故障から経年変化による多くの不具合を経験することになった。またその原因究明や対策においては、我が国独自の安全文化に照らして、自ら独自の取り組みを行うことが必要となった。

結果として、運転成績は必ずしも良好なものではなかったが、根本原因に立ち戻った対応や、システムや設備機器等に改良が行われ、安全性、信頼性等完成度の高い原子力発電設備を完成することができた。これらの成果は改良標準プラントとして具現化されている。

始めに、今日までの半世紀に亘る PWR 開発の歩みについて解説する。

次に、このような技術を産業インフラの一つとして活用していく上で、原子力利用を取り巻く技術的な開発の現状を簡単に集約し、俯瞰的に大きな課題がないか見てみたい。

2. PWR 開発の歩み

2-1. 開発の経緯

PWR 初号機は、米国から導入された。初号機の美浜 1 号機は建設中のギネー発電所をモデルプラントとして、また 3 ループ、4 ループの初号機についても同様に米国の建設と並行して導入された。初号機の導入に引き続き約 30 年程度の間に 24 基の PWR 開発が行われた。このように米国での建設と並行して建設が進められたことから、米国における規制変更や設計、運用などに係わる諸課題に自ら対応していくことが必要となった。このようなプロセスを経て我が国の技術開発力の向上が図られ、国産化、標準化が進められた。

2-2. 工学的安全システムに係る問題

軽水炉実用化が始まった初期段階において、事故時、非常用炉心冷却システム（ECCS）による安全注入に失敗すると炉心溶融を起こし、溶融炉心が格納容器を貫通して放射性物質が格納容器外に放出される可能性があるとの Ergen 報告が出され、ECCS の重要性が議論されていた。そのような中、米国アイダホ国立工学研究所において、冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した LOFT 実験が進められていた。その一環として PWR の LOCA を模擬して、Semiscale 設備を用いたブローダウン実験が実施された。その結果、注入した冷却水は炉心に入らず炉心をバイパスして破断口からループ外に流出してしまった。これは ECCS バイパスと呼ばれる現象で、LOCA 後炉心が再冠水するが、Semiscale 装置の熱容量が実機プラントを適切に模擬できていなかったことから、注入水が炉心に入らず、バイパスして破断口から格納容器に流出したものであった。しかし、これを契機に PWR の LOCA に関する研究が国内外で広範囲にかつ精緻に行われた。LOCA 時のブローダウン、リフィル、再冠水など事故時の各フェーズに応じた熱水力挙動や

炉心での水-ジルコニウム反応等実態の把握やその解析コード化と検証が行われた。また、それらの知見を踏まえた規制基準が整備された。我が国においては旧原子力研究所における ROSA 実験が大いに安全研究に寄与してきた。

2-3. 蒸気発生器伝熱管損傷に係る問題

PWR の開発過程で大きな課題の一つは、蒸気発生器（SG）伝熱管の健全性維持であった。伝熱管損傷は、伝熱管材料にニッケル基合金の 600 合金が用いられたこと、初期故障から経年変化的な事象まで運転経過とともに種々の損傷形態が現れたこと、設計や製作過程に起因して構造的に腐食要因や腐食環境を形成したこと、また、それらに 1 次系、2 次系の水質が関与していたことなどから極めて複雑な様相を示した。発生した損傷に対応して原因究明と対策を講じるとともに、損傷原因を排除した新材料（TT690 合金）と構造が開発された。これらを取り入れた改良された SG に取り替えることにより、既設プラントの SG 損傷問題は、ほぼ解決することができた。また、この問題を通じて 2 次系の水質管理の重要性が認識され、SG のみならず 2 次系全体を俯瞰した 2 次系水質管理が提案されている。

2-4. 原子炉冷却圧力バウンダリ

PWR 開発過程において 600 合金の PWSCC 問題は 1 次系の種々の箇所に影響を及ぼした問題であった。前項の SG の 1 次系からの損傷に加えて、原子炉容器上蓋等大がかりな取替工事が必要となった。1 次系の 600 合金使用箇所は SG や原子炉容器の出入口管台セーフエンド継手や制御棒駆動装置用管台等幾つかの容器に付いた管台に用いられていた。600 合金の PWSCC 感受性は使用温度や表面残留応力により大きく影響を受け、製作・施工履歴に依存するので、プラント、構造、施工方法により異なり、経時的に PWSCC が顕在化してきた。損傷を受けた管台には耐食性に優れた TT690 合金による補修や、原子炉容器上蓋の取替工事が行われた。

2-5. 炉内構造物に係る問題

炉内構造物については、それを組み立てている接合部材に損傷が生じた。

制御棒クラスタ案内管支持ピン、たわみピンが PWSCC により損傷した。これらのピンは、ばね力がリラクゼーションしないようにクリープ強度が高く、耐食性、ばね特性に優れた X-750 合金が採用されてきた。この材料の熱処理は、1 次冷却水中で使用するには最適なものではなく、運転中に加わる過大な応力により PWSCC を生じた。形状を応力の低減可能なものにするとともに、適切な熱処理を施したものと取り替えられた。

炉内構造物に特徴的な損傷事象は、炉心に接していることから中性子照射を受けることである。炉心に接するバッフル板を取り付けるバッフルフォーマボルトは炉心に近接しており、炉心からの中性子照射を受け材料が硬化する。この材料には SUS347 や 316 が用いられているが、中性子照射誘起偏析を起こし SCC 感受性が高まったところへ、バッフル板のスウェリングにより大きな曲げ歪みがボルトに加わり照射誘起応力腐食割れを生じた。予防保全的に検査や取替が行われてきている。また一部には炉内構造物を取り替えたプラントもある。

2-6. 原子炉内流動による燃料、制御棒等の損傷

原子炉容器内には種々の冷却材の流れがあり、流体が加振源となって燃料や制御棒の健全性に影響を与える。主な損傷事例は、バッフルジェットによる燃料損傷、17×17 燃料グリッドフレティング、制御棒被覆管摩耗と割れである。

バッフルジェットによる燃料損傷は導入初期から発生した。バッフル板同士の突合せ部の隙間からバッフル板内外の差圧により炉心側に流入するバッフルジェットで燃料棒が損傷したものである。バッフル板の隙間を小さくするピーニング施工が行われたが、根本的な対策としてバッフル板の内外差圧をなくすため、バッフル板の外側の流れを炉心側と平行に流れるように変更し、内外差圧をなくしてバッフルジェッ

トをなくす対策が取られた。

制御棒は制御棒案内管に挿入されている。制御棒案内管には主に下向きの流れがあり、流れが加振源となり制御棒が振動して制御棒案内管内に取り付けられている位置決め用のカードと接触して被覆管に摩耗を生じさせた。

また制御棒は常時少し炉心に挿入された状態で運用されているので、炉心からの中性子照射を受けている。これにより中性子吸収材にスウェリングが生じ被覆管のひずみが増大して割れが生じた。制御棒の取替や運用方法の改善が行われている。

2-7. タービン設備に係る問題

原子力タービン設備は火力タービンをベースに原子力仕様として設計されてきた。タービンに係るトラブルも種々経験しているが、ここでは低圧タービンロータの取替が予防保全の観点から計画的に取り替えられた事例を紹介する。タービンのロータは高速回転体であるので、延性破壊、脆性破壊を防止する観点から強度と靭性を兼ね備えた材料改善が行われてきた。また、その構造は素材の製造能力により、回転翼円板とロータを別々に製造した焼嵌め構造から、一体型ロータへと発展してきた。当初米国において円板キー溝部や動翼翼溝部に割れが認められ、我が国においても保全の観点から点検が行われ、一部のプラントにおいて SCC が確認された。その後国内外で発生した乾湿境界領域の SCC 対策として、部分的に焼嵌め構造をなくした部分一体型ロータが開発された。その後、SCC の知見の拡大と、製鋼メーカの製造能力が向上したことを受けて、ロータ全域低強度材の全一体型ロータの製造が可能となり、順次全一体型の低圧ロータに取り替えられた。

2-8. その他の主要な問題

上記の諸問題に加え PWR 固有のシステムに係る 2 次系配管の流れ加速腐食（FAC）や補機類に多く見られた機械的・熱的・流動的荷重による損傷、電気設備に係る問題、製作・作業管理に係る問題など多くの課題を経験してきたが、根本原因に立ち返り対策が取られ、かつ、それらに伴う設計や運用管理のルール整備が行われてきた。

2-9. 共通的な課題やトラブル要因についての考察

多くの課題やトラブルを経験してきたが、これらの原因を考察してみるとトラブル防止の観点から幾つかの共通要因が摘出できる。今後の設計や施工に当たり留意すべき主な事項を以下に示す。

①国際規格・基準と日本の規格・基準への両立性、②材料選定、③構造・形状、④流動荷重、⑤温度変化を伴う熱荷重、熱疲労、⑥機械的振動・荷重、⑦施工管理、作業管理、⑧接合に係る管理（溶接、トルク管理等）、⑨新設計・新工法管理、⑩変更管理、⑪経年劣化管理

2-10. まとめ

以上述べてきたように、PWR 導入初期から多くの不具合を経験しその対策を講じるとともに改良が加えられてきた。半世紀に亘るこれらの活動を通して、PWR は成熟した発電システムとして完成していると云える。

3. 原子力開発の現状

実用発電設備として PWR 発電の成熟の過程を 2. で述べ、このような発電システムが社会のインフラとして活用されていくことが望まれるが、一方で、原子力開発の現状が、どのような状況にあるか全体を俯瞰してみたい。

3-1. 原子力政策・行政の枠組みと基本方針

我が国の原子力利用は 1955 年原子力基本法が制定され、原子力平和利用 3 原則を基本として進められ

てきた。1956 年には原子力委員会が発足し原子力開発に係わる基本方針や長期計画の策定や行政の基本方針等を策定してきた。動力炉開発の究極的な目標を、国産技術による高速炉開発や高速炉サイクルとして定めた。その後、長期計画は、新計画策定会議の議論を踏まえ、原子力政策大綱に変更されたが、福島第一発電所事故を受けて、原子力政策大綱は作成しないこととなった。原子力委員会は原子力利用推進を担うのではなく、平和利用と核不拡散、放射性廃棄物の処理処分、その他重要事項に重点を置くよう縮小された。また、原子力安全委員会の設立を受け、原子力委員会の役割であった安全関係の所掌が移管された。さらに、原子力規制委員会が発足し、核物質防護に係る業務を移管するとともに設置許可における計画的遂行や経理的基盤の意見聴取も廃止された。現在、原子力の開発計画は、政府が総合資源エネルギー調査会の意見を聞いて定める、エネルギー基本計画の一環として定められている。

3-2. 軽水炉サイクル・廃棄物処分の現状

産業レベルでの活動は日本原燃の事業の現状で代表されるが、ウラン濃縮についてはすでに操業が開始されている。低レベル放射性廃棄物埋設センターは 1992 年に操業開始している。高レベル放射性廃棄物貯蔵センターは 1995 年に操業開始している。再処理工場は、主工程の使用前検査はアクティブ試験で約 425 ｔU の再処理を実施し、残り施設の使用前検査中である。MOX 燃料工場は 2010 年に着工しているが新規制基準の安全審査中である。高レベル廃棄物最終処分については、原子力発電環境整備機構(NUMO)が実施主体として設立されている。処分場建設については、公募方式から国が自治体に申し入れる方式に変更し、昨年には国が処分地の適正を 4 区分で示す「科学的特性マップ」を公表した。現在「科学的特性マップに関する意見交換会」が開催されているところである。

3-3. 高速炉サイクルの現状

我が国の実用化は、1967 年に ATR,FBR の併行自主開発を決定し、動力炉・核燃料開発事業団を発足し開発が始められた。ATR の成立性は原型炉ふげんにおいて確認されたが、実証炉の開発は経済性の観点から見送られた。FBR はもんじゅ計画を廃炉にしたものの、高速炉サイクル開発は継続する方針を堅持している。海外においては、ロシアで実証炉が稼働中で、中国が実験炉の出力運転を実施するなど、複数の国が開発を継続している。また、高速炉サイクルの再処理についても研究開発が続けられている。

3-4. 新型炉開発

原子力利用の多様化、効率化を目的に、第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF)で国際プロジェクトとして第 4 世代炉の開発が進められている。また、IAEA では革新的原子炉及び燃料サイクル国際プロジェクト（INPRO）が設立され、活動が続けられている。その他、各国間協定に基づき国際協力が行われている。

3-5. まとめ

以上のように、種々の開発が並行して行われていることがわかる。現状を整理してみると、

① 軽水炉の利用を制限する技術的要素は見当たらない。
② 軽水炉サイクルを形成するに必要な取り組みは、技術的な見通しを持って進められている。
③ それぞれの進捗はニーズに応じて整合していく必要がある。
④ 将来的には、更なる利用の安全性、多様性、効率性、エネルギーセキュリティの確保などの観点で多くの可能性が開けていると考えられる。
⑤ 原子力開発を総合的にマネージメントしていくことが望まれる。

などの視点で整理ができるように考える。

*Yonezo Tsujikura
Japan Atomic Energy Agency、Former Kansai Electric Power Company

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 2 - Nuclear Safety Division, Standards Committee

[2K_PL] Comprehensive Framework for Safety against External Events - Current Situation and Challenges -

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[2K_PL01] Framework of Nuclear Safety against External Events

*Tatsuya Itoi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS

*Koichi Miyata[1] (1. TEPCO HD)

[2K_PL03] Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standardization

*Yoshiyuki Narumiya[1,2] (1. Standard Committee, 2. JANSI)

[2K_PL04] R&D against Natural Events and Application to Practice

*Yoshito Umeki[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

原子力安全部会、標準委員会合同セッション

外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

（1）外的事象に対する原子力安全の枠組み

(1) Framework of Nuclear Safety against External Events

*糸井 達哉[1]

[1]東京大学

1. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災における福島第一原子力発電所事故に見られるように、わが国の原子力施設は、欧州等の諸外国と比較して地震などの過酷な自然環境下にあることから、一般の構造物と同様、自然事象を含む外的事象が事故の主要な誘因であることを免れない。原子力安全部会では、外的事象への対策について、2015年秋の大会における原子力安全部会企画セッション等を通じて外的事象対策の安全確保の原則となる考え方とその具体化について議論を行ってきた[1)]。そこでは、原子力安全に影響を与えうる外的事象とそれに対する効果的な対策は地域ごとに異なること、そのため、外的事象に対する対策を検討する上では、原子力安全の枠組みに関する一般論に加えて、立地地域の状況に応じて事故の誘因となりうる外的事象を把握し、その外的事象の特徴に応じた具体的な対策が必要であること、さらに、外的事象、特に、地震等の自然事象に対する安全対策は、わが国が主導すべき部分が大きいと考えられることなどが議論された。本稿では、その後の議論の進展も含め、外的事象に対する安全確保の枠組みについて現状と課題を提示することを目的とする。

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた外的事象に対する原子力安全の考え方

2-1. 外的事象の定義と特徴[1)]

表1に外的事象の分類を示す。外的事象が原子力発電所に与える影響を評価する際には、例えば、地震と津波など複数の外的事象の同時又は連続的な発生に加えて、それに起因して火災等の内的事象が連続的に発生する可能性がある。つまり、原子力発電所に対するそれらの作用が重畳、つまり、複合的に影響する可能性がことを考慮する必要がある。その際には、複数ユニットが同時に影響を受ける可能性もある。以上から、外的事象が誘因で発生する事故は、複雑なシナリオとなりうることにその特徴がある。

表1　外的事象の分類[1)]

分類		例
外的事象	自然事象	地震（地震動・地盤変状等）、津波、洪水（高潮、河川氾濫等）、火山（火山灰、火砕流等）、強風・飛来物（台風、竜巻）、高温／低温、積雪、施設外火災（森林[*1]）など
	人為事象	事故的航空機落下／意図的航空機衝突、施設外火災（航空機落下、森林[*1]、工場）、サイバーテロなど
内的事象		施設内浸水（溢水）、施設内火災、タービンミサイルなど

[*1] 森林火災は自然事象の場合と人為事象の場合がある
注：慣例的には、事故の発端となるプラント（発電システム）内部で発生する「ランダム故障」を「内的事象」と呼び、表に示す施設内で起こる事象を含む誘因事象全体を「外的事象」と呼ぶこともある。

2-2. 外的事象の評価における不確かさの取り扱い

特に、原子力発電所に事故を発生させる程度に規模の大きい外的事象は、一般には低頻度の事象であり、その予測における不確かさが大きいことに特徴がある。また、その不確かさのため、運転期間中に、予測にかかわる知見が更新され、将来的に、現在とは異なる予測がなされることが避けられない点もその特徴

といえる。このような特徴を踏まえると、外的事象に対する安全確保は、新設時の設計の問題にとどまらず、運用や保全も含めた課題である。そのため、安全規制が知見の更新に対して可能な限り頑健なものとする必要があることに加えて、規制の改正や定期安全レビューのような最新の知見を踏まえた定期的な再評価と改善を行う枠組みが重要である。

尚、外的事象に関わる設計や再評価の際の意思決定においては、その不確かさゆえに、着目する視点によってその判断が異なるような場合も考えられる。このことが更なる議論を招き、意思決定の妨げや遅れにつながる原因にもなりうる。このような状況下での規制判断も含めた意思決定においては、それがごく一部の意見ではあったとしても異なる意見に対して敏感であることが必要である一方で、評価や検討の完全性を求めるあまり不作為に陥ることがないように、例えば、運用中の再評価においては詳細な評価・検討に並行して暫定的な是正措置を実施するなど迅速に対応すること（agility）で不作為を避ける枠組みなど、時間的な観点も考慮した包括的で体系的な枠組みとそれに基づく取り扱いを行う社会的・制度的な成熟が求められる。

以上のように、外的事象の評価における不確かさに対処し安全性を保ち、さらに、向上させる枠組みは、単に外的事象の特徴のみが関係するものではなく、人的、組織的及び技術的要因が複雑に関係するものである。そのため、その不確かさへの対処においては、技術的な問題にとどまらず、人的及び組織的考慮事項を含めた体系的アプローチが必要である。

2-3. 外的事象に対する深層防護

(1) 深層防護と原子力発電所の設計

不確かさに対して原子力安全の目的を達成するために原子力発電所の設計と運用に適用される概念として、深層防護の考え方が重要とされてきた。IAEA の INSAG-10[2)]では、原子力発電所のプラント状態に対応した５つのレベルを定め、それぞれのレベルの目的および目的を達成するために不可欠な手段を定めている。福島第一原子力発電所事故を受けて、国際的に、深層防護の実現方法を強化する動きが見られる。特に、設計範囲の拡張が議論され、INSAG-10 の深層防護のレベル４に対応する設計として設計拡張状態（Design Extension Conditions, DECs）の概念とその実現の方法が議論されている[3),4)]。そこでは、共通原因による設備の多重故障などが考慮され、そのような状態に対して事故の発生を防止し、また、事故の影響を緩和する方策が設計される。設計拡張状態に関わる要求は主に新設のプラントに対するものであるが、既設のプラントにも合理的に実現可能な範囲で適用されうるものである。

事故を発生させる程度に規模の大きい外的事象が発生する際には、原子力発電所内の構築物・系統・機器（Structures, Systems and Components, SSCs）が同時に被害を受ける可能性が考えられる。つまり、外的事象という共通原因により、「異常・故障の発生防止」と「異常・故障の拡大防止、事故の制御」、「重大事故への対処」等に関わる SSCs が同時に機能喪失する可能性がある。さらに、事故への対処を行う人員や組織も同時に影響を受け、発電所敷地内のみでなく、敷地外においても被害が同時に発生して、事故時の対応に影響する可能性がある。これらは、設備のランダム故障を起因事象とする事故とは異なる特徴のひとつである。

IAEA の SF-1[5)]などにおいては、各レベルの防護の独立性が重要としているが、設計基準を超える外的事象の際には、上述のように、レベル間の完全な独立性は成立せず、深層防護の複数のレベルに同時に影響を与えるような共通原因故障が引き起こされる可能性がある。2015 年秋の大会企画セッションとそれを受けたフォローアップセミナーでは、深層防護の各レベル間の独立性を合理的に実行可能な範囲で高めるための方策として、物理的分離と機能的隔離、多様性（例えば、設備の位置的分散、可搬型（モバイル）設備の活用、地震に対する免震/制震等の導入）の導入等が、課題として議論された[1)]。関連して、外的事象に対するプラントの設計の考え方に関する課題も議論された。フランスに見られるように、設計基準の外的事象を超える状態を想定し、その場合に影響緩和設備が有効に機能するような対策を求められる場合もある一方、IAEA の SSG-30 など影響緩和機器の安全カテゴリーが低いままとする考え方があり、設計基準を超える状態に対する設備の設計の考え方の統一が必ずしもされていないことが、その課題のひとつであ

ると指摘された[1)]。

(2) 外的事象に対する原子力発電所の設計

将来の発生予測が不確かな外的事象に対しては、不確かさの程度に応じて保守的に設計基準を設定することで、設計基準を下回る範囲で深層防護の有効性を確保することが基本である。しかし、それだけでは不十分であり、設計基準を超えるさまざまな規模の外的事象に対して合理的に達成可能な範囲で深層防護の有効性を確保するための備えを行う必要がある。大きな事故につながるような共通原因故障は、設計基準の想定が不十分、裕度が不十分、あるいは、深層防護のレベル間の独立性が不足している場合に引き起こされる[6)]。以下では、設計基準の設定と見直し、設計基準を超える外的事象に対する備えという２つの観点で、原子力発電所における外的事象に対する対処に必要な要素を議論する。

a) 外的事象に対する設計基準の設定・見直し

上述のように、設計においては、保守的に適切な規模の外的事象を設計基準として想定することが前提となる。その際、確率論的ハザード評価結果に基づくか、あるいは、参照することでその妥当性を確保する。どの程度の規模の外的事象を設計基準として設定するかは、安全目標、および、原子力発電所全体、および、各々の SSCs に、どのレベルの機能維持を、どの程度の信頼性で要求するかに依存し、概ねハザードの超過頻度 10^{-4}～10^{-5}／年（50 年間での超過確率 0.5%～0.05%に相当）が目安とされる。尚、その際に参照される確率論的ハザード評価においては、経験データが存在しない領域についての評価を行う必要があることから、評価プロセスの品質を確保することで評価結果の妥当性を確保し、それにより、専門的見地から正当化される解釈の中心と分布、幅を把握することが重要である[7),8)]。その際、評価上特に留意することが必要な要素として、事象の網羅性、包括的な不確かさの考慮、評価結果の適用可能範囲の明示、多面的な評価の実施、サイト固有の評価、国内外の経験や最新知見の反映などが考えられる[9)]。

b) 設計基準を超える外的事象に対する備え

設計基準を超える規模の外的事象に対しては、上述のように、個々の設備による対応にとどまらず、物理的分離と機能的隔離、多様性を導入することで、設備の集合としての機能にも着目し、個々の設備の損傷が発生した場合においても、いずれかの設備が機能することで、効果を発揮させるという考え方が重要である[1), 10)]。さらに、設計基準を大きく超え、設備のみでの対応が困難な状況を想定した備えの議論も必要である。この際、プラント内外の人や組織による事故対応が重要な役割を占める。このような備えは、サイトやプラントの状況に応じて様々な可能性が考えうる。それらの備えに対する考え方が有効であるかを判断するためには、保守的な仮定に基づく決定論的な評価と、定量的なリスク評価など多面的かつ相補的な評価を活用することが有効である。

(3) 深層防護の議論に必要な論点

以上のように、原子力発電所の設計として深層防護を実装するアプローチが重要である一方で、適切なプラント設計や緊急時対応の備えのみで深層防護が実現できるものではないことに注意が必要である。例えば、最近、事業者や規制機関の安全文化、シビアアクシデントマネジメントの体制を含む人的・組織的要素が深層防護における各レベルの機能喪失の共通原因となりうるのかとの問題が改めて議論されるなど、深層防護を含む原子力安全について、人的・組織的要因も含めた体系的観点でとらえる議論[6), 11)]が増えている。また、深層防護を含む安全に関する考え方やその実現の方法そのものについても、適宜見直すことが、定期安全レビューを含めた継続的な安全性向上の重要な論点のひとつであると言える。

2-4. 外的事象に対する継続的な安全性向上の取り組みにおけるリスク情報活用の役割

上述のように、外的事象により引きこされる事故は、複雑なシナリオとなりうることにその特徴がある。確率論的リスク評価（PRA）を含むリスク評価は、そのような事故を発生させるプロセスとその可能性、結果について、設計、運転、保全、外的事象等の異なる分野の知見を統合して評価するものである。また、

評価結果に基づき、事故の可能性を低減させる方策の効果が検討される。福島第一原子力発電所の教訓を踏まえると、外的事象については特に、地震や津波などそれによるリスクが大きいと考えられている外的事象はもとより、台風や竜巻などの強風や火山噴火に伴う降下火砕物などその他の外的事象およびそれらの作用の重畳に対しても、その重要性に応じた精度で、包括的なリスク評価を行うことが重要であると考えられる。

また、国内外における運転経験や自然災害、人為災害等の経験を継続的な安全性向上の取り組みに活用することが重要であるが、その際には、リスク評価を活用して得られた知見と併せて洞察することで、事故の原因になる可能性がある事象を同定し、必要に応じた規制の改善や安全性向上対策実施の必要性を評価することが、重要な点であると考えられる [12)]。リスク評価を行うことは、日常の保全活動等において経験することのないこのような事故の発生に対する想像力をもつ上でも重要な役割を担う。

尚、リスク評価結果の活用においては、予測の不完全さや不確かさの程度を見極め活用することが重要であるとされる [1)]。一方で、不確かさがどの程度かを把握すること自体も、安全性向上のための重要な情報であると言える。また、前述のように、リスク評価の完全性を求めるあまり不作為に陥ることがないことも併せて重要である。

2-5. 安全研究が安全性向上に果たす役割

福島第一原子力発電所事故を踏まえて、原子力安全に対する考え方自体にも変化が見られる。文献 [12)]では、安全とは、研究や運転経験の評価等を通じて学習することではじめて発展する長期的なプロセスであると定義される。そのうち、安全研究について考えると、福島第一原子力発電所事故をはじめとするこれまでの事故の教訓の反映や、事故の教訓に関連する安全研究は、長期間にわたる活動であり、それによりはじめて、事故からの真の教訓を得ることができると考える。このような安全に対する考え方は、新しい知見が継続的に更新される可能性がある等、上述した特徴を有する外的事象に対する原子力発電所の安全性を議論する際にも重要となると考えられる。

安全研究の議論においては、産業界、規制行政、推進行政、学術界の役割や協働の観点、加えて、実プラントへの適用を含めた大規模な研究や基盤的な研究などの研究体制、国際協調と国際的な研究への貢献と成果の取り込みなど様々な観点がある。また、外的事象に関わる安全研究では、上述のように、地震や津波などわが国において主要なリスク源であると考えられる事象はもとより、その他の外的事象まで広く対象とする必要がある。以上のように様々な観点が複雑に関連するため、取り組むべき技術課題について、短期的視点のみならず、中長期的な視点も含めた俯瞰的な視点からの議論と課題の提示が関係者間での目標と情報の共有、コミュニケーション、調整の観点から重要である。

3. まとめ

外的事象に対する原子力安全の枠組みについて、外的事象の定義と分類、不確かさに対する対処、深層防護の有効性に影響を与える要素、原子力発電所における対処、継続的安全性向上とリスク情報の活用、安全研究の観点から議論した。これらは、事業者や安全規制における様々な取り組みの有効性を議論する際に有効な観点になるものと考えられる。

謝辞

本稿の一部は、日本地震工学会研究委員会において現在検討されている地震安全の基本的考え方に関する議論を参考に作成したものである。

参考文献

1) 糸井達哉、中村秀夫、中西宣博：多様な誘因事象に対する原子力安全の確保 （その２）外的事象対策の原則と具体化，日本原子力学会誌，58(5)，pp. 318-323，2016.
2) IAEA: Defence in Depth in Nuclear Safety, A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, INSAG Series No. 10, 1996..
3) IAEA: Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1, 2012.
4) IAEA: Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016.
5) IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, 2006.
6) OECD/NEA: Implementation of Defence in Depth at Nuclear Power Plants: Lessons Learnt from the Fukushima Daiichi Accident, 2016.
7) U.S. NRC: Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, NUREG-2117, 2012.
8) 酒井俊朗：確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・研究，電力中央研究所調査報告，O15008，2016.
9) 糸井達哉、他：原子力安全確保における地震安全原則の必要性 (4) 地震安全原則と地震ハザード，日本地震工学会大会，2017.
10) 藤本滋、他：原子力安全確保における地震安全原則の必要性 (3) 地震安全基本原則と発電所システム性能，地震工学会大会，2017.
11) IAEA: Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems – Institutional Strength in Depth, INSAG-27, 2017.
12) OECD/NEA: Five Years after the Fukushima Daiichi Accident Nuclear Safety Improvement and Lessons Learnt, Executive Summary, 2016.

---

*Tatsuya Itoi[1]

[1]The University of Tokyo

2018年春の年会

原子力安全部会、標準委員会合同セッション

外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題
Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

（2）柏崎刈羽原子力発電所における外的事象に対する取り組み
(2) Safety Countermeasures for External Events at Kashiwazaki-Kariwa NPS

*宮田　浩一[1]
[1]東京電力

1. はじめに
福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波により引き起こされたものであり、当事者として、その主原因である津波対策を事前に取れなかったことを痛切に反省をしている。

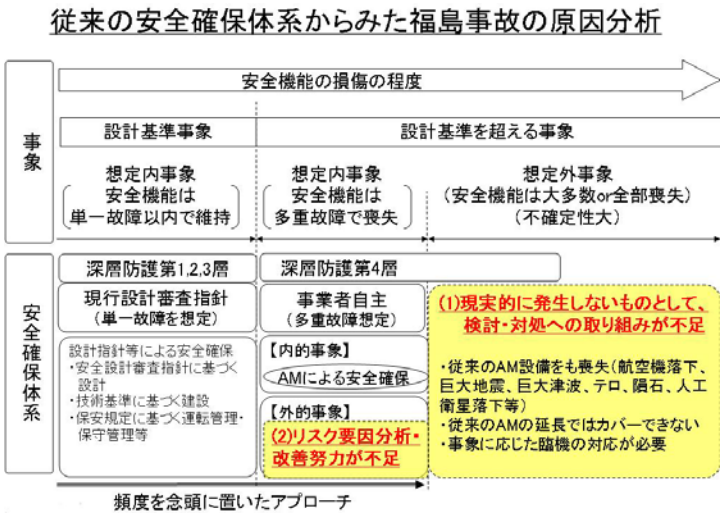
当該事故は、地震により外部電源を喪失し、津波により交流電源のみならず直流電源を全て喪失したことで過酷事故に進展しており、これは外的事象特有の共通要因（没水等による電源喪失）によってもたらされたものである。加えて、津波による瓦礫等により復旧作業も困難を極め、被害の拡大を抑制することができなかった。

柏崎刈羽原子力発電所では、福島第一事故の教訓を踏まえ事故直後から、新規制基準の策定を待つことなく速やかに意思決定をし、防潮堤を設置したり、注水のための可搬設備を多数準備する等、安全対策に取り組んできた。また、新規制基準への適合性審査では、外的事象からの防護を含む厳格かつ慎重な議論を受け、設計の改善等を図ってきている。

本稿では、柏崎刈羽原子力発電所における安全対策を外的事象との関連で説明する。

2. 原子力安全確保体系における福島第一事故の位置づけ
福島第一原子力発電所事故以前は、深層防護の第三層までを設計基準事象でカバーし、単一故障の想定を踏まえた決定論的な評価により設計の妥当性を評価してきた。

設計基準事象を超える領域については、事業者自主のアクシデントマネジメント(AM)で対応することとされ、確率論的リスク評価(PRA)を活用して対策をとってきた。しかしながら、当時は外的事象に対するリスク評価技術が未熟であったことから、この AM の検討は、内的事象を対象としたものとなっていた。



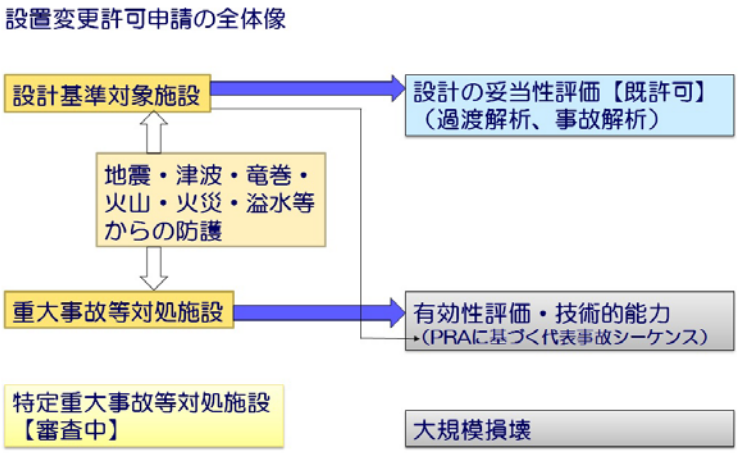
また、それまで、内的事象・外的事象のいずれも、設計上の想定を定め、その想定に対して安全対策を整備してきていたことから、想定を超える事態を具体的にイメージした取り組みは不足していた。

このような状況の中で、福島第一事故が発生した。

3. 新規制基準を踏まえた安全対策の全体像
柏崎刈羽原子力発電所では、新規制基準施行前から安全対策に取り組み、６，７号炉の設置変更許可申請を提出し、平成２９年１２月に設置許可処分が下された。

新規制基準では、従来からある設計基準対象施設（DB 設備）の信頼性を向上させるべく、従来より厳し

い自然現象や人為事象に対し DB 設備を防護すること等が要求されている。また、福島第一原子力発電所の事故が外的事象により DB 設備のほとんどが機能喪失したものであったことから、DB 設備が故障した場合に想定される炉心損傷に至る事故シーケンスを確率論的リスク評価（PRA）により抽出し、新たに設置している重大事故等対処施設（SA 設備）により炉心損傷が回避できることを確認している（有効性評価）。また、内外の知見を駆使しても炉心損傷を防止できない場合には、格納容器の破損防止ができることを確認、あるいは有意な影響をもたらすことは考え難いシナリオであることを確認している。さらには、深層防護の観点から、これらの事象より厳しい状態を大規模損壊として考慮し、体制や手順書等の適切性を確認している。



このように、安全設計を実際に進める上で設計基準という想定を設けてはいるものの、これを超える領域に対しても、分散配置や機動的対応、人的パフォーマンスの活用といった、設計基準とは異質のロバスト性を確保するようにしている。

4. 外的事象に対する設計基準の想定

柏崎刈羽原子力発電所に影響をもたらす地震・津波以外の外的事象として、立地点の特徴、ヨーロッパのストレステスト、IAEA の基準などを踏まえ、42 の自然現象と 19 の人為事象を抽出した。次に、以下の４つの観点から一次スクリーニングをし、詳細評価すべき事象を選定した。

A.影響が及ぶほど発電所近傍では発生しない
B.現象の進展が遅く、そのリスクが事前に検知または予測できる
C.安全設備等への影響の程度が、設計で考慮している程度に包含される
D.影響が他の自然現象で代表できる

この結果、9 つの自然現象（風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山、生物学的事象）と 5 つの人為事象（火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、内部溢水）を詳細評価対象とした。なお、意図的な人為事象は、故意によるものであるため設計上考慮する外的事象として取り上げないが、その対応力について、技術的能力の中で確認している。

想定する自然現象の規模については、①既存の規格基準、②過去のデータ、③年超過確率 10^{-4} に相当する規模の３つを比較検討した上で、より厳しい値を採用することとしている。ただし、竜巻に関しては、規制庁のガイドラインで暫定の基準として年超過確率 10^{-5} としているところ、柏崎刈羽原子力発電所では、将来の気候変動を考慮し、年超過確率 10^{-6} に相当する規模の竜巻を設計基準としている。

また、人為事象の規模については、敷地内外に存在し得る最大のハザードを考慮している。なお、航空機落下については年超過確率を算定し、原子炉建屋等に落下する確率が 10^{-7} を下回ることを確認した上で、10^{-7} の確率に相当する角丸長方形の外縁部に航空機が落下することを想定し、火災による影響がないと評価している。

さらに、これら外的事象の重畳についても考慮している。具体的には、地震・津波を含む柏崎刈羽原子力発電所にて発生の

自然現象	設計基準値	根拠
風	40.1 m/s	②観測記録
竜巻	92 m/s	②観測記録＋裕度
低温	−15.2 ℃（24 時間継続）	③$10^{-4}$ 値
降水	101 cm/h	③$10^{-4}$ 値
積雪	167 cm	③$10^{-4}$ 値
落雷	200 kA	③$10^{-4}$ 値
火山	35 cm	②文献等
地すべり	影響なし	個別評価

可能性がある外的事象 32 事象について、発生頻度の高い事象はベース負荷で考慮することとした上で、設計基準事象相当の主事象 A と年超過確率 10^{-2} 相当の副事象 B を重畳させ、影響が増長される組み合わせを抽出した。荷重の大きさ等の観点で代表性のある、地震、積雪、火山の組み合わせに対して個別に影響評価を実施し、問題ないことを確認している。

5. 重大事故等対処設備に対する設計上の考慮

DB 設備が使用できなくなった場合でも炉心損傷等を回避するために SA 設備を設けていることから、外的事象の発生において、DB 設備と共通要因で同じ機能をもつ SA 設備が同時に機能を喪失しないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計としている。



具体的には、SA 設備は、

- 可能な限り DB 設備等と位置的分散を図る
- 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置・保管する
- サポート系の故障に対して、異なる駆動源、冷却源を用いる
- 可能な限り異なる水源をもつ設計とする



さらに、可搬型 SA 設備は、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管するとともに、主要建屋から 100m 以上の離隔距離を確保する。さらに、可搬型 SA 設備を原子炉施設に接続する場合、異なる複数の箇所に接続口を設けている。

福島第一の事故では、復旧箇所へ出向するルート選定や被ばく上の問題があり、柏崎刈羽原子力発電所では、あらかじめ複数のアクセスルートを指定し、また、復旧作業に伴う被ばくを実際の作業想定に従って評価し、現実的に作業が可能であることを確認している。

6. 大規模損壊対応の評価

外的事象の設計基準を超える事象が発生した場合、原子炉施設は大きく損傷（大規模損壊）する可能性があり、残存する DB 設備、SA 設備を活用し、炉心損傷の緩和、格納容器破損の緩和、さらには放射性物質の放出低減等を図るよう体制・手順等が適切に準備できていることを確認している。

具体的には、柏崎刈羽原子力発電所で発生し得る外的事象を選定し、当該事象から誘引される起因事象を特定、当該起因事象の影響を踏まえ、有効性評価に包絡されない事象を抽出し、整備している手順等で対応が取れることをケーススタディにより確認している。



特にプラントの安全性に影響を与える設計基準超の自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山、隕石を選定している。これらの組み合わせも含め、代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオとして、地震、津波、地震と津波の重畳を選定し、評価を実施している。また、同様に大型航空機の衝突についても評価を実施している。

大規模損壊の規模により、炉心損傷を防止できる場合、格納容器破損防止が可能な場合、あるいは放

射性物質の拡散抑制を図る場合等と結果が異なるものの、様々な対応が可能であることを確認している。

これらの手順を的確に遂行する上では、個々の要員の教育・訓練が重要であり、計画的に実施している。また、福島第一事故で本部長に情報が集中しすぎた反省を踏まえ、個々の機能班が自律的に活動していく体制とするなどしたうえで、総合訓練として、厳しい自然現象や航空機衝突等を想定した訓練を月に一回以上実施し、柔軟な対応力の育成を図っている。



7. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の整備に当たっては、福島第一事故の教訓を徹底的に分析し、その一つの大きな取り組みとして共通要因対応としての外的事象への対策をとっている。従来に増して設計基準を厳しく設定するだけでなく、設計基準を超える事象への対応が可能であることを確認している。これらの対応は、位置的分散等の多様性を考慮した可搬設備等を配備し、具体的な手順や体制として作り込んでいる。特に設計基準を超える対応には柔軟性が必要であり、訓練は日常業務であるとの認識のもと、様々な状況に対応できるよう、個別要員の訓練や総合訓練を繰り返している。これらの取り組みを通じて、発電所員の安全意識が高まり、安全性向上のインセンティブにもつながってきていると考えている。

* Koichi Miyata[1]
[1] Tokyo Electric Power Company HD

2018年春の年会

原子力安全部会、標準委員会合同セッション

外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

（3）外的事象にかかるリスク活用の意義と標準化の必要性

(3) Significance of Risk-Informed Approach to Ensure Safety of NPP against External Events and Necessity of Standards

*成宮 祥介[1]

[1]標準委員会（原子力安全推進協会）

1. はじめに

日本列島は、環太平洋の変動帯の中にあり地震や火山活動が活発であること、大洋西部域にあり台風の襲来を頻繁に受けること、梅雨や台風などによる降雨量が多いことと急峻な山地のため急激な流量変化・流路方向の変化など大陸とは異なる洪水が発生すること、などの特質から、わが国ではほとんどすべての気象災害及び地震・火山災害が起こっている[1)]。これは、原子力発電所に対しても、その立地選定段階において自然災害を極力に避けることは行われてもその可能性をゼロには出来ない。2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故においては、想定を超えた地震と津波が誘因になったことは、原子力施設を過酷な自然現象から護ることが単に設備保護ではなく、周辺住民・環境を放射線の影響から護ることが、原子力安全の目的であることを、改めて浮き彫りにした。

本稿では、外的事象に対する原子力施設の安全確保を、リスクの概念を用いて取り組むことの意義と方法論を示すとともに、学術的な視点から合意された技術基盤としての「標準」を策定することの有効性と必要性も考察する。

2.外的事象にかかるリスク評価とその活用

2-1. 外的事象の分類

最初に、「外的事象」の定義は「原子力施設の外部で発生する事象」と定義されており、プラント内部で発生する溢水や火災も含むものである。これには多種多様な事象が含まれる。リスク評価には、起因となる事象の特性を分析し原子力施設への影響を考えることが重要である。原子力学会標準委員会が 2014 年に発行した「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014（AESJ-SC-RK008：2014）[2)]」（以下、外部ハザードリスク評価選定標準）には、災害、という視点ですべての外的事象をまとめている。これらは必ずしも原子力施設に影響を及ぼさないものも含まれている。抜粋を表 1 に示す。

なお、外部ハザードリスク評価選定標準では、発電所外部で起きる原子力発電所の安全性に脅威を与える可能性のある事象、を外部ハザードと定義して用いているが本稿ではこれを外的事象と呼ぶ。

表1 外的事象リスト（抜粋）[2)]

自然事象	地震	地震動
		地盤変動（地盤沈下、地割れ、地滑り、土石流、地震による洪水 他）
	津波	津波（地震による津波、火山による津波、他）
	風水害	潮位変化（静振、高潮、海流異変、他）
		強風（台風、竜巻、他）
		気圧変化（高圧、急激な圧力変化、他）
		豪雨（豪雨による洪水、豪雨による土石流、他）
		雷（落雷、落雷による火災）
		温度変化（高温、氷結、霧、他）
		降雹
	火山	火山噴火（火山弾、溶岩流、土石流、爆風、降灰、他）
	雪害	豪雪（積雪、豪雪による雪崩）
		融雪（融雪による雪崩、融雪による洪水、他）
	その他	生物学的事象（海生物、海藻、他）
		塩害
		隕石
人為事象	海上災害	船舶事故による油流出、船舶の爆発、他
	航空災害	航空機落下
	鉄道災害	鉄道事故による爆発、他
	林野火災災害	森林，原野及び牧野における火災
	その他	人工衛星の落下、治水構造物の破損による洪水、他

2-2. 外的事象の特性分析

外的事象を、発生、到達、プラントへの影響、の 3 段階に分けて特性を図 1 に示す。最初のステップでは、ほかの物体に影響を与える潜在力を有する事象が発生する。ステップ 2 では、発生がすぐにプラントへの影響に直結しないことから、距離や時間の隔離があると考える。最後に、プラントへの影響を生じるステップであり、ここでは建屋の外壁への影響だけでなく、内部の設備への透過影響も考える。またサイト内の別の建屋や設備に作用しプラントシステムとして影響を生じさせることも考える。

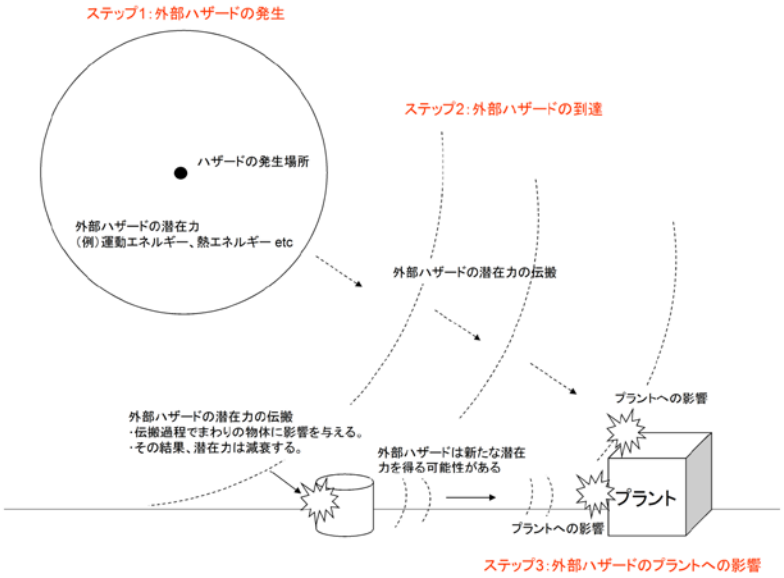


図1　自然事象の発生、到達、影響の概念図 [2)]

次に外的事象の組み合わせについて考える。発生や伝播において因果関係のない外的事象が同時発生は、その確率は極めて小さいと予想されるが、この考えだけで整理すると、頻繁に発生する 2 つの外的事象が同時（発生あるいは影響で）に起こった場合に、その影響の大きさに不確かさがあるため、想定以上の影響を被ることもある。ここでは、IAEA SSG-3[3)]の複合事象（Combined Hazards）の次の定義を基にする。

(a) 同じ原因による影響を受けて，同時期に発生する可能性がある外的事象の組み合わせ

(b) 外的事象がほかの外的事象を誘発するような組み合わせ

本稿では、外部ハザードリスク評価選定標準に従い、(a)の組み合わせを「原因共有事象」，(b)の組み合わせを「随伴事象」と呼ぶ。たとえば、(a)には「海水･海氷，風･気圧，雨，雷」、(b)には「地震･地盤，海水･海氷」が挙げられる。

以上の特性分析から適切なリスク評価方法を選定する。次の 4 つの基準を用いて、プラントシステムを対象に定量的リスク評価が必要な事象を選定する。

基準 1 ：外的事象の発生頻度が極めて小さい。

基準 2：外的事象がプラントに影響を与えるほど近傍で発生しない。

基準 3：外的事象が進展するタイムスケールがプラントでの対処時間と比べて十分に長い。

基準 4：外的事象がプラントに到達したと仮定しても，炉心損傷につながる起因事象を引き起こさない。

これらの基準に合致しなかったものは、炉心損傷リスクを有する可能性のあるとし定量的リスク評価に進む。定量的リスク評価は PRA（確率論的リスク評価）だけではなく、発生頻度分析、影響度分析、裕度評価なども含む。

3. 外的事象にかかる RIDM プロセス

リスク情報を活用する意思決定プロセスについて、原子力学会から技術レポート「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）」[3)]が発行されている。統合的意思決定プロセスとして図 2 に示す概念図が示されている。現在、この概念を基に、原子力学会標準委員会では、統合的なリスク情報活用意思決定標準を策定している。

図 2 は外的事象にも共通のプロセスの概要を示したものであるが、外的事象の特性を踏まえ特に留意する点を考えてみる。外的事象が引き起こす事故シナリオには、外的事象源からの離隔をとることや活断層を避けるなどの立地段階での考慮や、耐震設計、敷地高さの確保など設計段階の対処で安全を確保できる

ものもあるが、運転段階における保全管理で、当初の機能を維持すること、新知見や運転経験、社会環境の変化など、継続して取り組むものもある。外的事象の発生そのものを管理できないことも含む不確かさを考えると、発生頻度の不確実さだけでなく、対策の想定条件としていた外的事象の大きさ（頻度、影響）やシナリオを超えるものが出てくることによる不確かさについても、考慮する必要がある。図 2 でキーエレメントとして経済的・社会的影響などの項目も入っているが、外的事象のもう一つの特性である「広範囲に影響を及ぼす」ことについては、このような視点が重要となる。さらに「同時に複数個所（設備）に影響を与える」という特性は、リスク評価により定量的な情報を得て意思決定に資することが必要になる。

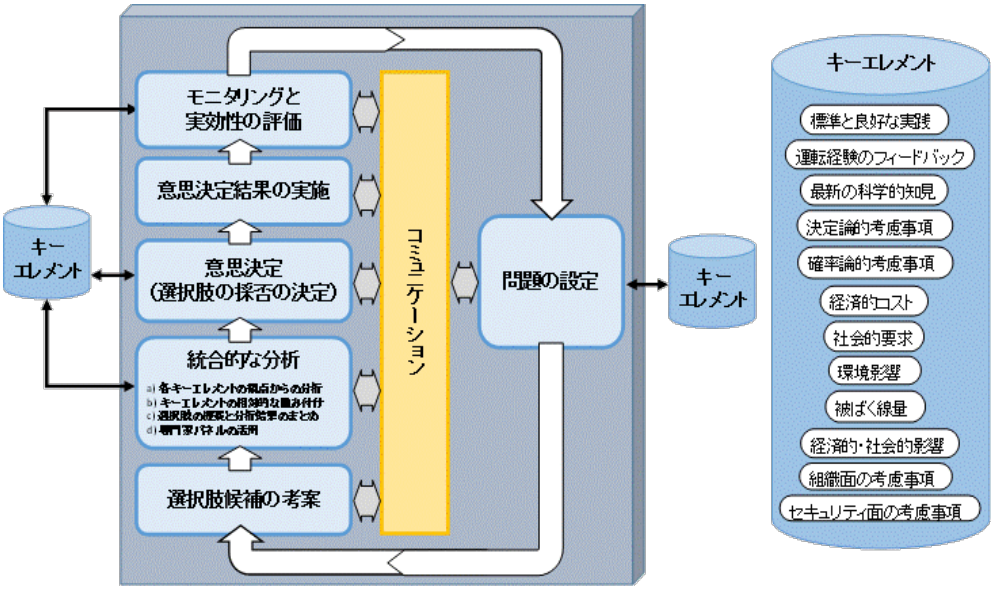


図2　統合的意思決定プロセス[3)]

なお、外的事象の定量的なリスク情報は、その不確かさからすぐには信頼されず長期の議論になる場合がある。しかし、新知見として外的事象が引き起こす可能性のある事態に気付いたことは、重要なことであり何らかの対策を施しておくべきである。恒久的で最適な対策は、外的事象の特性から暫定的な対策でもよいので、取っておき、クリフエッジを回避したうえで、恒久的な対策をしっかりと議論し決定する、という流れがよいと考える。

4. 外的事象にかかる規格基準の体系

地震や津波など、いくつかの外的事象については、リスク評価手法の標準、設計のための技術規程が整備されている。しかし、日本電気協会の原子力発電所耐津波設計技術規程や日本原子力学会の原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準が、福島第一原子力発電所事故の後に策定が開始されたことから、外的事象にかかる規格基準が体系的に整備されているわけではないことが判る。これは、外的事象の規格の議論には、現象、設備設計、構造設計、リスク評価、防災など幅広い専門家の参画が必要であり、異なる分野の議論は用語の定義の違いなど越えるべき課題が多いこともあり、簡単ではないことが、迅速な規格整備につながらない遠因だと考える。

原子力学会としては、原子力安全の視点から外的事象全体を複合事象も含め俯瞰し、その特性を踏まえた安全確保の基本的考え方をまとめたうえで、規格整備のための体系を検討することも重要であると考えている。これには多くの専門家、学協会の協力が必要である。

さらに外的事象の規格（標準）は、各事象に対する安全確保だけを達成できていればよい、ということではない。そのサイトにおける複数の外的事象のうちの安全重要度を考え、加えて複数事象の重複（発生の重ね合わせと影響の重ね合わせ）を考慮し、対策を考える必要がある。これらの判断には、外的事象のもつ不確かさから、リスク評価からの情報が有効である。

5. まとめ

外的事象に対する原子力学会標準委員会で検討している標準の考え方を中心に、説明し、外的事象の特

性に応じた適切な方法論で原子力安全を確保できる枠組みの重要性を説いた。学協会規格基準類は、単にその方法論を規定するだけでなく、国際的にも我が国の取り組みの成果や考え方などを反映し発信する手段としても有効である。個々の外的事象規格の整備が全体最適かつ事象間のバランスのとれたものになることが、これからの原子力安全に大きく貢献することを期待する。

参考文献

1) 独立行政法人　防災科学技術研究所　自然災害情報室　防災基礎講座：自然災害について学ぼう、2011.
2) 日本原子力学会：外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014，AESJ-SC-RK008，2014.
3) 日本原子力学会：継続的な安全性向上対策採用の考え方について：2015，AESJ-SC-TR012，2018

---

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Standards Committee (Japan Nuclear Safety Institute)

2018年春の年会

原子力安全部会、標準委員会合同セッション

外的事象に対する包括的な安全確保の体系の現状と課題

Comprehensive Framework for Safety against External Events -Current Situation and Challenges-

（4）自然事象に対する研究開発と実務への適用

(4) R&D against Natural Events and Application to Practice

*梅木芳人[1]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

1. はじめに

原子力リスク研究センター（NRRC）は、原子力従事者が原子力発電の利用における安全性をたゆまず向上させていく取組みに必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として、2014 年に電力中央研究所内に発足した。

本稿では、NRRC の活動のうち、自然事象に対する研究開発と実務への適用に関する活動について報告する。

2. 研究開発と実務への適用事例

NRRC における自然事象研究では電中研が保有する研究基盤の強みを活かしながら、巨大地震や巨大津波等、非常に低い頻度であっても発生した際には甚大な被害をもたらし得る事象の発生メカニズムの解明や、地震、津波等の自然外部事象を起因とする確率論的リスク評価（PRA）手法の高度化に取り組んでおり、得られた成果は適宜、事業者が実施する新規制基準への適合審査やリスク評価等に用いられている（図１）。

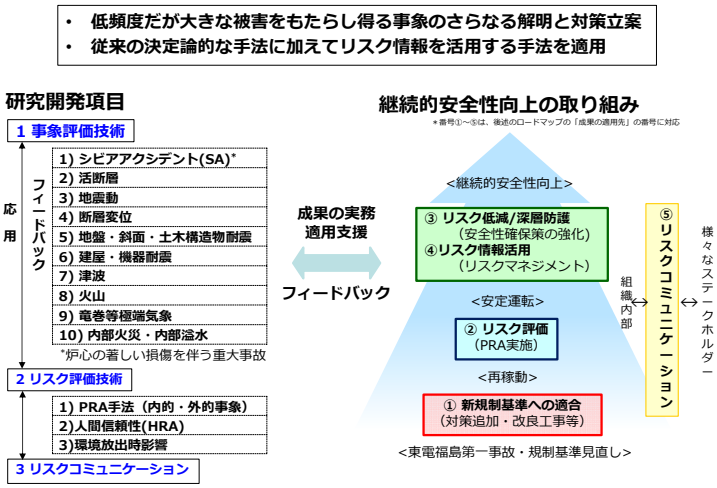


図１　安全性向上を支えるリスク研究開発

2-1. 地震/耐震に関する研究の事例

東京電力福島第一原子力事故以降の原子力規制委員会による規制の改訂をうけ、各原子力サイトの基準地震動（決定論）や確率論的地震動ハザードは、従前の結果と比較して増大する傾向にある。増大した地震動に対して、原子力施設を構成する重要な機器・配管系構造物の耐震裕度、特に動的機器の機能維持確認加速度を確認するため、従来型の振動実験装置に共振装置を付加し最大 20G までの加振を可能とした共振振動台を用いて、主蒸気逃し安全弁や電動弁等の最大機能維持に関する実験を継続実施している。

機器・配管、構造物の条件付き損傷確率（フラジリティ）評価については、保守性を排除したより現実的な応答・耐力評価を実現するための三次元応答解析手法、非線形性の導入等の研究を実施している。

地震 PRA については、米国で開発された定量的に確率論的地震ハザード評価を実施するためのガイドライン※を電力事業者と協働で初めて我が国に適用し、専門家会合の開催や地震ハザード評価に必要となる研究開発を進めている。また、地震ハザードの前提となる活断層評価について、活断層の連動性・端部の定量的な評価手法を開発し、より合理的な評価手法を確立する研究を進めている。

※：SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee：地震ハザード解析専門家委員会)にて開発された確率論的地震ハザード評価手順

2-2. 施設の直下断層評価に関する研究の事例

施設直下の断層評価に関しては、まず地質学的な観点での断層破砕物質の性状に基づく活動年代評価に関する研究を実施している。そのうえで、工学的な対処という観点で、例えば、高度な数値解析（HPC: High Performance Computer）による変位の予測手法の開発や、定量的なリスク評価の観点での断層変位に対する施設のフラジリティ評価手法の開発等を実施している。

2-3. 津波に関する研究の動向

東京電力福島第一原子力事故において津波リスクが再認識された。NRRC では、陸上で氾濫する大規模な津波を、実現象に近い形で再現可能な「津波氾濫流水路」を設置して、従前は十分な検討がなされていなかった、津波波力や漂流物の衝突実験を行いこれらの評価式を策定している。

また、平成 29 年度からは現実の原子力サイトを対象とした包括的な津波 PRA 手法構築に、当該の原子力サイトを所有する電力会社と協働で取組み、国内外でも最先端の津波 PRA 手法を構築することとしている。同手法は国内の他の原子力地点にも展開されることとなる。

2-4. 強風・飛来物（台風・竜巻）影響評価に関する研究の事例

竜巻の最大風速の評価や飛来物の衝突速度を評価する手法を開発しており、さらに確率論的なモデル化の高度化を進めている。また、竜巻飛来物から原子力発電所の重要施設を防護する工法を開発し、衝突試験等で性能を評価している。開発した工法は多くの発電所で竜巻防護対策として活用されている。今後、台風の影響も取り入れた研究も進めていくこととしている。

2-5. 火山に関する研究の事例

火山噴火に伴う降灰堆積量のシミュレーションや原子力施設の降灰影響評価手法を進めている。前者については、火山噴火のメカニズム解明に気象予測モデルを組み合わせた評価を行うとともに、確率論的火山灰ハザード評価手法の構築も進めている。後者については、火山灰が原子力発電設備に与える影響や効率的なフィルターの開発について主として実験的研究を進めている。

---

* Yoshito Umeki[1]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2L_PL] Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation

Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors

Chair: Yasushi Mimura (HGNE)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room L (M1-311 -M1 Building)

[2L_PL01] Development of Safety Culture in Kansai Electric Power

*Tai Furuta[1] (1. KEPCO)

[2L_PL02] Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University

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

[2L_PL03] Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University

*Tetsuo Ito[1] (1. Kindai Univ.)

[2L_PL04] Ethics Required for Nuclear Safety

*Kyoko Oba[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～

Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation - Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

（1）関西電力における安全文化醸成に係る取組み

(1) Development of Safety Culture in Kansai Electric Power

*古田　泰[1]

[1]関西電力株式会社 高浜発電所

1. はじめに

当社の安全文化は、原子力利用の黎明期からステークホルダーの要請に応えながら、原子力発電における安全を実現するために、様々な取組みを行った結果として形成されている。本発表では、安全文化の醸成により、組織事故の未然防止を図ることが重要との認識の下、平成 16 年 8 月の美浜 3 号機二次系配管破損事故以降の取組みについて、安全文化、CSR（企業の社会的責任)、発電所職員のモチベーション、立地地域とのコミュニケーションについて紹介する。

2. 安全文化

2-1. 美浜 3 号機二次系配管破損事故と安全文化の再構築

平成 16 年 8 月 9 日、当社は、美浜発電所 3 号機において、二次系配管の破損により高温の二次系冷却水が流出して、タービン建屋内にいた協力会社の作業員 5 名の方の尊い命を奪い、また 6 名の方に重傷を負わせるという、非常に痛ましい事故を引き起こした。

この事故に対して、規制当局から、事故のあった配管の点検リストからの記載漏れにより、当該配管が減肉していた事実を長年見落としてきた過誤が事故の直接的原因であったこと、さらには、各社の不適切な保守管理・品質保証活動が事故の根本原因であり、その背景には、社内での「安全文化」の綻びがあったことが判明した、との指摘を受けた[i]。

これを受け、当社は、社長の宣言「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」と、5 つの基本行動方針を定め、「美浜発電所３号機事故再発防止に係る行動計画」により、安全文化の再構築に取り組んだ。

5 つの基本行動方針は、平成 17 年度から、品質マネジメントシステム(QMS)の品質方針に位置づけるとともに、安全文化醸成の方針とした。この方針の下に、行動計画と実施項目を整理し、品質目標を設定するなど、日常業務（保安活動）の中で再発防止対策に取組むことで、安全文化を意識だけではなく業務・行動、マネジメントに根付かせて再構築しようとした。現在、これらの再発防止対策は、日常業務などで継続的に実施されている。

2-2. 安全文化評価

また、平成 19 年度から、安全文化の再構築の状況について評価を毎年行ってきた。

安全文化評価の目的は、原子力事業運営における安全最優先の組織風土（安全文化）を継続的に維持、改善するために、安全文化の劣化の兆候、組織や人の気がかり事項を早期に把握し、経営層に意見具申することで、大きな問題点を未然に防止することである。

評価は、発電所および本店組織でそれぞれ評価を行い、これらの結果を踏まえて原子力部門全体で行う。評価の枠組みは、「I. 組織・人の意識、行動の評価」、「II.安全の結果の評価」、「III.外部の評価」からなって

---

*Tai Furuta[1]

[1]Takahama Power Station, The Kansai Electric Power Co., Inc.

いる。

このうち、「I. 組織･人の意識、行動の評価」は、IAEA の文献を参照し、アンケート結果、自己評価、実績指標など複数の切り口から三角測量的に行っており、評価の入力情報として、既存の情報（アンケートや保安活動の結果）を最大限活用し、客観的事実に立脚することで、恣意的な評価に陥らないよう腐心している。

また、再発防止対策の実施において、経営の明確なコミット、社内外のコミュニケーション、再発防止対策の継続的改善を念頭に取り組んでいたことや、それまでの当社の安全性の維持･向上のための活動は、トップマネジメントのコミットメント、コミュニケーション、技術力に関するものに重点が置かれていたことから[ii]、「トップマネジメントのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」を当社における“安全文化の三本柱”とし[iii]、これらに沿って評価の視点を設け「I. 組織･人の意識、行動の評価」を行っている。

2-3. 安全文化醸成活動

安全文化醸成活動は、

① 美浜 3 号機の再発防止対策や福島第一の事故を踏まえた保安活動、および CSR 活動などを含むあらゆる活動を、安全を最優先に日々実践する。
② 前年度の安全文化評価結果等から重点施策に取り組む。
③ 年度末に、安全文化評価を行う。

を基本的なサイクルとして、年度単位で継続してきている。

2-4. 発電設備総点検

昨年秋頃から、自動車メーカーや、(株)神戸製鋼所、三菱マテリアル(株)、東レ(株)など、企業の不適切な事例が相次いで明らかになった。同様の問題は、電力会社も経験している。平成 18 年、当社が美浜 3 号機の事故を受け、安全文化の再構築への取組みを継続する中、電力会社の水力、火力、原子力の各発電部門においてデータ改ざんなどの問題が明らかになった。このため、電力各社は、水力、火力、原子力の部門ごとに調査を行い、原因を分析した。

その結果、当社の場合、各部門共通の課題として、①第一線職場への支援の不足、②CSR 推進活動が不十分、③モニタリングの不足が明らかになった。また、当社原子力部門では、法令等に抵触するものをはじめ、8 件が判明し、これらの事例に対し、7 つの原因と 4 つの根本原因を特定し、再発防止対策を講じた。

その後も CSR として全社的に取組みを継続し、現在、関西電力全社共通の「CSR 6 原則」のもと、高浜発電所を含めて当社の各事業所で CSR 活動計画を定めて取組みを続けている。

表　平成 18 年 発電設備総点検 原子力部門での事例にかかる原因

7 つの原因	4 つの根本原因
i. 業務遂行に必要な教育の不足 ii. 判断･審査の支援ツールが不十分 iii. 説明責任の回避 iv. コンプライアンス意識の欠如 v. 地元への前広な情報提供意識の欠如 vi. 品質記録に対する重要性の認識不足 vii. 不適合管理が不十分	・第一線職場への支援の不足 ・CSR 活動の浸透の不足 ・地元への情報提供意識の不足 ・品質保証教育の不足

2-5. 「原子力発電の安全性向上への決意」の制定

平成 23 年 3 月 11 日、東日本大震災とともに東京電力福島第一原子力発電所事故が発生した。当社は、美浜発電所 3 号機事故の反省を踏まえながら、安全最優先の事業運営を行ってきたが、この事故から、原子力発電固有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないかということを教訓と

して学んだ。

これを踏まえ、原子力発電の安全性向上に向けた自主的かつ継続的な取組みのさらなる充実を進める取組みのひとつとして、美浜 3 号機事故から 10 年となる平成 26 年 8 月、将来世代の従業員まで引き継いでいく原子力安全に係わる理念を明文化した「原子力発電の安全性向上への決意」を、主に「経営方針等に関する事項」について定めた最上位の社内規程である社達として制定した。

本社達は、全ての役員および従業員が原子力発電の特性とリスクを十分認識し、事故の重大性を片時も忘れることなく、社長のリーダーシップのもと、全社一丸となって、立地地域をはじめ社会の皆さまの安全を守り、環境を守るため、原子力発電のたゆまぬ安全性向上に取り組んでいくという決意を示したものである。http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2014/0801_1j.html

この社達を受けて、品質方針（安全文化醸成の方針）を改訂し、引き続き安全最優先の事業運営を行いながら安全文化の醸成に取り組んでいる。

3. モチベーションの維持

震災の後、高浜発電所 3 号機の最初の再稼動まで 4 年、大津地方裁判所による仮処分命令を経て、平成 29 年夏前に 3,4 号機が運転を再開した。この間、運転再開の見通しが立たない時期もあり、協力会社を含む発電所職員の士気を維持することは、大変重要な課題であった。

状況に応じて種々の取組みを行い、これらは、①社長を含む経営幹部、発電所幹部による原子力の価値、方向性・見通しの提示、②様々な形でのコミュニケーションの実施、③運転員に対する技術力維持の取組みなどに大別できる。①は、たとえば、トップからのメッセージを継続して発信し、時期に応じた各種説明会等を実施し、②は、安全審査・再稼動関連情報の協力会社を含む職員への提供、レクリエーションなど、③は、稼動している近隣発電所での研修、シミュレータの活用などである。

4. 地域住民等との意思疎通

(株)原子力安全システム研究所が 20 年以上にわたり行っているアンケート調査では、平成 11 年(1999 年)の JCO 臨界事故、平成 16 年(2004 年)の美浜 3 号機事故にもかかわらず、平成 23 年(2011 年)の震災までの間は原子力利用に対する肯定的割合が漸増傾向にあったが、それ以降は、否定する割合が 4 割以上で推移している。

このような中、当社は、原子力・エネルギーに関する理解活動として、当社広報誌の新聞折込や新聞広告の掲載、テレビコマーシャル等のマスメディアを使った活動を展開するとともに、福井県内の一般の方を対象に原子力発電所の見学会を積極的に実施している。特に、国内ではじめて運転期間延長認可を得て安全対策工事を行っている高浜 1,2 号機について、顔の見えるコミュニケーションを図るなど、地元を始めとする皆様にご理解を賜れるよう取り組んでいる。

5. まとめ

本発表では、平成 16 年の美浜発電所 3 号機二次系配管破損事故以降の安全文化醸成の取組みについて、CSR に関する平成 18 年の発電設備総点検、平成 23 年の福島第一原子力発電所事故への対応も含めて述べる。また、原子力安全を支える第一線現場において重要な、モチベーションに関する取組みの概要、ならびに、近年ますます重要性が増している、ステークホルダーとのコミュニケーションの取組みについても、触れる。

---

[i] 「関西電力株式会社美浜発電所３号機二次系配管破損事故について(最終報告書)」(平成 17 年 3 月 30 日 原子力安全･保安院)

[ii] 美浜発電所 3 号機　定期安全レビュー報告書（平成 18 年 4 月 3 日）

[iii] 大飯発電所 1,2 号機　定期安全レビュー報告書（平成 20 年 7 月 1 日）

2018年春の年会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～

Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation - Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

（2）京大炉の運転再開に係る取組み

(2) Efforts for Restart of Research Reactors at Kyoto University

*中島 健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

京都大学原子炉実験所（以下、京大炉）の研究炉 KUR（京都大学研究用原子炉、熱出力 5,000kW）及び KUCA（京都大学臨界実験装置、熱出力 100W）は、新規制基準対応のために 2014 年より運転を休止していたが、2017 年 6 月に KUCA が、また同年 8 月に KUR がそれぞれ利用運転を再開した。本報告では、大学における研究炉の安全管理の実態を理解してもらい、課題を共有することを目的とし、研究炉の運転再開に当たり京大炉が実施した種々の取り組みについて報告する。なお、ここでは 2 基の研究炉のうち、主に KUR について述べる。

2. 原子炉実験所の取り組み

2-1. 新規制基準への対応

新規制基準は、原子力規制委員会が福島第一原発事故（以下、1F 事故）の教訓を踏まえて策定した原子力施設の設置許可基準であり、発電炉用の基準が 2013 年 7 月に施行されたのに続き、研究炉用は同年 12 月に施行となった。これらの基準では既設の炉にも適用される、いわゆるバックフィットが導入されており、すべての研究炉が新規制基準に適合しなければ、運転の継続ができなくなった。京大炉の KUR も 2014 年 5 月（KUCA は同年 3 月）の施設定期検査開始から運転休止となり、その後、新規制基準の適合確認が終了するまで 3 年以上にわたり、休止状態が継続した。発電炉では、新規制基準が検討されている段階から設置変更の準備を進めており、新規制基準の施行と同時に複数の炉の申請が行われたが、研究炉では、準備が遅れ、最も早く申請が行われた JAEA の JRR-3 や京大炉の KUR、KUCA でも施行から 9 か月後の申請となった。

設置変更申請後は原子力規制庁による、いわゆる安全審査が開始され、2016 年 9 月の合格まで、ほぼ週 1 回のペースでヒアリング（または審査会合）が開催された。審査の具体的な内容はここでは述べないが、1F 事故の教訓として、規制が強化された外部事象（自然現象）への対応には、多くの時間と労力を要した。審査合格後は、各種の工事等に取り掛かったが、ここでは新たに研究炉の工事に対して導入された品質保証制度の運用に手間取り、運用の方法を皆で確認しながら、また手引き等を整備しつつ進めていった。そうして、2017 年 8 月に KUR の運転に必要なすべての検査が終了し、その後利用運転を開始した。

結果的に、KUR、KUCA ともに新規制基準対応のために、3 年 3 か月の間、運転休止となった。研究炉の中では再開が早いこととなるが、茨城県にある JAEA の研究炉はすべて東日本大震災により被災しており、その後の健全性確認等が必要だったことを考えると、必ずしも京大炉の規制対応がスムーズに進んだということにはならない。むしろ、先例のない中で、規制側も含めて手探り状態で対応せざるを得ないことが多々あり、今から考えると、遠回りしたところが数多くあったと思う。また、発電炉では設置変更申

*Ken Nakajima

[1]Kyoto Univ.

請から運転開始まで早いもので約 2 年間となっており、出力規模の違い、そしてそれに伴う規制の厳しさの違いから見ると、発電炉は非常に早く運転再開しているといえる。これは、人員を含むリソースの投入量が大幅に違うことによっている。京大 KUR の場合、安全管理を担っている教員と技術職員の計 10 名程度が主に対応し、外部への業務委託も一部に限られていた。また、停止中とはいえ原子炉の保守管理も同時に行わなければならなかった。このため、発電炉のように頻繁にヒアリングを行うことができず、上述のように週 1 回の対応が精いっぱいであった。

2-2. 安全確保の取り組み

京大炉では、他の原子炉施設と同様に、1F 事故前から安全確保のための取り組みとして安全設備等の整備や教育訓練などを行ってきた。このうち、京大炉独自の取り組みといえるのが、「所内自主検査」制度である。これは、所内の職員（事務系も含む）が検査官となり、安全管理の実施状況を 1 年間かけて確認するものであり、検査対象施設等を 8 つに区分し、各区分に 3 名の検査官（計 24 名）を選任して実施する。どのような点に着目し、どのような検査を行うかは選任された 3 名の検査官に委ねられている。検査結果は、12 月に開催される拡大安全委員会において報告される。普段、安全管理に関わっていない所員も検査官に選任されるので、そのような所員や新人にとっては、京大炉の安全管理がどのように行われているかを理解する絶好の機会となっている。また、管理を行っている所員も自分の担当ではない設備等を検査することになるため、管理の考え方の違いなどに気づくことができる。さらに、検査を受ける側にとっても、通常の検査ではなされないような指摘やコメントがあり、慣例としていたことの見直しなどが行われるなど、安全向上に役立っている。

一方、1F 事故直後に実施した京大炉の自主的な対応としては、KUR での想定を超えた事象（BDBA）への対応がある。具体的には、恒設設備として設置されたすべての給水系が使用できないことへの備えとして、可搬型消防ポンプ、緊急注水配管、40 トン水タンクを整備した。また、全交流電源喪失時に計装系の電源を確保するために、可搬型発電機も用意した。さらに、鉄筋コンクリート製であったスタック（排気筒）をスチール製に更新、地中の共同溝を通る放射性排水管を 2 重管にするなど、安全性の向上を図った。これらに加えて、一般設備の災害対応として、汎用の非常用発電機の設置、商用電源の受電ラインの 2 重化と地下敷設、大型貯水タンクの設置などを行っている。新規制基準対応のための長期停止期間中には、施設の健全性調査として、高経年化の懸念がある原子炉建屋、炉心タンク・生体遮へい、冷却系配管などの詳細な調査を行い、今後の使用に問題がないことを確認している。このように、運転再開に備えて、十分な準備をしてきたつもりであったが、KUR の運転再開後にトラブルが重なり、機器等の安全管理のあり方の見直しに取り組んでいるところである。特に、1F 事故後は、安全上は軽微な事象でも、その社会的な影響が大きくなることがあり、研究炉のような大型実験設備の安全管理をどう行っていくべきか、再考が必要と云える。

この他、1F 事故後の規制法では常に最新の知見を安全管理に反映することが要求されており、これに従い京大炉では、国内外の原子力施設のトラブル情報を収集し、研究炉の安全管理に反映すべき事項を汲み取るためのスクリーニングを開始したところである。これまで、このようなこと（トラブル事例の水平展開）は、主として規制当局の指示により行われてきたところであるが、新たな規制の下では原子力事業者の責務として要求されることとなった。

2-3. 地域との関係

研究炉といえども地元の理解がなければ、運転を継続することは難しい。KUR も設置の当初は反対の声が強かったと聞くが、KUR における医療照射（ホウ素中性子捕捉療法）が成果を挙げるにつれ、むしろ歓迎する声をよく聞くようになった。1F 事故直後こそ、KUR の安全性に懸念を示す声もあったが、新規制基準への対応で長期停止していた期間には、むしろ早期の運転再開を望む声が多くなっていた。これは、我々の先輩たちが、長い時間をかけて築き上げた地元との信頼関係がその大きな要因であると考える。過去の地元対応活動を調べあげているわけではないので、信頼関係構築にどのように資しているかは不明だが、現時点で地元等に対して実施している京大炉の取り組みには、以下のようなものがある。

・協議会の開催：地元自治体（熊取町、泉佐野市、貝塚市、大阪府）と定期的（年に 1、2 回）に会合（協

議会）を行い、原子炉の状況や今後の予定などを説明し、意見を伺う。

・一般公開、桜公開の実施：年に 1 回（原則として 4 月はじめ）、原子炉施設の見学会、科学実験・工作コーナーでの科学体験、ビデオを使った実験所の研究紹介等を行う一般公開及び敷地内の桜見物（お花見）を行う桜公開を実施している。

・講演会、実験教室、出前講義の実施：年に 1 回（10 月頃）、講演会及び実験教室を開催している。講演会は、地元の住民に向けて研究成果などの情報を広く発信し理解を深めてもらうことを目的に、京大炉の教職員や外部から招いた講師による講演を行う。また、実験教室では、放射線や原子に関する実験やバラエティ豊かな体験コーナーを通じて、こどもたちが科学の楽しさやおもしろさを実感できるイベントを行っている。この他、あらかじめ決まったテーマについて、要望に応じて学校などの先方に講師が出張して講義を行う出前講義を行っている。

・学術公開の実施：毎月 1 回、事前申し込み制の学術公開を実施している。この中では、ミニ講義・原子炉実験所紹介ビデオ視聴・施設見学会を行っている。

・学術講演会の開催：年 1 回、2 日間にわたり、京大炉における共同利用・共同研究成果の講演、定年退職教員の記念講演などを行う学術講演会を開催している。

3. 今後に向けて（課題）

京大炉には 2 基の研究炉、KUR と KUCA が設置されており、上述のように 1 F 事故後の運転再開に向けて、様々な取り組みを行ってきた。また、現在は、研究炉の運転を行い、共同利用に供している。これらの取り組みは、全て京大炉の職員が行っているが、大学の法人化後の定員削減により、研究炉の運転管理を行う人員も減少している。一方、新規制基準では、従来よりも厳しい安全管理が求められており、この対応のため従来以上の労力が必要となっている。また、昨年 4 月に公布となった原子炉等規制法等の改正法により、今後 3 年以内に改正炉規法が施行されることとなったが、この改正では、これまで規制当局が実施してきた各種の検査等を事業者が実施する制度など、事業者の自主的な対応が要求されている。大学における研究炉の安全管理業務は、現状においても人的・経済的に大きな負担となっており、今後の更なる規制要求への対応は非常に大きな課題である。現在、文部科学省では、原子力研究の基盤施設としての研究炉を我が国としてどう位置付けるのか、またその運用体制をどのようにするのかといった議論が行われているが、少なくとも現状の大学における運営方法では、将来もこれを維持することは難しく、早急な対応が必要と考えている。

2018年春の年会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理
～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～

Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation
- Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

（3）近大炉の運転再開に係る取組み

(3) Efforts for Restart of Research Reactor at Kindai University

*伊藤　哲夫[1]
[1]近畿大学 原子力研究所

1. 近大炉の特徴

1961 年に設置された近畿大学原子炉（以下「近大炉」という）は、1950 年代後半、米国アルゴンヌ国立研究所の Argonaut 原子炉を原型として、American Standard 社によって開発された教育・研究用低出力原子炉（図 1 左）で、軽水減速黒鉛反射非均質型熱中性子炉（図 1 右）と呼ばれている。このタイプの原子炉は世界にいくつかあるが、最大熱出力 1 W の極低出力で運転しているのは近大炉だけである。

近大炉の沿革は、図 2 に示した。



図 1　近大炉及び炉心

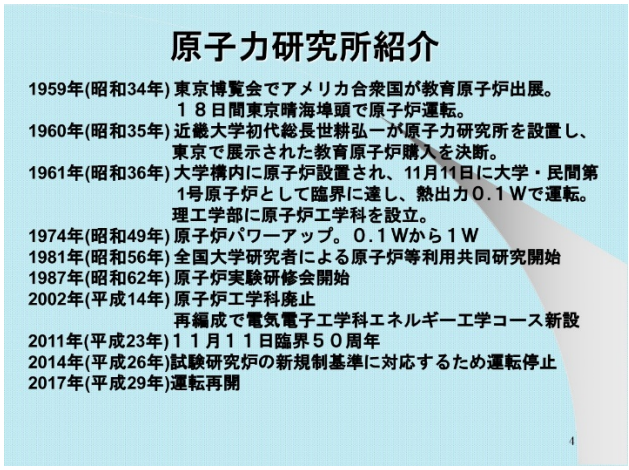


図 2　近大炉沿革

この炉の特徴は、次のとおりである。

(1) 最大熱出力 1 W という極低出力炉のため、熱の発生がなく、またウランの燃焼が微量（これまでのウラン消費量：数 mg 程度）であるため核分裂生成物の生成が極微量であり、そのため炉心への接近も燃料操作も容易である。しかも、炉心構造もきわめてわかりやすく、約 20 分程度でフルパワーとなり、学生などの教育・訓練に適した原子炉である。

(2) 炉心は 2 分割されているため、大型試料の照射も可能であり、また、分割炉心間の中性子分布が平坦で照射場には水がない Dry 領域であるため、速中性子成分が比較的大きい。このことから、炉物理、生物実験や放射線計測器の校正などに適した研究炉といえる。

*Tetsuo Itoh[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

2. 近大炉運転再開までの経緯

近大炉は、平成23年3月11日に発生した「東京電力福島第一原子力発電所の事故」を契機として新たに設置された原子力規制委員会が定めた「試験研究用原子炉の新規制基準」が平成25年12月18日に施行されたのに伴い、平成26年2月6日から原子炉の運転を停止するとともに新規制基準の適合性審査に向けて準備を開始し、同年10月20日付けで原子力規制委員会に対して新規制基準への適合性確認に係る原子炉設置変更許可申請を行った。

近畿大学原子力研究所（以下「原研」という）は、その後規制当局の審査ヒアリングまたは行政相談をほぼ毎週受け（通算約130回）、平成28年5月11日付けで原子力規制委員会より原子炉設置変更許可を受けた。引き続き、許可内容を満たすべく設備増設・改造を目的とした「設計及び工事の方法の認可申請」や、施設運用規定の新規制基準適合を目的とした「保安規定変更認可申請」等を経て、平成29年2月28日にはこれらすべてが認可され、実施した設備工事等に対する原子力規制庁が実施する「使用前検査」及び「施設定期検査」等を順次受検した。

平成29年3月17日付けでわが国の試験研究炉としては新規制基準の下で最初に最終官庁検査に合格し、即日合格証が交付された。その後、利用のための運転再開を目指し所内手続きを進め、同年4月12日に38ヵ月ぶりに原子炉運転を再開し、初となる利用として学生を対象とした原子炉運転実習を実施し、マスコミに公開した。

近大炉が試験研究炉で最初に新規制基準に合格した裏には、プロの原子力界OBの協力を得たこと、所員が原子力規制庁と真摯に対応したこと、報道各社が原子力人材育成の観点からこまめに近大炉を取り上げ報道したこと、大学本部の強い後押しがあったこと等があげられる。

3. 運転再開までの3年間

3年間の原子炉停止に伴う原子炉実習及び原子炉利用研究の欠落は、わが国の原子力教育及び研究にとって極めて大きなダメージを与えたことは言うまでもない。

振り返ってみれば、国も事業者も全く準備不足のまま実施された研究炉の新規制基準対応は、近大炉の運転を強制的に長期にわたって停止させるとともに、新規制基準をクリアするために膨大な労力の提供、資料作成、予定外の予算支出、人手不足による学外からの多数の協力者の投入など莫大なエネルギーを費やした。我々は、研究炉の早期運転再開をめざすため、原研が一丸となって取り組むとの決意で作業をスタートしたが、本来業務である研究・教育・日常管理業務等を行いながらの追加業務であったため、対応作業に集中しきれず、また申請作業に対する経験も乏しいことから思いのほか時間を要する展開となった。

近大炉が運転再開した4月12日の田中俊一原子力規制委員会委員長（当時）の定例記者会見で、NHK記者から3年も審査にかかったことを問われ、田中委員長は、「おもちゃみたいな原子炉ですから、もう少し速やかに動かせるようにしたほうがいいと思うのですが、…」さらに、「元々私なんかは、ああいう炉は本当におもちゃみたいなので、何も危なくはないよと、止めたらすぐ燃料を手で触って抜けるくらいの炉なのだから、どうということはないのだということを申し上げてきたのですが、…」と語られた（平成29年4月12日の原子力規制委員会記者会見録より抜粋）。

まさに運転再開した日の記者会見で、原子力規制委員会のトップからこのような発言があったことに対し、マスコミからのインタビューを受け、事業者としてどのように回答してよいのか大変困惑した。委員長の発言の真の意図はわからないが、3年間原子力規制庁の審査官と事業者が共に汗をかき、一歩一歩前進させながら今日に至った3年間は何だったのだろうかとの思いがした。

4. 新規制基準のポイント

今回の試験研究炉に対する新規制基準のポイントは、下記のとおりである（原子力規制委員会の資料から）。

① 取り扱われる核燃料物質の形態や施設の構造が多種多様であることから、それらの特徴を踏まえて、施設ごとに基準を策定（いわゆるグレーデッド・アプローチ（リスクの大きさに応じた規制））

② 深層防護の考え方に基づく対策を要求

③ 再処理施設及び加工施設については、「重大事故」対策に係る基準の整備
④ 試験研究用原子炉施設については、事故時に及ぼす影響の大きさに応じて、「設計基準事故に加えて考慮すべき事故」への対策を要求
⑤ 廃棄物埋設施設については、管理期間中の適切な管理及び定期的評価、管理を終了する段階における安全性の評価を要求するなどの管理を強化
⑥ 基準の策定に当たっては、IAEAの安全要件等に示された考え方を取り入れた他、各国の規制基準を参考

その結果、国際的な基準と比較しても、遜色のない規制基準となった。

さらに、新規制基準は、従来に比べて地震、津波、竜巻等の自然現象の想定が大幅に引き上げられ、事故に関しても従来を上回る想定とその防護対策が求められ、遡及適用となった。

発電炉では統一的な審査ガイドが事前に策定されたのに対し、試験研究炉は型式、出力などが千差万別・多種多様であり、事前のガイド策定が困難との考えから、「グレーデッド・アプローチ」の考え方を採用することとなり、各炉の特徴を踏まえた審査が期待された。

本来であればこの時点で、熱出力1Wの近大炉は、想定されるリスクを近大炉と規制側で十分議論し、理解を共有するステップがあればグレーデッド・アプローチの考え方が活かされたのではないかと思う（当時そのようなことを申し出ができる雰囲気ではなかった）。

今回の新規制基準対応で、福島第一原子力発電所の事故以降一本化された規制側が何を望み、何を期待しているのかを多少知ったという意味では、今後この経験と教訓を基に「事業者としての新しい安全責任」に引き続き取り組まなければならないとの教訓を得た。

5. 新規制基準に関する問題点

今回の新規制基準の審査を経験してみて、グレーデッド・アプローチ以外にも新規制基準の制定や審査等を通じて様々な根本的問題点や疑問が浮上した。

一番の問題は「なぜ審査にこれほどの時間がかかったのか？」である。

特に、近大炉の場合は、熱出力1Wの極低出力で潜在する放射能も極めて少ない炉であるのに、本当にこれだけの時間をかける必要（価値）があったのか、教育用の原子炉を何故これほど長期間停止してまで審査する必要があったのか等の疑問をいまだ持っているのも事実である。

以下、新規制基準の制定及び審査に関する問題点や疑問を列記した。

(1) 原子力規制委員会及び原子力規制庁の審査能力は十分だったか？

原子力規制委員会は、試験研究炉等の新規制基準対応を急ぎすぎ、原子力規制庁の組織・体制・方針をしっかり構築せず、規制として必要な要求事項や判断基準を明確にすることなく、見切り発車されたためではないかとの疑問が残る。

(2) 基準制定に当たって求める安全レベルや必要性の議論が十分だったか？

新規制基準制定に当たっての準備期間が非常に短く、安全性や必要性の議論及び国外の現状調査が十分でなかったのではないか。

(3) 基準の公表後に事業者の理解を促す内容の説明があったか？

新規制基準の内容は、公表後において事業者に対する丁寧な説明がなく、更に基準の施行前に審査基準、解釈等が十分公表されなかったので、どの程度までの内容の申請を行えばよいのか事業者は相当迷い、申請後も解釈等が混乱し、審査に予想以上の時間がかかる要因となった。

(4) 極低出力低リスクの近大炉を長期運転停止する必要があったか？

経過措置で、燃料の加工メーカーは操業を続けながら新規制基準の適合性審査が受けられる。近大炉のような極低出力・低リスク教育研究炉も運転を長期間停止し、新規制基準適合審査をしなければ真の安全が確保できないとの判断だったのだろうか、知りたいところである。

6. 新規制基準対応での事業者の反省と今後やるべきこと

規制サイドにおいては、発電炉を念頭に置いて考えた安全基準を下敷きに審査するという発想ではなく、そもそも別物であるとの認識の上に立って根本から議論を組み立て、審査すべきではなかったかと思う。

そのためには、施設の現状やリスクの程度を正確に知るという意味で「事前の施設調査（観察）と事情聴取」が不可欠（常識）であったにも拘らず、十分なされたであろうかと思うと同時に、事業者も受け身の審査ヒアリングではなく、グレーデッド・アプローチの取り入れについて定量的に説明し、説得すべきであったと反省している。

その他の近大炉側の反省点としては、冷静に眺めれば以下の点があったと考える。

① 他に業務を抱えているために、新規制基準の審査対応に専任できるスタッフが極めて少なかった。
② パワー不足であったため、宿題返しが全体的に遅かった。
③ 情報を関係者がタイムリーに共有されておらず、個人の管理になりがちとなった。
④ 原子力規制庁対応の QMS は一部の者しか理解できていなかった。
⑤ 原研の司令塔が十分機能していなかったためスケジュール管理や作業分担が甘く、工程が遅れた。

更に、運転再開という一区切りがついた今、記憶が鮮明なうちに以下の取り組みも必要と考える。

① 新規制基準の対応の足跡と公的申請／提出書類等の時系列的整理
② 議事録／備忘録／メモ等の整理と今後に確実に引き継いで行くべき項目の整理
③ 規制当局との解釈事項、約束事項、設置されている設備等の設計根拠等の整理
④ 発注図書類、検査資料、検査要領書／検査成績書、仕様書／保証書／取扱説明書／図面類の整理

以上のことは、今後、「より高い安全水準を事業者自らが確認し、規制側は事業者の取組みを総合的に監視し評価する」という新検査制度の目的を事業者として的確に果たしていく上からも必要なことと考える。今後 QMS の運用が厳しく要求される中、研究炉でしっかり運用していくには、これまでのデータを整理し、管理体制をしっかり構築していくことが必要となる。

7. 研究炉が抱える課題

今後、研究炉を長期維持・管理していく上で、研究炉が抱える課題は事業者や研究炉の規模によっても異なるが、その多くは共通している。

(1) 原子炉等規制法の新たな改正に伴う研究炉での研究の停滞

今後、規制当局の要求を満たし研究炉を維持・管理していくには、多くの時間と人手と経費が必要となり、また研究以外の専門的知識がさらに要求され、研究を行いながら大学教員の力量で研究炉を健全に維持していくには研究の高度化や研究の発展への影響を招くことが懸念される。

しかし、事業者は、しっかりと研究炉の維持・管理をしなければならない。国においても研究炉に対する方針・体制を整え、人的支援、経費的支援、維持管理支援、さらに廃止措置支援（国による廃炉後の使用済み燃料の受け入れ体制）等の支援を行い、事業者とともに日本の研究炉の活性化に寄与して頂きたい。

(2) 核物質防護の強化と核燃料低濃縮化

テロの懸念から核セキュリティのレベルが引き上げられ、その対応のための追加的措置に対応する経費が膨らんできた。さらに、いずれ廃炉となる研究炉の使用済み燃料の処理問題も極めて大きな課題である。

(3) 高経年化対策と次期研究炉の検討

原子力人材育成は継続的に実施していくことが不可欠であり、その基盤施設である研究炉を長期に維持しなければならない。将来、すべての研究炉はいずれ廃止措置の対象となり、新規の研究炉建設がなければ、原子力の研究・開発や人材育成に欠かせない研究炉が全くなくなる日が訪れる。

この事態を避けるためには、現存する研究炉をあらゆる面から支援するとともに、これまでの研究炉を引継ぐ新研究炉設置の具体的な検討を早急に行わなければならない。

(4) 原子力人材の流出と不足

原子力界においては、長期にわたる原子炉停止、維持管理の複雑化や原子炉事故などから、原子力に対するモチベーションが低下し、原子力専門家の原子力離れや育成の鈍化、さらには人材確保の滞りなどが

起こりつつあり、原子力の発展に障害をきたしている。

(5) 研究炉維持経費の拡大

研究炉の新規制基準対応や核セキュリティ対応などに伴い、研究炉の維持経費は毎年拡大しており、その予算化に苦慮している。特に私学の近大炉では、苦しいものがある。

8. 近大炉を含めわが国研究炉の世界貢献に向けて

研究炉の減少や利用の低下は、原子力人材育成・教育、研究開発、医療利用や産業利用に支障をきたす。わが国は、原子力分野でも世界に貢献しなければならない。そのためにも、研究炉の規制は、発電炉とは別の体制でグレーデッド・アプローチの考えからそれぞれの研究炉に適応した QMS を取り入れ、原子力人材育成と研究の自由度を尊重した最小の労力で最大の安全を確保できる規制の構築を行わなければならない。

研究炉は、原子力の人材育成や基礎研究、さらに医学分野の診断、治療等において必要不可欠な基盤施設であり、どの種の研究炉も国の繁栄において重要な施設であり、わが国から原子力の灯を消してはならない。

現在の研究炉はいずれ寿命が来る。日本の現状からみて、新たに研究炉を建設するのに 10 年・15 年ではできない状況から見て、早急に引継炉の建設可能な環境整備を整えることも必要である。

近畿大学原子力研究所は、極低出力の小さな原子炉であるがその特徴を生かし、運転再開に当たり新たな気持ちで日本・世界に貢献するため、次のような目標を掲げ挑戦していきます。

(1) 極低出力大学原子炉の特徴を生かし、長期に活用できるよう維持・管理を行う。
(2) 原子力人材育成を活性化し、横断的に研究者・技術者の育成に努力する。
(3) 近畿大学原研が原子力の研究・教育・社会貢献の拠点となるよう努力する。
(4) 産官学と相互協力し、原子力のポテンシャル・アップに協力する。
(5) 日本のみならず世界に貢献できる研究所となるよう努力する。

2018年春の年会

倫理委員会セッション

災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 ～再稼働の現場、大学研究炉の現場の声から考える～

Engineering Ethics Required for Nuclear Professionals for Disaster Prevention and Mitigation - Discussions on the Voices from the Fields Strived to Restart the NPPs and Research Reactors -

（4）原子力安全に求められる倫理

(4) Ethics Required for Nuclear Safety

*大場　恭子[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から 7 年が経ち，発電炉，研究炉ともに一部が再稼働されている。一方で，原子力発電所の運転をめぐる裁判では，電力会社が敗訴した裁判例にも見て取れるように，社会には原子力技術に強い不安も根強い。

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下，1F 事故）は，原子力技術に携わる者に，当時の安全対策では，自然災害を起因に，これだけの規模の事故が起こることを示した。1F 事故後の再稼働にあたり，我々はあらためて「災害」にどのように向き合うべきであろうか。本セッションでは，再稼働を果たした事業者や大学の「現場の声（経験）」を，共有した上で，あらためて「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」に関する検討・討議を行いたい。

2. 倫理規程における「災害」

日本原子力学会が，会員一人ひとりが持つべき心構えと言行の規範として書き示した日本原子力学会倫理規程[1]（以下，倫理規程）には，災害という言葉が 3 箇所ある。

憲章２．（公衆優先原則・持続性原則）

・２－１（原子力利用と安全確保の両立）

会員は，過去に起きた原子力をはじめとするさまざまな事故や 災害 を絶えず思い起こし，携わる技術の潜在的な危険性や，どのような安全策を講じてもリスクが残ることを，強く認識する。その上で，常により高い安全レベルを目指し，その確保に務める。

・２－５（労働安全の確保）

会員は，常に原子力施設で働く人々の安全確保と 災害 の防止に努める。

憲章５．（専門性原則）

・５－８（国際社会への貢献）

我が国は原子力平和利用に豊富な実績がある一方，原子力 災害 の当事国である。会員は，この経験から知見・教訓を深く学びとり，我が国のみならず世界の原子力の安全と技術の向上に貢献する。

しかし，災害という言葉を使ってはいないが，２－１（原子力利用と安全確保の両立）および２－５（労働安全の確保）の源にある憲章２（公衆優先原則・持続性原則）では，「会員は，公衆の安全をすべてに優先させて原子力および放射線の平和利用の発展に積極的に取り組む。」ことを求めており，これは，災害が起きないようにするとともに，もし災害が起きた場合も，その被害を小さくするように行動することである。また，５－８（国際社会への貢献）の源である憲章５（専門性原則）では，「会員は，原子力の専門家として誇りを持ち，携わる技術の影響を深く認識して研鑽に励む。また，その成果を積極的に社会に発信

*Kyoko OBA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

し，かつ交流して技術の発展に努めるとともに，人材の育成と活性化に取り組む。」ことを求めており，これは，憲章６（有能性原則）の「会員は，原子力が総合的な技術を要することを常に意識し，自らの専門能力に対してその限界を謙虚に認識するとともに，自らの専門分野以外の分野についても理解を深め，常に協調の精神で臨む。」と合わせ，1F 事故を防ぐことができなかった我々の学びや姿勢のあり方を意識し，検討した結果の条文である。

3. 再稼働の現場，大学研究炉から学ぶ意義

1F 事故後，発電炉，研究炉ともに，新規制基準および自主的な安全向上策により，安全対策の強化が行われている。このような中，再稼働を果たした事業者や大学は，なぜ再稼働を実現できたのであろうか。西日本である，炉型が福島第一原子力発電所とは異なるといった側面もあるが，たとえば立地地域との関係が良好でなければ，再稼働には至らなかった可能性は十分考えられる。倫理委員会では，東日本大震災後に，あえて良好事例のみを集めた事例集「東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理」[2]を発刊し，また倫理規程５－５（経験からの学習と共有・継承）でも「会員は，経験から教訓を学び取る。特に事故や故障については，失敗事例のみならず良好事例にも着目・研究し，再発防止や類似事態の発生防止に努めるとともに，情報を共有・継承する。」として，良好事例への着目を求めているが，今回の企画セッションの場でも，良好事例からの学びを重視し，再稼働を果たした組織の方よりご講演いただくこととした。発電炉および研究炉の「現場の声（経験）」を，倫理や安全文化，立地地域を中心としたステークホルダーとのコミュニケーションの切り口も含めて共有したい。

4. 災害に備えるために

住民の避難や被ばくを伴う原子力事故が現実化した JCO 事故，1F 事故を受け，現在は新規制基準に基づくより高い「災害への備え」が求められている。また，それらを具備していることおよび運転する能力を有していることを，立地地域を中心としたステークホルダーに認められる必要がある。さらに，原子力関係者は，新規制基準を満たすだけでなく，用意した設備とその使用手順を超える災害が起こり得ることも念頭においた原子力安全についても考え，備えなければならない。

そのために必要な倫理あるいは安全文化のあるべき姿の検討は大変に難しいが，より高い原子力安全の実現のために，是非，みなさまと「災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理」に関して，積極的に検討・討議を行いたい。

参考文献

[1] 日本原子力学会，日本原子力学会倫理規程（2018），http://www.aesj.net/about_us/action_rule_of_aesj
[2] 日本原子力学会倫理委員会編，東日本大震災における原子力分野の事例に学ぶ技術者倫理（2016）

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2 - Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

[2M_PL] Reports on Latest Activities of Research Committee onFission Product Behavior under Severe Accident

Chair: Junichi Takagi (TOSHIBA)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room M (M1-313 -M1 Building)

[2M_PL01] Purposes of the committee and major targets of the session

*Yosuke Katsumura[1] (1. JRIAS)

[2M_PL02] Major information obtained furom Phebus FP Projects and its application on Fukushima plant decommissioning

*Hidetoshi Karasawa[1] (1. IAE)

[2M_PL03] Information obtaied from Benchmark analysis based on Phebus FP Project and its feed back to SA analysis codes

*koichi Nakamura[1] (1. CRIEPI)

[2M_PL04] Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phebus FP Project

*Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

[2M_PL05] Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA

*Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

[2M_PL06] Discusion and oncluding remarks

*Junichi Takagi[1] (1. Toshiba)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

1. 専門委員会設立趣旨と本企画セッションの狙い

1. Purposes of the committee and major targets of the session

*勝村庸介[1]、唐沢英年[2]、中村康一[3]、内田俊介[4]，逢坂正彦[4]、高木純一[5]

[1]アイソトープ協会、[2]エネ総研、[3]電中研、[4]原子力機構、[5]東芝エネルギーシステムズ

本セッションでは本研究専門委員会の目指す方向および 3 つの WG の活動計画を紹介し、関連部会関係者と議論し、方向性の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

１．はじめに

本研究専門委員会は水化学部会内で 2 年間の準備会活動を経て、水化学、熱流動、核燃料、保健物理・環境科学、計算科学技術、原子力安全、再処理･リサイクルおよびバックエンドの各部会のサポートを受けて、6 月に発足した。本セッションでは本研究専門委員会の 3 つの WG の活動計画を紹介し、設立後半年余の期間の活動状況を報告する。また、本研究専門委員会の目指す方向について、関連部会関係者と議論し、活動方向の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う場としたい。

２．専門委員会設立趣旨と活動状況

「福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」での調査活動において、事故時のソースタームの評価に、従来の評価ベースでは説明できない事象が散見されることが示された。一方で、1990 年代後半以降、ソースターム関連の研究が衰退し、その技術を支えてきた研究者、技術者の多くが第 1 線を離れ、技術的な空洞化が顕著となっている。かかる現状を踏まえ、日本原子力学会 2014 年年会及び 2016 年年会で、核燃料･水化学･熱流動･計算科学技術、保健物理･環境科学の 5 部会合同企画セッションで、ソースターム研究のあり方について議論した。この議論の結果は、以下のように総括された。

１）従来の過酷事故研究では、原子炉から格納容器内までの現象を主対象としていたが、福島事故では炉心インベントリに対し、無視できない量の放射性物質の環境および汚染水への放出が確認された。原子炉建屋から環境まで広範な領域での事象を的確に把握し、その結果をソースタームの予測技術の向上に反映させることにより、原子炉安全の一層の向上に繋げることができる。

２）ソースターム評価では対象、課題が、広い技術分野にまたがるため、学会全体の英知を結集して、問題の再整理、解決に当たることが重要であり、部会の枠を超えた検討組織（研究専門委員会等）の設置が望ましい。既に活動を開始している水化学部会の「FP 挙動」研究専門委員会準備会を発展させ、原子力学会全体としての研究専門委員会を発足させ、組織的、計画的にソースターム研究を推進する。また、この活動を通して、ベテランから若手への確実な技術伝承を図る。

本研究専門委員の具体的な活動内容としては、以下の４つの項目を掲げた。

１．Phébus FP プロジェクト関連論文他の調査報告書(「FP 挙動」研究専門委員会準備会の成果として原子力学会水化学部会より出版済み)をベースに、新たな技術サーベイを加え、FP 挙動に関する情報の共有化を図り、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築する。

２．福島第一原子力発電所事故で見られた過酷事故時の FP 挙動をサーベイし、FP 挙動評価の視点から、従来技術で予測されたものと、予測できなかった現象を区分し、新たな技術課題を整理する。

３．上記１．と２．に FP 挙動に係る新しい技術課題を加えて、技術報告書（応用編）としてまとめ、

*[1]Yosuke Katsumura, [2]Hidetoshi Karasawa, [3]Koichi Nakamura, [4]Shunsuke Uchida, [4]Masahiko Osaka, [5]Junichi Takagi

[1] Japan Radioisotope Association, [1] Institute of Applied Energy,[3] Central Research Institute of Electric Power Industry,

[4] Japan Atomic Energy Agency, [5]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

現場での実務者、若手技術者との協働をも通して、FP 挙動に関する技術伝承に資する。
4. 上記３．をベースに、40 年超の長期にわたる技術継続、継承に資する。

また活動を進めるに当たり、委員会内に**表 1** に示す３つの WG を組織し、お互いに協力しつつ、議論を進めることとした。

表1 3つのWGの活動概要と目標成果

WG名称	活動概要	目標成果
1 FP実験	FP放出･移行･環境動態に係る現象を把握･理解し、物理現象を適切に表現できるモデルを構築するための実験および解析を提案	①新たな実験の提案 ②FP挙動についての検討課題リスト
2 ベンチマーク(BM)評価	主要SA解析コードのFPモデルをPhébus FPプロジェクト(P)のBM評価を通して理解し、Cs解析技術の課題を把握実機事故の解析結果に基づき、モデル改善の技術課題を摘出	③Cs解析改善点の提案 ④FPモデル改善の提案
3 技術課題摘出	Phébus FP P実験と実機でのFP挙動を比較検討し、両者のFP挙動の相違を検討し、新たな技術課題を抽出	⑤実機FPマスバランス ⑥実機での測定対案 ⑦新たな実験の提案

また、各 WG の連携及び成果の交換目標を**図 1** に示すように設定した。

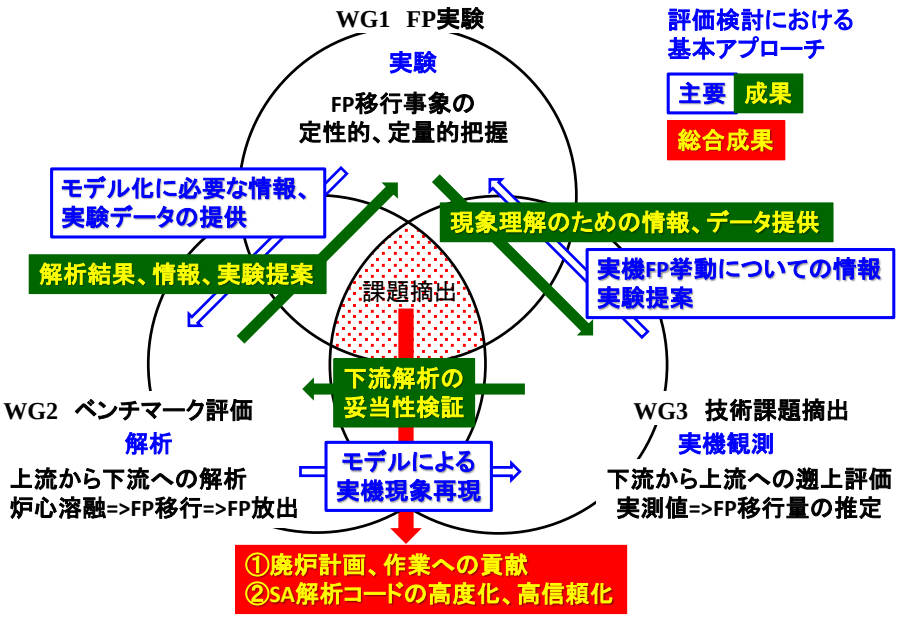


図１ 3つのWGの役割分担と主要成果

３．本企画セッションの狙い

本企画セッションでは、以下の５つの発表で、各 WG の活動の具体的な活動状況を報告し、最後に今後の活動の進めたについて総合的な議論を持つ。

２．Phébus-FP 実験から得られた知見と廃炉計画への反映（準備会活動の総括）　唐澤 英年
３．Phébus 実験に基づくベンチマークで得られた知見と SA 解析コードへの反映　中村 康一
４．実機と Phébus 実験入手情報とのギャップ　内田 俊介
５．FP 挙動の統合的な評価技術基盤構築に必要な実験の検討　逢坂 正彦
６．総合討論と総括　高木 純一

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

2. Phébus-FP実験から得られた知見と廃炉計画への反映（準備会活動の総括）

2. Major information obtained from Phébus FP Projects and

its application on Fukushima plant decommissioning

*唐澤 英年[1]

[1] エネ総研

本研究専門委員会設立までの準備会において、Phébus FP 関連の論文 71 編を調査した。本発表では、準備会活動の成果としてまとめた技術報告書「Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ―福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用―」[1]の内容を紹介する。

キーワード：Phébus FP 実験、核分裂生成物、福島第一原子力発電所、廃炉計画

Phébus FP プロジェクトは 1988 年に設立され、1993 年から 2004 年にかけて仏 Cadarashe 原子力センターの Phebus 実験炉を用いて大規模 FP 放出・移行実験が計 5 回実施された。Phébus FP 実験は、900MW-PWR を模擬した 1/5000 スケールの体系で、模擬炉心、上昇管、水平管（ホットレグ HL、700℃に保持）、蒸気発生器を模擬した U 字管(SG)、水平管（コールドレグ CL、150℃に保持）、模擬格納容器(PCV)から構成された。

模擬炉心には、中央に制御棒を配し、その周りに 18 本の照射済燃料と 2 本の新燃料を装荷した。水蒸気を模擬炉心下部より供給し、炉出力を燃料が溶融するまで増加させた。燃料から放出した FP は一次系に沈着・移行して、PCV に蓄積した。その後 PCV を隔離して、エアロゾルとヨウ素の挙動を調べた。これら FP 挙動を評価するため、温度・圧力などの熱水力データを取得し、γ線スペクトロメータにより FP 濃度の経時変化をオンラインで測定した。また、エアロゾル濃度やヨウ素化学形もオンラインで測定した。実験後には、燃料領域に残存した放射能と上昇管に付着した放射能を測定し、γ線放出核種のマスバランスを求めた。

各実験の実験マトリックスを、表 1 に示す。各実験で得られた主な知見を、以下に示す。

- Phébus FPT0
  - ・本実験装置でシビアアクシデント時に予測される現象を模擬できることを実証
  - ・燃料は UO_2 の融点(3,110 K)より 500 K 低い温度で溶融、再配置
  - ・水素の発生率および発生量の予測値は過大評価
  - ・低揮発性および不揮発性 FP の放出率の予測値は過大評価
- Phébus FPT1
  - ・制御棒破損温度は約 1,350 ℃
  - ・Cs は初期内臓量の約 84 %放出し、その化学形は CsI, Cs_2O, CsOH, Cs_2MoO_4 と評価
  - ・実験後の SEM 観察から、PCV 内のエアロゾルは球形で直径は 0.1～2 μm
  - ・I は初期内臓量の約 90 %放出し、0.4 %はガス状で PCV へ移行
  - ・ペイントした凝縮器をソースとする有機ヨウ素生成
- Phébus FPT2
  - ・低水蒸気流量のため、炉心上部の損傷は比較的少ない
  - ・Te と Mo の放出は燃料被覆管が完全に酸化され、水素発生が低下した時点で開始
  - ・燃料上部での最高到達温度は約 1,650 ℃と比較的低かったため、FP(Cs, I, Te, Mo など)が燃料棒上部の周辺領域に顕著に付着
  - ・ガス状ヨウ素の割合は FPT1 より増加し、一次系の酸化還元状態の依存性は小
  - ・PCV 内ではガス状ヨウ素が主で、有機ヨウ素は全ヨウ素の 30 %以下

*Hidetoshi Karasawa[1]

[1]The Institute of Applied Energy

- Phébus FPT3
  - B_4C 制御棒のため低粘性の B_2O_3 を含む溶融体が生成し、制御棒損傷を加速
  - 制御棒崩落時に CO 及び CO_2 が放出されたが、B の放出は遅れ放出割合も C に比べ低下
  - B 化合物が CL 入口で多量に沈着し、配管の一部を閉塞
  - Ag-In-Cd が存在しないためヨウ素のエアロゾル形成が抑制され、ガス状ヨウ素の割合が増加
  - PCV 内の有機ヨウ素の割合はガス状ヨウ素全体に対して 20 %以下で、B_4C の酸化で生成する CH_4 の寄与はペイントへの反応と比べて小
- Phébus FPT4
  - Ba は UO_2-ZrO_2 の酸化が十分なため放出量が増加
  - マイナーアクチノイドは、上部プレナムに燃料粒子として付着
  - Cs の再蒸発は高温(700～900 ℃)で顕著で、水蒸気雰囲気で 14 %、水素雰囲気で 26 %が再蒸発
  - 再蒸発割合は Mo で 20～30 %、 Rb で 7～8 %、Sn は水蒸気雰囲気で再蒸発しやすい
  - 少量の燃料成分が蒸気雰囲気で再蒸発

表 1　Phébus FP 実験の実験マトリックス

	目的	流入条件	燃料	格納容器
FPT-0	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 3.0 g/s (酸化条件)	・9日間照射新燃料 ・Ag-In-Cd 制御棒	酸性サンプ 90℃
FPT-1	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 2.2 g/s (酸化条件)	・BR3 23 GWd/tU ・Ag-In-Cd 制御棒	酸性サンプ 90℃
FPT-2	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動	水蒸気 < 0.5 g/s + ホウ酸 (蒸気枯渇条件)	・BR3 32 GWd/tU ・Ag-In-Cd 制御棒	アルカリ性サンプ 90℃ (化学反応ﾌｪｰｽﾞ120℃)
FPT-3	・炉心溶融進展 ・FP放出挙動 ・制御棒材料の違い	水蒸気 < 0.5 g/s (蒸気枯渇条件)	・BR3 23 GWd/tU ・B_4C 制御棒	酸性サンプ 90℃ (化学反応ﾌｪｰｽﾞ120℃) +再結合器
FPT-4	・デブリからの低揮発性FPとアクチノイドの放出	水蒸気 0.5 g/s + H_2 (ﾃﾞﾌﾞﾘﾍﾞｯﾄﾞ形成条件)	・デブリ塊 38GWd/tU ・酸化した被覆管破片	―

Phebus FP 実験で得られた知見から、熱水力と FP 挙動モデルの見直しが行われた。熱水力では、「B_4C 酸化モデル」、「物理―化学相互作用モデル」、「溶融プール形成モデル・酸化モデル」が見直され、FP 挙動では、「FP 放出モデル」、「FP 移行モデル」、「化学反応モデル」が見直され、シビアアクシデント解析コードの改良が行われた。

Phébus FP 実験全体で得られた FP 挙動に関する主な知見は、①燃料溶融時に揮発性 FP は 100 %放出する、②Ba, Te, Ce, La の燃料からの放出割合は従来知見より少く Ru, Mo は従来知見より多い、③Cs の化学形に Cs_2MoO_4 を考慮する必要がある、④PCV 内のヨウ素の化学形には不確定性が大きい、である。廃炉計画には、崩壊熱の評価が重要である。表 2 に、事故後 10 年での主な FP の崩壊熱と放出割合を示す。Phébus FP プロジェクトで得られた知見をベースに実機との相違に考慮して、原子炉内での FP 分布を評価し、廃炉計画に役立てていく。

表 2　10 年後崩壊熱に寄与する FP の燃料からの放出割合

FP	半減期	10年後崩壊熱[2]	燃料からの積算放出量(初期内臓量に対する割合)				
	(年)	(GBq/core)	FPT0 (%)	FPT1 (%)	FPT2 (%)	FPT3 (%)	FPT4 (%)
Kr-85	10.8	1.21E+07	No data	77	79	82	90-100
Sr-90	28.9	1.18E+08	>0.23			1	1.4
Cs-134	2.1	6.63E+06	>66	84	58	72	84
Cs-137	30.2	1.61E+08					
Eu-154	8.6	3.85E+06					0.33
Eu-155	4.8	1.48E+06					

＜参考文献＞

[1] 水化学部会、「Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ―福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用―」、日本原子力学会、2017.
[2] 西原、岩本、須山、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」、JAEA-Data/Code 2012-018.

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on
Fission Product Behavior under Severe Accident

3. Phébus FP試験に基づくベンチマークで得られた知見とSA解析コードへの反映

3. Information obtained from Benchmark analysis based on Phébus FP Project and its feedback to SA analysis codes

*中村 康一[1]

[1]電力中央研究所、

本発表では本研究専門委員会の 3 つの WG のひとつ「ベンチマーク評価」WG 活動計画を紹介する。
キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物、Phébus FP 試験

シビアアクシデント（SA）時のプラント内の核分裂生成物（FP）の挙動は、格納容器（CV）内あるいは原子炉冷却材系統における熱水力、デブリ挙動、エアロゾル、及び化学挙動が絡む複雑現象である。このような挙動の評価ツールとしては SA 解析コードが開発されてきた。既存の SA 解析コードとしては、米国の MAAP, MELCOR の他、欧州の ASTEC、国内では SAMPSON などが存在する。コードごとに、試験解析や実機事故のベンチマーク解析を通した改良が精力的に進められてきた。一方で SA 現象や FP 挙動はそもそも不確実さが大きく、依然未解明な点が多く存在し、コードごとに様々なモデルアプローチや特徴が存在するのが現状である。SA 解析コードの開発者はこのような現象論的な特徴を十分に理解した上で、モデリングとコード設計を行う必要がある。また SA 解析コードのユーザーは、このような現象論的な特徴の理解に加えて、使用する解析コードの特性を理解し、目的を踏まえた適切な境界条件に基づき解析を行う必要がある。

本ベンチマーク評価 WG は、SA 時の FP 挙動に関する国際的な重要知見を調査することにより、今後の FP 挙動研究の実施、SA 解析コードの開発、または SA 解析コードを様々な分野（図 1 参照）に適用するに際して参考となる情報を抽出することを目的とする。次のステップにより実施する。

まずは、Phébus-FP 試験に基づく知見と SA 解析コードへの反映状況の調査を行う。Phébus-FP 試験は仏国 IRSN を中核とする国際プロジェクトで実施された唯一の SA 総合試験である。本試験では、FP の炉心燃料からの放出、配管内移行、CV 内挙動の一貫した試験が行われた。さらに、国際標準問題（ISP46）[1]及び EC プロジェクト(SARNET)[2]として、各国各機関による SA 解析コードによるベンチマーク解析

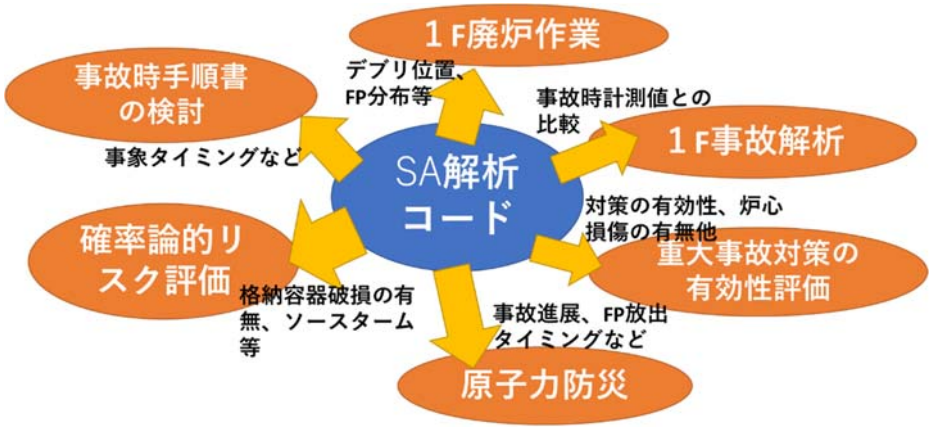


図 1 SA 解析コードの主な適用先とアウトプットの例

*Koichi Nakamura[1],
CRIEPI

が行われた。既存の SA 解析コードの FP 挙動評価モデルにこれらの知見がどのように反映されたかを整理する。表 1 に ISP46 の結果のまとめを示す。各フェーズにおけるコードの後とのベンチマーク結果に加えて、改良又は追加が必要なモデルが整理されている。

表 1　ISP46 のまとめ[1][3]

フェーズ	項目	コード	比較的良く合った解析結果	必要なモデル開発など
炉内	熱応答	ASTEC, ATHELET, SAMPSON, MAAP4.04, MELCOR1.8.4	・バンドルの温度履歴	・バンドル出口温度の評価精度向上（過大評価） ・照射燃料と非照射燃料との差を考慮した溶融 Zry による燃料溶融モデル
	水素生成		・試験誤差±10%のほぼ上限	・酸化被覆管の破損クライテリア
	デブリ分布		・バンドル最終状態	・FP と構造材との反応、エアロゾル発生量
	FP 放出割合		・FP の積算放出量（CORSOR では低温側で放出量を過大評価）	・中/低揮発性核種の放出（Mo は低く Ba は非常に高く評価、Ru/U は分散大） ・溶融 AIC からの Ag/In/Cd の放出、Zr 被覆管からの Sn 放出（過小評価）
一次系	FP と構造材の保持	MELCOR, ASTEC, MAAP4, SAMPSON	・全体での沈着割合（UP で過小評価、SG で過大評価、ノード分割が粗すぎると過小評価）	・壁への蒸気凝縮 ・熱泳動モデル（検証済にも拘らず過大評価） ・Cs と I の化学形と物理形状
格納容器	熱水力挙動	MELCOR, ASTEC, MAAP, SAMPSON, ECART	・熱水力	・実機適用性（サイズや形状の違い）
	エアロゾル沈着速度		・拡散泳動と重力沈降が重要だが、結果は様々	・滞在時間が実機より短い(凝集効果小)
ヨウ素化学	Ag/I 反応モデル	ASTEC, ATHELET, SAMPSON, MAAP4.04, MELCOR1.8.5		・一次系でのガス状ヨウ素（非熱化学平衡？） ・気相反応、有機ヨウ素反応、放射線分解（吸着速度、ペイント表面への吸脱着速度、ガス状ヨウ素割合などの最適化）

次に福島第一発電所（1F）事故解析の知見を調査する。OECD/NEA BSAF プロジェクト[4]では各国各機関が参加するベンチマーク解析が実施されている。1F プラント内の放射線量分布の計測値と SA 解析コードによる解析結果の比較から、SA 解析コードの FP 挙動モデルの特徴を整理する。またこれらの調査を通して、SA 解析コードの 1F 廃炉作業への活用方法や、SA 解析コードの精度向上に資する観点から今後の廃炉作業において取得することが有効な計測データ等も抽出したい。

最後に調査全体を通して SA 時の FP 移行挙動に関する現状知見、解析コードのモデリング及び課題の抽出を行う。SA 解析コードを取り巻く状況は、1F 事故を契機に大きく変化した。SA 解析コードは、1F 廃炉計画の検討、既存炉の設置許可申請における重大事故対策の有効性評価の他、原子力防災のシナリオ検討、レベル 2PRA 等、幅広い分野への適用されるようになった。これらの個々の目的に応じて、SA 解析のアウトプットや求められる精度は当然異なる。本 WG ではこのような目的の違いも踏まえて知見と課題の整理を進めていき、適切な情報発信をしていきたい。

＜参考文献＞

[1] Clément B. et al., “Thematic network for a Phebus FPT1 international standard problem (THENPHEBISP)” , Nucl. Eng. Design, Vol. 235, p.p. 347-357, 2005
[2] M Di Giuli. et al., “SARNET benchmark on Phébus FPT3 integral experiment on core degradation and fission product behavior,” Nucl. Eng. Design, Vol. 93, p.p. 65-82, 2016
[3] B.Clement and T. Haste, "Comparison Report on International Standard Problems ISP-46", THENPHEBISP-D005 draft(2003).
[4] OECD/NEA report, ”Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project),” NEA/CSNI/R(2015)18, 2016

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

4. 実機とPhébus実験入手情報とのギャップ

4. Gaps between FP behaviors under Fukushima accident and information obtained from Phébus FP Project

*内田 俊介[1]

[1]原子力機構

本発表では本研究専門委員会の 3 つの WG のひとつ「技術課題摘出」WG 活動計画を紹介し、関連部会関係者と議論し、方向性の妥当性の確認と必要に応じて適切な軌道修正を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

福島第一原子力発電所では、3 つの号機の炉心に装荷されていた約 280 トンの UO_2 の一部がメルトダウンし、燃料中に蓄積していた放射性核分裂生成物（FP）のうちヨウ素とセシウムの過半が原子炉容器（RPV）から格納容器（PCV）に放出された。この一部が原子炉建屋、タービン建屋に漏出し、汚染水として除去、処理され、またごく一部が環境大気中に放出された。図 1 に燃料から汚染水として放出される主要経路及び環境への放出経路を概念的に示した[1, 2]。

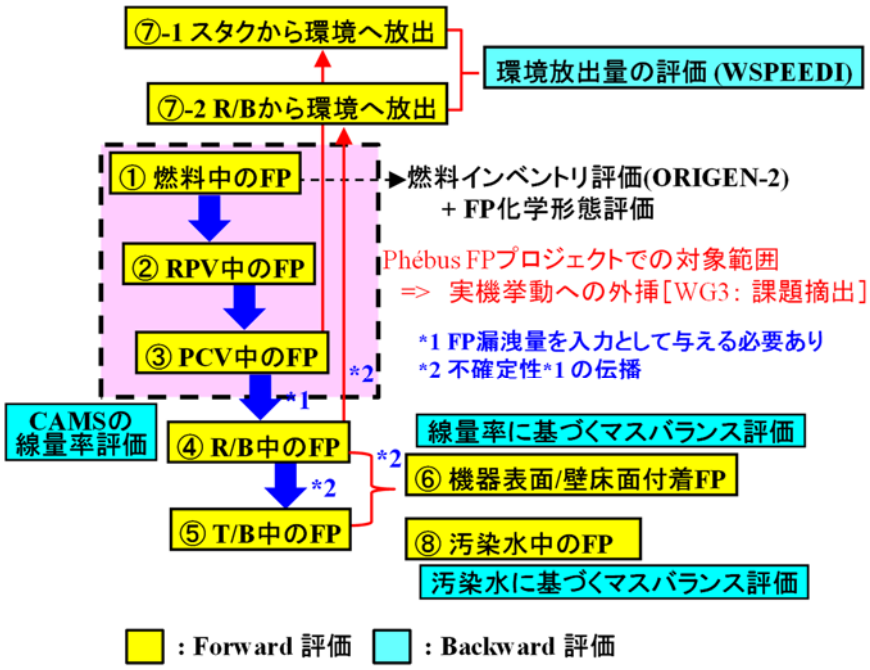


図1 過酷事故時のFP移行の主要プロセス

Phébus FP プロジェクトの実験では、燃料（UO_2 総量:10kg）の溶融により放出された FP が機器、配管系統を通り、最終的には模擬格納容器まで到達した。FP のすべてが、図 1 の破線で示した領域内、すなわち格納容器までに閉じ込められた。FP の燃料からの放出量、移行量および途中の機器、配管への沈着量、また格納容器内のヨウ素を主とした FP の量と化学形態に及ぼす燃料材料、制御棒材料の影響が詳細かつ定量的に測定されているが、格納容器からの漏出は完全に阻止されているため、漏出量についての情報は得られない。このように Phébus FP プロジェクトでは、FP のマスバランスが定量的に評価され、主要な核種については、放出された FP の 80%以上が回収されている。

福島第一原子力発電所の事故では、Phébus FP プロジェクト実験に比べて燃料総量も FP の総量も膨

*Shunsuke Uchida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

大であり、RPV, PCV の容積、FP の沈着する機器、配管の表面積も膨大であるが、燃料から放出される FP 挙動は定性的には模擬されているものと考えられる。FP 挙動のスケール依存性については、シビアアクシデント解析コードでの外挿が不可欠である。現状では、格納容器内に残存する FP 量の定量が困難であるが、Backward 評価により、セシウムについては、環境に放出されたもの、汚染水から回収されたものは定量化されている[3]。また一部格納容器ほかに残存しているものは CAMS ほかの測定値から推定可能である。

WG3「技術課題摘出」では、プラントデータを駆使して、FP のマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係る FP の所在箇所とその量を可能な限り定量化して、作業計画に反映させることに注力したいと考える。このためには、WG1 「FP 実験」からは、評価のための情報、データの提供を受け、実機評価のために不可欠な事象解明のために必要な実験を積極的に提案すると共に、WG2 「ベンチマーク評価」からは、モデル解析による実機での FP 挙動に関する現象再現の情報を入手すると共に、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献したいと考える。このように 3 つの WG の相補的な関係を円滑に進めることにより、高度な FP 評価を進めたい。

これまでの Backward 評価に基づいて評価したセシウムのマスバランスを図２に示す[4]。

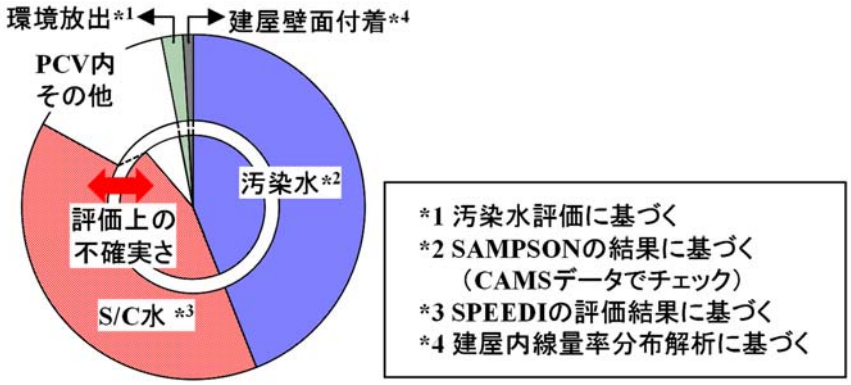


図2 実機での^{137}Csを主対象としたマスバランス

評価精度としてはまだ不確定性が大きく、3 つの WG が協力し、データ数を増やして、さらに評価精度を高め、特に、原子炉建屋及び PCV 内の残存量の評価を高めてゆきたいと考える。

＜参考文献＞

[1] 日本原子力学会「水化学」部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会編：Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ ＝ 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用、日本原子力学会（2017 年 5 月）
[2] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, M. Pellegrini, M. Osakabe, A. Achilli and Y. Hanamoto, “An approach toward evaluation of FP behaviors in NPPs under severe accidents”, Proc. 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16) Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4, (2015).
[3] S. Uchida, M. Naitoh, H. Suzuki, H. Okada and S. Konishi, “Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant”, Nucl. Technol., 188(3), 252-265 (2014).
[4] S. Uchida, M. Naitoh, M. Pellegrini and H. Nagai, “Fission product behavior in Fukushima Daiichi NPP under severe accident conditions”, Int. Conf. On Water Chemistry of Nuclear power Systems, NPC2016, Paper #44H, Oct. 2-7, 2016, Brighton, UK, Nuclear Institute (2016).

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on
Fission Product Behavior under Severe Accident

5. FP挙動の統合的な評価技術基盤構築に必要な実験の検討

5. Proposed experiments for establishing technical bases of evaluation of FP behaviors under SA

*逢坂　正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本発表では本研究専門委員会の 3 つの WG のひとつ「実験」WG 活動計画を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物、実験

福島第一原子力発電所（1F）廃炉に向けたデブリ取出し等のための研究開発においては、主な線源となる放射性 Cs 等 FP の高精度かつ精緻な空間分布とその時間変化（高度化ソースターム）を評価することが不可欠である。この評価は、Cs 環境放出量に係る性能目標達成など軽水炉安全性向上においても重要である。このために、SA 解析コードによる解析に加えて、1F 由来サンプル分析結果からの逆解析の試みが行われており、それぞれ、前者は「WG2 ベンチマーク評価」、後者は「WG3 技術課題摘出」の検討課題である。本「WG1 FP 実験」では、両 WG からの実験提案を受け、FP に関する現象の特定、モデルの高度化、及び解析の検証に必要となる FP に関する実験の提案を目的とする。活動においては、国内外の関連アクティビティも踏まえ、高度化ソースタームのために必要な FP 挙動評価のための技術基盤（以下、FP 技術基盤）を構築していくため、FP 現象・挙動についての課題リストの作成も行う予定である。

事故時 FP 化学挙動の解明等、これまでにソースタームの重要課題として挙げられていたもの以外に、1F 事故においてはいくつかの新たな課題が明らかとなった。これらの課題のうちのいくつかを次ページに列挙する。FP 技術基盤は、これら新たな課題をカバーし、燃料放出から環境放出までを整合的かつ統合的に取り扱えるようなもの（下図）を念頭に構築していくことが肝要であると考えられる。

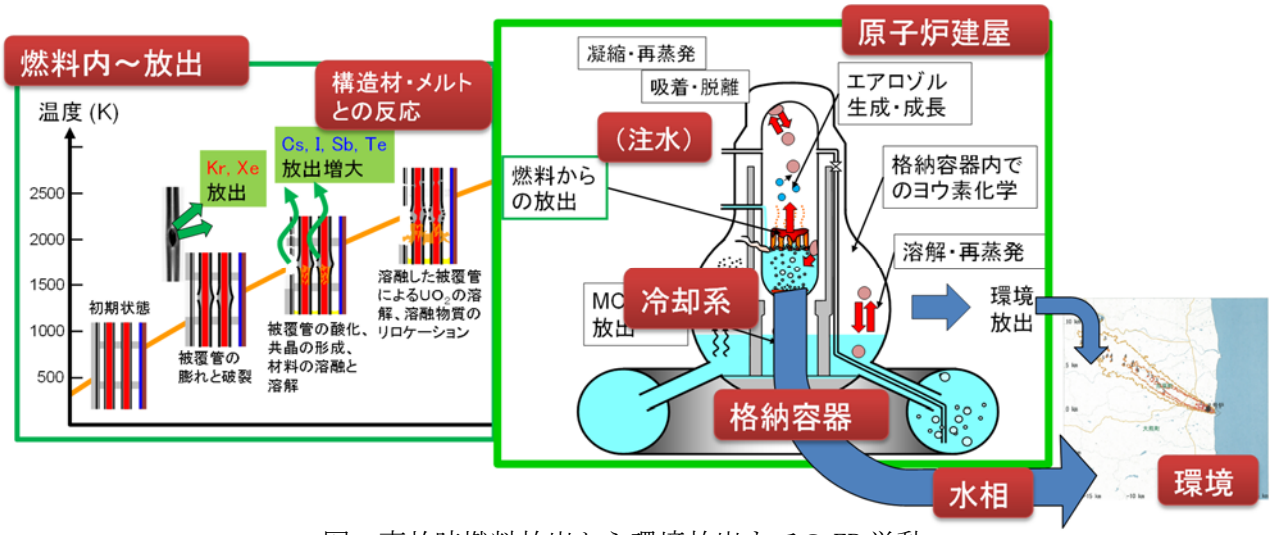


図　事故時燃料放出から環境放出までの FP 挙動

*Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

① ホウ素（B）の影響評価

B_4C ピンが配された PHEBUS-FPT3 実験においてはガス状ヨウ素の割合が大きくなる等 B の影響と思われるいくつかの結果が示された。しかしながら、この実験は 1F のような BWR とは B/Fe 比や炉内配置が異なるため、これだけでは 1F の現象解明・解析は困難である。また、B の化学的な影響を考慮するためには、化学的に結合しやすい他の関連元素を含めた Cs-I-B-Mo-O-H 系として速度論を考慮した上で総合的に評価していく必要がある。

② Sr, Cs 等の水相を介した長期にわたる移行・環境放出挙動と水位変化による水相内線源の再露出予測

1F 炉外放出の大部分を占める水相（炉心冷却を経て汚染水として炉外に放出される経路）における年オーダーでのソースタームの評価が必要であり、特に水相中における FP のソース（デブリや FP 沈着物等からの FP 溶出）及びシンク（構造材表面等への沈着）の評価が重要となると考えられる。

③ 炉内沈着 FP 等の年オーダーでの物理化学性状変化と構造材等への沈着・遊離挙動評価

酸化・湿潤雰囲気に長期間晒されたデブリや FP 沈着物等に関して、表面における酸化や水和等の化学反応による沈着物の安定性低下と FP 遊離、遊離 FP 化合物の水和による性状変化と構造物への再沈着など、さらにこれらに影響を与える沈着物等の崩壊熱やラジオリシス影響の評価が重要である。

FP 技術基盤の構築により、様々な 1F 由来サンプル分析結果から SA 時 FP 挙動を逆解析するための方法論の構築が期待される。これは、高度化された SA 解析コードと組み合わせつつ、今後取得される 1F 由来サンプルの分析結果から炉内 FP 挙動を評価するための手法であり、1F 廃炉の進展に合わせて継続的に手法の高度化がなされることが重要である。

本 WG においては、熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ」のローリング等他部会の関連活動、OECD/NEA 等の関連国際活動の状況も踏まえて検討をすすめる。また必要な実験の提案においては、国内外の特にホット関連施設・設備の状況を踏まえて、FP 技術基盤の構築にとって実現可能性があり、国際的にも重要な役割を担うことが可能で、かつ国内の施設・設備の有効活用にとっても魅力的な提案を目指す。

2018年春の年会

総合講演 報告2

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

Reports on Latest Activities of Research Committee on

Fission Product Behavior under Severe Accident

6. 研究専門委員会の今後の方向性ついての総合討論と総括

6. General discussion on the direction of the future activity of the Research Committee and its summary

*高木　純一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

本発表では本研究専門委員会の今後の方向性について総合討論を行うとともに、全体総括を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、核分裂生成物

本研究専門委員会は、福島第一原子力発電所（1F）事故を契機とし、事故時の核分裂生成物（FP）挙動について福島プラント廃炉計画とシビアアクシデント（SA）解析との双方への適用を目的としてPhébus FP 実験の知見を改めて取り纏め、さらに具体的な実機への適用を図ることを目的として発足した。現在、3 つの WG を設け、FP 挙動実験の提案、解析ベンチマークの高度化、実機と Phébus FP 実験とのギャップ検討の観点から活動を開始している。

今回、中間成果として各 WG の活動状況を報告したが、それぞれまだ緒に就いたばかりであり、今後の議論の反映が期待される。その中で、WG1 では、FP に関する現象の特定、モデルの高度化、及び解析の検証に必要となる FP 実験の提案を目的としている。さらに、国内外の関連アクティビティも踏まえ、FP 挙動評価のための技術基盤を構築していくための課題リストの作成についても検討する予定である。

WG2 では、SA 時の FP 挙動に関する国際的な重要知見を調査することにより、今後の FP 挙動研究の実施、SA 解析コードの開発または様々な分野への適用に際して参考となる情報の抽出を目的としている。Phébus FP 実験に基づく知見と SA 解析コードへの反映状況の調査、1F 事故解析の知見の調査、さらに SA 時の FP 移行挙動に関する現状知見、解析コードのモデリング及び課題の抽出を行う。

WG3 では、プラントデータを用いて FP のマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係る FP の所在箇所とその量を可能な限り定量化して作業計画に反映させたい。このため、WG1 からは評価のための情報提供を受け、実機評価に不可欠な事象解明のための実験を提案する。また、WG2 からはモデル解析による実機での FP 挙動に関する現象再現の情報を入手し、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献したい。

これら 3WG の活動の相関を図 1 に示す。

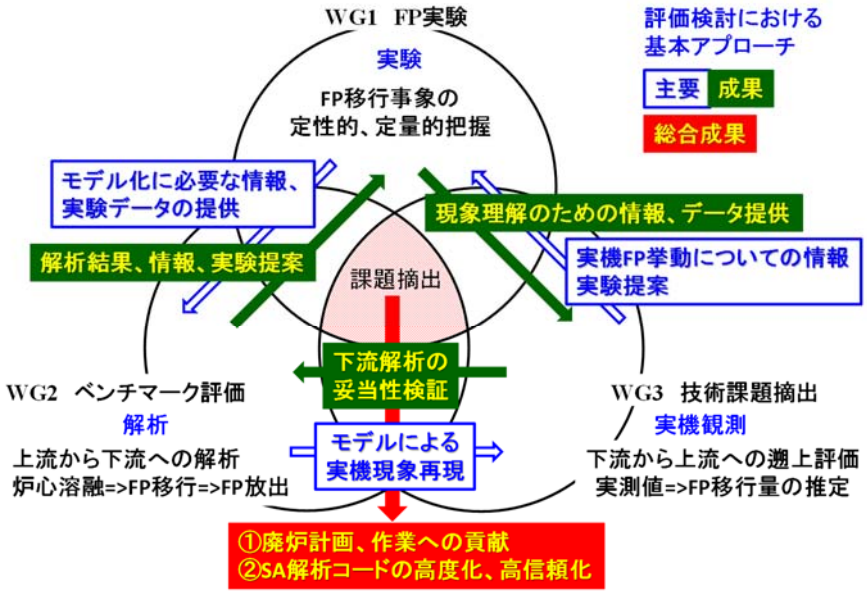


図１ 3つのWGの役割分担と主要成果（再掲）

*Junichi Takagi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

さて、1F 事故のソースターム評価に当たっては、実機データを忠実にフォローする姿勢が重要であり、前提として今後の PCV 内部調査、RPV 内部調査の調査結果の共有と反映が必須である。それにより、今後の 1F プラント廃炉プロセスの確立に FP 挙動の知見を十分に反映する必要がある。この役割は主に WG3 が担って行くことになる。

さらに、再稼働プラントへのフィードバックとして、既存の SA 解析モデルの枠組みに固執せず、柔軟に入力条件、解析プロセスを見直していくことが重要である。WG2 においてはこのようなダイナミックな活動が期待される。

そして、インプットが不足している状況においては模擬実験を立案し、新規にデータ取得を行うことにより、実機情報を適切に補完し、解析精度の向上に寄与すべきと考える。そのための新たな実験とモデルの提案は WG1 が担うこととなる。

しかしながら、福島廃炉推進と SA 解析精度向上との 2 つの大きな課題の解決に向けては、現状、現実とゴールとのギャップが大きく、努力目標を明確に示すことが求められる。すなわち、WG 活動、委員会活動の推進に向けて適切な目標設定が重要となる。そして、その目標達成に向けては、学会内の部会横断での連携、協力が不可欠であると考える。一例として、SA 時の FP 移行の主要プロセスに対しての各部会の主要な守備範囲を図 2 に示す。今後、本研究専門委員会から適切に情報発信を行い、各部会からのフィードバックを仰ぎたいと考える。

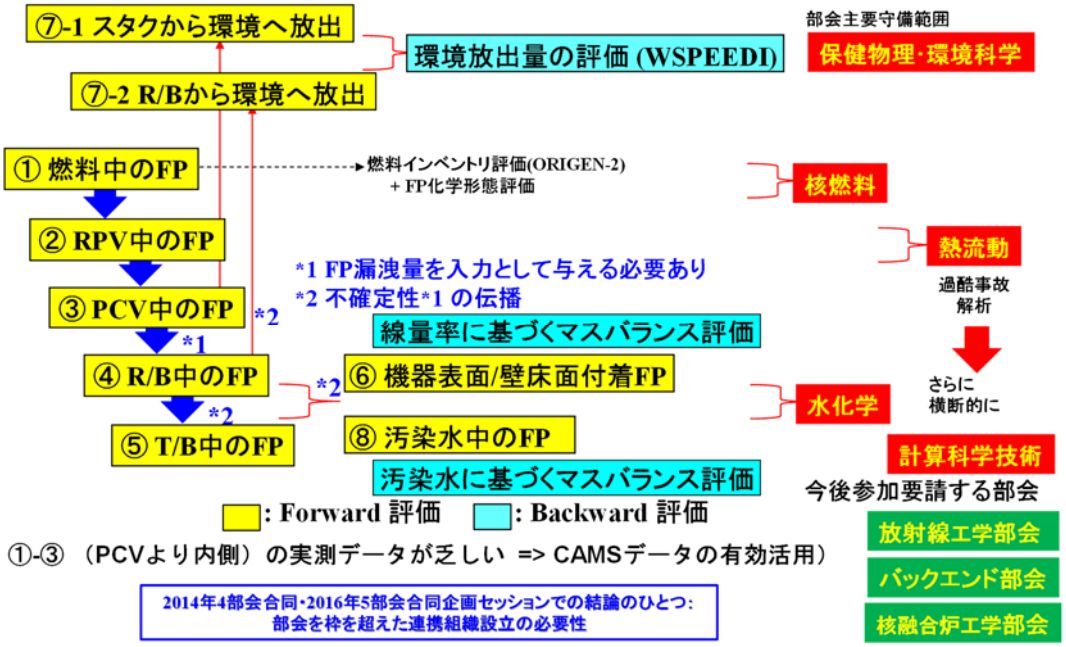


図 2　SA 時の FP 移行の主要プロセスと各部会の主要な守備範囲

このような状況認識の下、本研究専門委員会では本日の議論を踏まえ、今後の WG 活動を充実させ、福島廃炉推進と SA 解析精度向上の両輪の目標達成に向けて注力して行く所存である。

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3 - Research Committee on Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation Nuclear System

[2N_PL] Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

Chair: Tatsuya Suzuki (Nagaoka Univ. of Tech.)
Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[2N_PL01] Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

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

[2N_PL02] Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

*Tatsuro Matsumura[1] (1. JAEA)

[2N_PL03] Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

*Takao Ikeda[1] (1. JGC)

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

「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

将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

（1）分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

*山口 彰[1]

[1]東京大学

（2）将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

*松村 達郎[2]

[2]原子力機構

（3）放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

*池田 孝夫[3]

[3]日揮

1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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･研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素 (核種) に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、^{237}Np (半減期：214.4 万年)、^{241}Am (半減

期：432.6 年)、^{243}Am (半減期：7370 年)、^{244}Cm (半減期：18.11 年)といった MA 核種、ならびに ^{99}Tc (半減期：21.11 万年)、^{129}I (半減期：1570 万年)、^{135}Cs (半減期：230 万年) などの FP 核種が挙げられる。MA は核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA 核種を核分裂させることが考えられる。FP 核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いた PUREX 法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA 分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生した HLW に含まれる MA を分離対象とする。MA のうち Np については、PUREX 法の分離条件の調整により U、Pu とともに回収することが可能であるので分離対象は Am と Cm である。溶液中で 3 価である Am と Cm は、FP として多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、RE との分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法による MA 分離技術の研究開発の歴史は長く、2000 年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)による SETFICS 法、および日本原子力研究所(当時)による 4 群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造（CHON 原則）を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、溶融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で溶融させた溶融塩、および Cd や Bi、Al などの比較的低融点の金属を溶融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難な MA や RE の多くを、ハロゲン化物や金属（合金）の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護 (被ばく低減) の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考える。

5.まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

*Akira Yamaguchi[1], Tatsuro Matsumura[2], Takao Ikeda[3]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]JGC Corporation

2018年春の年会

「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

将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

（1）分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

*山口 彰[1]

[1]東京大学

（2）将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

*松村 達郎[2]

[2]原子力機構

（3）放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

*池田 孝夫[3]

[3]日揮

1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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･研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素 (核種) に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、^{237}Np (半減期：214.4 万年)、^{241}Am (半減

期：432.6 年)、^{243}Am (半減期：7370 年)、^{244}Cm (半減期：18.11 年)といった MA 核種、ならびに ^{99}Tc (半減期：21.11 万年)、^{129}I (半減期：1570 万年)、^{135}Cs (半減期：230 万年) などの FP 核種が挙げられる。MA は核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA 核種を核分裂させることが考えられる。FP 核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いた PUREX 法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA 分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生した HLW に含まれる MA を分離対象とする。MA のうち Np については、PUREX 法の分離条件の調整により U、Pu とともに回収することが可能であるので分離対象は Am と Cm である。溶液中で 3 価である Am と Cm は、FP として多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、RE との分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法による MA 分離技術の研究開発の歴史は長く、2000 年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)による SETFICS 法、および日本原子力研究所(当時)による 4 群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造（CHON 原則）を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、溶融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で溶融させた溶融塩、および Cd や Bi、Al などの比較的低融点の金属を溶融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難な MA や RE の多くを、ハロゲン化物や金属（合金）の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護 (被ばく低減) の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考える。

5.まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

*Akira Yamaguchi[1], Tatsuro Matsumura[2], Takao Ikeda[3]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]JGC Corporation

2018年春の年会

「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

将来原子力システムの再処理における核種分離と分離変換技術意義

Separation technology for reprocessing process in future nuclear system and role of partitioning and transmutation technology

（1）分離変換技術の意義と役割

(1) Goal and reasoning of partitioning (separation) and transmutation technology

*山口 彰[1]

[1]東京大学

（2）将来再処理技術としての分離技術の研究開発状況

(2) Current status of R&D on separation technology to realize future reprocessing

*松村 達郎[2]

[2]原子力機構

（3）放射性廃棄物処分から見た分離変換技術

(3) Separation and transmutation technology from the viewpoint of radioactive waste disposal

*池田 孝夫[3]

[3]日揮

1. 概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会は、再処理の観点から、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も見据え、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･研究を目的として設立された。原子力利用において、使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、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。

平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」においても、対策を将来へ先送りせず着実に進める取組として、「使用済燃料対策を抜本的に強化し、総合的に推進する。」とし、「将来の幅広い選択肢を確保するため、放射性廃棄物の減容化・有害度低減などの技術開発を進める。」としている。わが国では、長寿命核種の分離変換技術の研究開発が進められてきたが、その導入時期は必ずしも明確になっていない。分離変換技術の実現には、幅広い分野に渡る研究開発をバランスよく進めていくことが重要であるが、そのためには、分離変換技術の意義をあらためて考察することが極めて重要である。

2. 分離変換技術とは

わが国では、使用済燃料に含まれる U および Pu を再処理により分離・回収して有効に利用し、高レベル廃液(HLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を固化体として地層処分することを基本的な方針としている。分離変換技術は、HLW に含まれている種々の核種をその処理方法や利用目的に応じて、いくつかのグループまたは元素 (核種) に分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種または安定核種に核変換し、放射性廃棄物処分の負担軽減等を目指すものである。

HLW から長寿命核種およびその親核種を分離・回収し、核変換により短寿命核種または安定核種にできれば、残りの廃棄物は数百年程度で放射能レベルが減衰し、放射性廃棄物処分の有害度の低減など負担軽減に繋がると考えられる。長寿命核種およびその親核種としては、^{237}Np (半減期：214.4 万年)、^{241}Am (半減

期：432.6 年)、^{243}Am (半減期：7370 年)、^{244}Cm (半減期：18.11 年)といった MA 核種、ならびに ^{99}Tc (半減期：21.11 万年)、^{129}I (半減期：1570 万年)、^{135}Cs (半減期：230 万年) などの FP 核種が挙げられる。MA は核分裂させれば短寿命核種または安定核種になるので、効率的に核分裂を起こす高速中性子を用いて、MA 核種を核分裂させることが考えられる。FP 核種は核分裂を起こさないので、中性子捕獲を利用することが考えられる。どの核種を対象にするかは、核変換の効果と経済性のバランスを考慮する必要がある。

3. 再処理とマイナーアクチノイド分離

現行の再処理工場では、溶媒抽出技術を用いた PUREX 法が採用されており、わが国においても六ヶ所再処理工場でこの方法が採用されている。分離変換技術では、さらに、マイナーアクチノイド(MA)の Np、Am および Cm、ならびに核分裂生成物(FP)を処理方法や利用目的に応じていくつかのグループまたは元素に分離し、高速炉や加速器駆動システム(ADS)による核変換システムに燃料として供給する。この分離技術は、再処理技術と大きく係わっており、開発が進められている次世代再処理技術には、MA 分離技術と一体となった構成として検討されていることが多い。検討されている分離手法は、水溶液系において分離操作を行う「湿式分離技術」と、水溶液を用いない「乾式分離技術」に大別される。

「湿式分離技術」では、再処理プロセスで発生した HLW に含まれる MA を分離対象とする。MA のうち Np については、PUREX 法の分離条件の調整により U、Pu とともに回収することが可能であるので分離対象は Am と Cm である。溶液中で 3 価である Am と Cm は、FP として多量に含まれる希土類元素(RE)と化学的に類似した性質を持つため、RE との分離が重要な課題となる。湿式分離技術の一つである溶媒抽出法は、互いに混じり合わない有機相と水相の間における親和性の違いを利用して物質を分配させ、分離を達成する手法である。この手法による MA 分離技術の研究開発の歴史は長く、2000 年頃までには、核燃料サイクル開発機構(当時)による SETFICS 法、および日本原子力研究所(当時)による 4 群群分離法の性能実証試験が高レベル放射性廃液を用いて行われ、良好な分離性能を示した。しかし、これらの方法では、リン酸系の抽出剤を採用しており、分離プロセスの条件により沈殿が発生するなど、プロセス廃棄物の発生量に課題があることから、リンを含まず炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)のみから構成される分子構造（CHON 原則）を有する新抽出剤の開発や新しい手法である抽出クロマトグラフィの開発に移行している。

「乾式分離技術」では、水溶液を使用せず、溶融塩や液体金属などを溶媒として用いる。溶媒としては、塩化物やフッ化物などの無機塩を高温で溶融させた溶融塩、および Cd や Bi、Al などの比較的低融点の金属を溶融させたものが主に使用される。これらは化学的に非常に安定であり、水溶液中では水の分解に阻まれて金属に還元させることが困難な MA や RE の多くを、ハロゲン化物や金属（合金）の状態で保持することが可能である。また、これらの元素の酸化物や窒化物に対しても溶媒が化学的に安定であるため、幅広い燃料形態に適用することが可能である。

4. 放射性廃棄物処分の一般原則と分離変換技術

放射性廃棄物処分の一般原則として、「放射性廃棄物の最小化」と「防護 (被ばく低減) の最適化」が挙げられる。分離変換技術の導入により、地層処分場面積の大幅な低減と、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度の大幅な低減、すなわち放射性廃棄物処分の物理的・時間的負担を軽減して、放射性廃棄物の処分を合理化できる可能性が高く、世代間負担や地域間負担の公平性の観点から、重要な技術であると考える。

5.まとめ

本企画セッションでは、将来原子力システムの再処理技術としての核種分離について研究開発の現状を報告するとともに、原子力のエネルギー利用全体の中での分離変換技術の位置付けや地層処分からみた分離変換の意義を報告し、総合討論においては分離変換技術におけるチャレンジすべき技術課題等について専門家である学会員と議論を行う。

*Akira Yamaguchi[1], Tatsuro Matsumura[2], Takao Ikeda[3]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]JGC Corporation

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

[2O_PL] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

Chair: Masahiro Hamamoto (HGNE)

Tue. Mar 27, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room O (M3-212 -M3 Building)

[2O_PL01] World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

*Yuji Kuroda[1] （1. JEPIC）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

海外情報連絡会セッション

世界の電力市場と原子力の動向

World Trends in Electric Power Market and Nuclear Power

*黒田　雄二
（一社）海外電力調査会

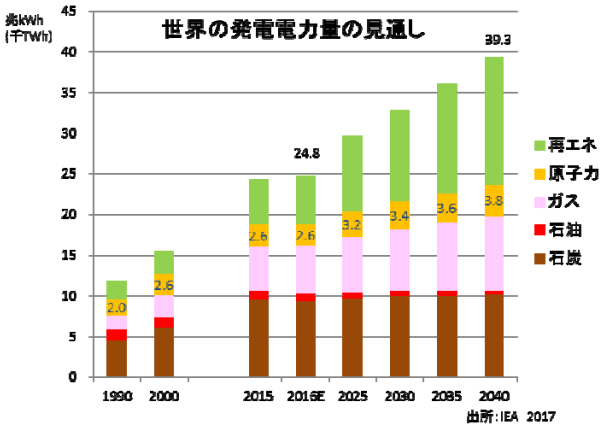
1. はじめに

世界では、欧米を中心に 1990 年代から電力自由化（小売全面自由化）が始まり、日本では、2016 年 4 月から自由化が開始されました。大規模な投資を必要とする原子力発電は、電力自由化の影響は大きく、自由化国においては原子力発電の新設計画は停滞気味です。一方、非自由化国においては、中国、インドなど新設に向けた動きは活発で、世界全体の原子力発電は今後も増加する見通しにあります。

今回は、このような世界各国の原子力情勢について、電力市場の現状と自由化国と非自由化国に分けて原子力への対応状況について説明します。

2. 世界のエネルギー情勢

- 世界エネルギー機関（IEA）によると、2016 年から 2040 年の間に、世界の一次エネルギー需要は 28%増加の見込み。この中で、原子力発電電力量は 47%増加の見込み。
- 世界の原子力発電設備は、2016 年末現在の 413GW から 516GW へと 25%増加の見通し。
- この増加の大半は、中国、インド、ロシア。



3. 競争環境下における原子力事業

- GDP 上位 20 カ国で電力自由化している国は、EU の 6 カ国と日本の 7 カ国。これらの国は、いずれも新規建設が停滞気味。建設が多い国は非自由化国。
- 原子力は、電力自由化（競争市場）の中で、他の電源に比べリスクを持つ。
- 原子力の電力市場におけるリスクは、建設投資リスク、市場競争リスク、政治規制リスク、バックエンドリスク、事故リスクの 5 つ。

	リスク	内容
①	建設投資リスク	● 数千億円（1基）もの莫大な投資 ● 数十年の長期にわたり回収
②	市場競争リスク	● 市場に合わせて出力を増減させるような、柔軟な運転は不可
③	政治・規制リスク	● 政治・国民感情に影響を受けやすい（ex.ドイツ、韓国、台湾） ● 安全規制に大きく影響される。（TMI、チェル）
④	バックエンドリスク	● 再処理、廃止措置、最終処分など未完結 ● 事業に係る費用が巨額でかつ不透明
⑤	事故リスク	● 大事故により10兆円規模の損害が発生 ● 事業者が負うべき賠償限度が不明確

4. 電力自由化国の原子力動向

4-1 米国の状況

- 米国は 2005 年、原子力発電所新設支援策を導入。債務保証、発電税控除など。
- しかし、その後のガス価格低下（シェールガス）により、新設計画減速。
- さらに近年では、一部の運転中発電所も経済的に厳しい状況に。
- このため米国の当該州では、市場における原子力支援策を導入。

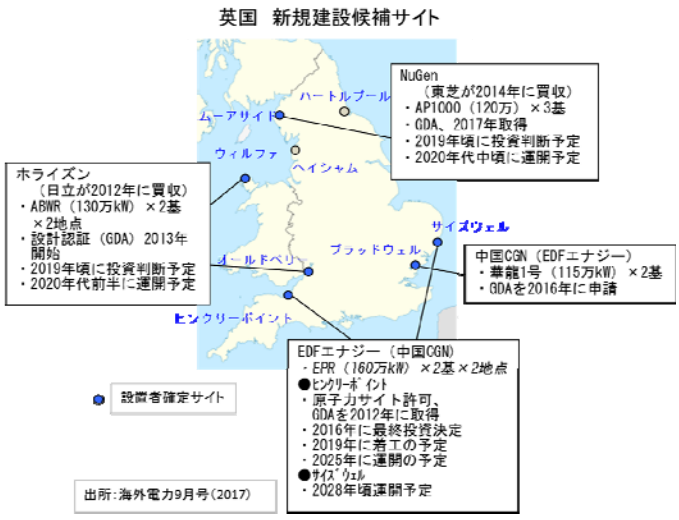
4-2 英国の状況

- 英国は 2008 年、政策を転換し、原子力推進を明確化。
- 2020 年代での発電所建設に向け支援策を導入。国家政策声明、包括的設計審査、FIT-CfD 等

- 現在 EDF エナジー等 3 社が 6 地点で、新設計画を進める。

4-3 フランスの状況

- 2012 年に減原子力政策（2025 年に原子力比 50%へ）を採用。
- しかし、2017 年、目標時期（2025 年）を遅らせること表明。



5. 電力非自由化国の動向

5-1 ロシアの状況

- 世界で最も原子力の海外進出に対し積極的な国。
- 建設中、計画中の原子炉の基数、国内よりも海外の方が多い。

5-2 インドの状況

- 2005 年から、積極的な原子力輸入国へ。
- 米国（日本）、フランス、ロシアと輸入を交渉中。
- サイト 5 カ所に各 6 基、建設する計画。

5-3 中国の状況

- 現在建設中原子炉基数 24 基で世界最多。
- 2020 年に、運転中 58GW、建設中 30GW の計画。
- 6 つの第 3 世代炉型の内、3 つ（AP1000、EPR、華龍 1 号）の初号機は中国で運開予定。

世界の第3世代原子炉の概要（2017年10月現在）

供給国	メーカ	炉型名	炉型	出力 万kW	運転	開発基数 検証	開発基数 計画	導入国 建設中	導入国 計画中
日本	三菱	APWR	PWR	150		0	4		（日本）
日・米	東芝-WH	AP1000	PWR	110		8	14	中国、米国	中国、米国
	日立-GE（東芝）	ABWR	BWR	140	4	3（2）	3（0）	日本、（台湾）	台湾、リトアニア、（日本）
日・仏	アレバ・三菱	ATMEA1	PWR	110		0	4		トルコ
フランス	アレバ	EPR	PWR	160		4	4	中国、フィンランド、フランス	英国、インド
ロシア	ロスアトム	VVER1200	PWR	120	1	7	26	ロシア、ベラルーシ	ロシア、トルコ、フィンランド、バングラデシュ
韓国	KHNP	APR1400	PWR	140	1	7	4	韓国、UAE	（韓国）
中国	国家電投	CAP1400	PWR	140		0	2		中国
	CGN CNNC	華龍1号	PWR	116		0	3	中国、パキスタン	中国、アルゼンチン

出所：原産協会「世界の原子力発電 開発の動向」2017など

6. まとめ

世界では原子力発電は今後も増えていく見通しです。しかし、電力自由化国では、原子力発電所の新設は難しくなり、米国では運転中の発電所も一部厳しい状況となっています。

このため、日本においても海外で実施されているような以下の対策の検討が必要と考えられます。

①原子力継続への国としての政策の明確化と国民的理解の促進

②新規建設に向けた、債務保証、発電税減税、英国の FIT-CfD 制度のような固定価格による長期収入確保等

③CO２排出なしの環境性や供給・系統運用における信頼度などの価値が評価できる市場環境の整備

④安全確保を前提とした、審査期間の短縮、発電所の運転効率化などに資する規制の合理化

⑤バックエンド事業、事故対応などにおける、発電事業者の負担限界の明確化や国としての関与の強化

一方、世界における電力非自由化国であるロシア、インド、中国等では今後も積極的に原子力を建設するとともに、海外の新規導入国へ輸出していくものと見られます。日本は、これらの国と競争していくべく、国内発電所の早期再起動とともに海外展開の体制強化が必要と考えられます。

*Yuji Kuroda
Japan Electric Power Information Center, INC..

Planning Lecture | Technical division and Network | Risk Division

[3B_PL] The trend of research and development of the latest PRA methods

Chair: Yoshiyuki Narumiya (JANSI)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room B (C1-311 -C1 Building)

[3B_PL01] The trend of research and development of PRA methods at PSA2017

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

[3B_PL02] The trend of research and development of Dynamic PRA

*Ikuo Kinoshita[1] （1. INSS）

[3B_PL03] The R&D activities regarding multi-unit PRA methodology

*Hiromichi Miura[1] （1. CRIEPI）

[3B_PL04] Dynamic Risk Analysis of Combined Event of Earthquake and Flooding in Nuclear Power Plant

*Sunghyon Jang[1] （1. Univ. of Tokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

The trend of research and development of the latest PRA methods

（1）PSA2017 におけるリスク評価の研究動向について

(1) The trend of PRA research in PSA2017 International Conference

山口　彰[1]
[1]東京大学大学院

米国ピッツバーグ市において、2017 年 9 月 24 日から 28 日まで、The 2017 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2017)（確率論的安全評価に関する国際会議）か開催された。主催は米国原子力学会であるが、確率論的安全評価／リスク評価（PSA／PRA）に関する多くの研究成果活用実績の発表、討議が行われた。その発表論文から最新の研究動向について紹介する。

確率論的リスク評価に関連する国際会議としては以下のものがある。

(1) PSAM (Probabilistic Safety Assessment and Management)

国際 PSAM 組織委員会（IAPSAM）が運営する会議で、2 年ごとに開催される。原子力分野の論文が多いが、非原子力分野もスコープとしている。米国、欧州、米国、アジアのローテーションで開催されている。2013 年には日本から Topical PSAM を提案し、東京にて開催した。その後、2015 年にはブラジル、2017 年にはドイツが Topical PSAM を開催され、Topical PSAM が定着した感がある。

(2) PSA (Probabilistic Safety Assessment and Analysis)

米国原子力学会が主催する国際会議で、2 年ごとに開催される。米国におけるリスク評価手法、リスク活用事例など、原子力分野のリスク評価の成果が発表・討議される。米国だけでなく、アジア、欧州からも多くの参加者がある。

(3) ESREL (European Safety and Reliability Conference)

欧州で開催される安全性と信頼性にかかる国際会議で、広く安全性と信頼性の分野を扱っている。PSAM 会議が欧州で開催されるとき（8 年に 1 回）には共催としており、1000 人以上が参加する。

(4) ASRAM (Asian Symposium of Risk Assessment and Management)

日韓 PSA ワークショップとして開催していたものを発展させ、アジアにおけるリスク評価とリスク管理を扱う国際会議である。第 1 回を横浜で開催（2017 年 11 月 13 日から 15 日）、欧米からの参加もあり、参加者からは好評を博した。日本、韓国、中国の参加国で MOU を結んで実現し、当面を参加国で持ち回り、毎年開催する。次回は 2018 年 10 月に中国での開催が決まっている。

PSA2017 は、原子力分野においてもっともリスク情報活用が進む米国の最新状況が得られるという観点から注目すべき会議である。会議に先立ち、24 日（日曜日）に３つのワークショップが開催された。そのうち、二つは動的リスク評価（Dynamic PRA）に関するものであった。米国のアイダホ国立研究所(INL)から、RAVEN (Risk Analysis Virtual Environment)で熱水力のシビアアクシデントコードを統計的に扱うことにより PRA とシビアアクシデント解析を結びつけるプラットフォームである。もうひとつは仏国 EdF からの PyCATSHOO である。これは、汎用コンポーネントクラスを定義し、それを用いてシステムモデリングを行い、統計的にシステム応答を扱うツールである。両者のアプローチは異なっているが、いずれもシステム応答解析と PRA を結合させる方法である。三つ目のワークショップは PRA のためのベイズ推定に関するものである。近年、稀有事象のリスクを扱う上で、限られた情報を効率的に活用するためにベイズ流アプローチは重要な方法として注目されている。その他に特別セッションとして用意されたものは、多数基リスク評価、サイトリスク評価に関するパネル、リスク情報を活用した規制に関するパネルなどであった。

*Akira Yamaguchi[1]
[1]University of Tokyo

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

（2）動的な PRA の手法の開発動向について

(2) The trend of research and development of Dynamic PRA

*木下 郁男
原子力安全システム研究所

1. はじめに

本稿では、従来の静的なイベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)に基づく評価手法に動的な解析技術を組み込んだ動的 PRA の開発動向を紹介し、その有効性について議論する。

2. 動的 PRA の研究動向

2-1. 手法概要

従来の ET/FT に基づく静的 PRA では、起因事象に続いて生起する事象を予め与えた上で評価を行う。このため、事象生起のタイミングや順序が固定されており、原子炉システムの状態の動的変化が考慮されないという欠点がある。一方、動的 PRA では、事故時の原子炉内の物理プロセスを模擬するシミュレーションコードと、これと安全装置の動作や運転員操作との相互作用を制御するコントローラコードをカップリングして評価を行う。この際、シミュレーションコードのモデルパラメータや安全装置の故障確率、人的過誤率は不確かさパラメータとして扱われ、これらの不確かさ伝播解析により炉心損傷確率等の評価が行われる。こうした観点から、動的 PRA はシミュレーションベース PRA とも呼ばれる。

2-2. 計算コード

動的 PRA のための計算コードとしては、ADAPT, ADS, MCDET, PyCATSHOO など多くある。本稿では、米アイダホ国立研究所(INL)が開発中の RAVEN [1] を扱う。RAVEN は、当初 RELAP-7 の制御系、ポスト処理系として開発が始められたが、現在では、RELAP5-3D, MELCOR, MAAP などの様々なシステム解析コードとカップリングが可能な汎用的な感度解析・不確かさ解析のコードとして開発が進められている。RAVEN は、動的 PRA の解析で発生する大量かつ高次元のデータ処理を可能とするため、データマイニングや機械学習の適用に力を入れて開発されており、Topological Decomposition のような最新の次元削減の手法も導入されている。

RAVEN では、動的に ET を生成する branching laws として、①Threshold、②On demand、③Time driven の 3 つが用意されている。①Threshold は、パイプ破断等の確率の累積確率分布に対して閾値を設定して分岐させるものである。②On demand は、逃し弁の故障等の要求に応じて分岐させるものである。③Time driven は、ある指定した時刻で分岐させるものである。

2-3. 静的 PRA と動的 PRA の比較

Mandelli ら [2] は、BWR の SBO 事故シナリオを対象として、SAPHIRE を用いた従来の ET/FT 法による静的 PRA による炉心損傷確率と、RAVEN/RELAP5-3D によるシミュレーションベース PRA による炉心損傷確率の比較を行っている。その結果、全体の炉心損傷確率に顕著な相違は無いが、静的手法と動的手法とで異なった炉心損傷確率となるブランチがあり、その相違が生じるヘッディングを同定している。彼らは、各ブランチに対して被覆管表面温度(PCT)のヒストグラムを作成し、炉心損傷に至らないブランチに属するシナリオは、交流電源が炉心損傷の直前に回復したケースであるという分析を行っている。このように、評価結果に対してシミュレーション結果に基づく詳細な分析を行えるところが動的手法の長所である。また、感度解析においても動的手法は有効である。例えば、Mandelli ら [2] は出力向上などの場合における有効性を指摘している。この場合、従来の ET/FT 手法では、FT の再構築や ET の分岐確率の再設定が必要になると考えられる。一方、動的手法では、RELAP5-3D の入力を変更し不確かさパラメータは変更しな

い。したがって、感度解析を系統的に実施でき、評価結果の説明性も向上する。

一方、動的手法では、評価結果の情報が豊富になることと引き換えに、計算コストが増大する。これを解決するためには、適応サンプリング等のサンプリング手法の適用や、代替統計モデル等の機械学習の適用が有効になると考えられる。また、静的手法と動的手法のハイブリッドな運用が考えられても良いだろう。さらに、動的手法では、シミュレーションコードの精度が評価結果に影響することに注意が必要である。RELAP5-3D 等の最適評価コードの精度は、その大半が構成式の精度であると言えるが、構成式の不確かさが動的 PRA の評価結果に与える感度を把握しておくことが必要であると考えられる。特に、構成式の不確かさが大きいシビアアクシデント解析コードを用いて動的 PRA を実施する場合に、この検討は重要になると考えられる。

3. INSS における取り組み

3-1. これまでの取り組み

これまで、INSS では RELAP5/MOD3.2 コードを用いて統計的安全評価を実施してきた。小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント策を対象に、主に構成式の不確かさが PCT 評価に及ぼす影響を評価した。この際、IAEA の Safety Guide に示された第 3 のオプション”Best Estimate + uncertainty approach”に則り、境界条件は partly most unfavorable condition で与え、機器の稼動は保守的条件で与えた。しかし、アクシデントマネジメント策に対する安全解析としては、第 4 のオプション”Risk informed approach”に則り実施することが自然である。この方法は、動的 PRA に最適評価コードの構成式の不確かさを考慮する方法とも言える。

こうした背景から、INSS の安全解析に RAVEN を導入した。RAVEN には構成式の不確かさを扱う機能はないため、構成式のモデルパラメータを統計的に振れるように RAVEN を拡張した。さらに、本コードを用いて ROSA/LSTF の小破断 LOCA/HPI 不作動模擬実験を対象に統計解析を実施し、構成式の不確かさが PCT 評価に与える感度を把握した [3]。以上より、構成式の不確かさを考慮した動的 PRA を実施する基盤を整備した。

3-2. 今後の課題

今後は、関電の PWR プラントに対する動的 PRA モデルの構築を行う予定である。これを用いて、2.3 節で述べたような静的 PRA 手法との比較評価や、炉心損傷確率等に大きな影響を与える要因の分析を行う。さらに、最適評価コードの構成式の不確かさに係る感度解析を行い、炉心損傷確率等への影響が大きい構成式の同定、および構成式の改良を実施する。

4. まとめ

本稿で紹介した動的 PRA 手法は従来の静的 PRA 手法の自然な拡張と考えられる。今後、動的 PRA 手法の計算技術上の課題を解決し、静的 PRA 手法と併用しながら、プラントの運用・管理等における意思決定ための有用なツールとして活用することが望まれる。

参考文献

[1] Alfonsi, A., et al., RAVEN Theory Manual and User Guide, INL/EXT-16-3817, INL (2017)

[2] Mandelli, D., et al., Risk-Informed Safety Margin Characterization Methods Development Work, INL/EXT-14-33191, INL (2014).

[3] Kinoshita, I. et al., Uncertainty and Sensitivity Analysis of LSTF Small Break LOCA Tests Using RELAP5 and RAVEN, PSA2017 (2017).

*Ikuo Kinoshita

INSS

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向
The trend of research and development of the latest PRA methods

（3）マルチユニット PRA 手法の研究開発動向について

(3) Report on research and development trend of multi-unit PRA method

*三浦 弘道[1]，猪股 亮[1]，神田 憲一[1]，吉田 智朗[1]
[1]一般財団法人電力中央研究所

2016 年 12 月より国際原子力機関（IAEA）が実施している、レベル 1 マルチユニット PSA（MUPSA）評価技術の確立と実施方法を提供する文書の作成を目的とした MUPSA プロジェクトの概要を紹介するとともに、電力中央研究所での MUPRA 研究の取組みについて紹介する。

キーワード：マルチユニット，MUPSA，MUPRA，サイトリスク，ユニット間相互作用，IAEA

1. 緒言

多くの原子炉発電所では、複数の原子力施設を有するものの、通常の安全評価では単一の原子炉に限定した評価しか実施されていない。一方で、福島第一発電所事故を受け、複数の原子炉が関与する事象に対する安全性評価について、国際的に関心が高まっている。IAEA では、加盟国の要請により、2012 年以来、マルチハザード・マルチユニットサイトの安全性評価に関する枠組みと方法論の開発を目的とした活動を実施してきており、2016 年 12 月にレベル 1MUPSA 評価技術の確立と実施方法を提供する文書の作成を目的とした MUPSA プロジェクトを開始した。このような、国内も含む国際的な関心・動向から、電力中央研究所においても国内プラントに適用可能な MUPRA 評価技術の確立に向けた調査研究を開始した。本報告では、IAEA における MUPSA プロジェクトの概要を紹介するとともに、電力中央研究所での MUPRA 研究の取組みについて紹介する。

2. マルチユニット PRA 手法の研究開発動向

2-1. IAEA の MUPSA プロジェクト概要

レベル 1MUPSA の詳細な評価技術の確立を目指し、IAEA の MUPSA プロジェクトは、以下の 3 フェーズで構成される。

- フェーズ 1（2017 年）：実践的な MUPSA モデル化ガイダンスを伴った、MUPSA の実施方法を提供する文書の作成
- フェーズ 2（2018 年）：フェーズ 1 で作成した評価手法に従ったケーススタディの実施
- フェーズ 3（2019 年）：ケーススタディの教訓に基づく評価手法の改善

2-2. MUPSA プロジェクトにおいて作成された MUPSA 評価手法の概要

IAEA における MUPSA プロジェクトはフェーズ 1 が終了し、MUPSA 評価を実施する上での起因事象の抽出、事故シーケンスのモデル化方法、ユニット間での CCF や地震による損傷の相関の考え方、スクリーニング・モデル単純化の考え方等の MUPSA 評価手法を提案している。また、現在実施中のフェーズ 2 では、提案した手法の実施可能性を確認するため、ケーススタディに取り組んでいる。

2-3. 電力中央研究所（電中研）の MUPRA 研究の概要

電中研では、国内プラントにおけるマルチユニット相互作用の影響把握のための技術整備を目的として、MUPRA 評価手法開発に関する調査研究を 2016 年度より開始した。現在、内的事象レベル 1MUPRA 評価技術の確立のため、実施上の技術的課題、評価手法の検討及びケーススタディを実施している。

---

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Kenichi Kanda[1] and Tomoaki Yoshida[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

The trend of research and development of the latest PRA methods

（4）原子力プラントの地震・溢水複合事象の動的リスク評価

(4) Dynamic Risk Analysis of Combined Event of Earthquake and Flooding in Nuclear Power Plant

*張　承賢

東京大学

1. はじめに

２つ以上の複合事象に対するリスク評価は事象進展が複雑であるため、複数の起因事象による事故シーケンスの定量的評価を既存の PRA 手法で行うことは困難である。例えば、地震と地震起因の内部溢水による影響を同時に考慮する場合、地震と内部溢水のどちらかの影響度が強い場合、事象進展は、影響度が強い事象の影響を受けると考えられる。その一方、両方とも強い影響度を持つ場合、事象進展はどうなるだろうか。地震による影響が支配的になるだろうか。内部溢水による影響が支配的になるだろうか。

本研究では、地震と地震起因内部溢水の複合事象発生時の事故シーケンス定量化できる動的リスク手法を構築することで、複合事象におけるリスク評価についての検討を行った。

2. 内部溢水による影響評価

内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水位上昇に伴い変化する。そのため、溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握することは重要である。本研究では、原子力発電所のタービン建屋を評価の対象とし、内部溢水によって溢水区画内に存在する機器の機能損傷確率及び事象進展による機能損傷確率の変化を評価するために、内部溢水評価モデルを作成した。

内部溢水評価モデルでは、溢水区画における水位の変化を、水の質量の収支を考慮することで評価することができる。また、溢水区画間の溢水伝播経路（区画間の止水板高さ、及び止水板の損傷）を考慮することによって、溢水区画内の複数の領域における水位変化を評価することが可能とある。

内部溢水による機器の故障は、内部溢水により上昇する水位が、各機器の機能喪失水位に達すると、没水によって機器の機能が失われると仮定した。ただし、今回の解析では、被水による機器の機能喪失は考慮していない。

タービン建屋内には、非常用発電機、電気盤、補助給水ポンプなど、様々な機器が存在しており、各機器はそれぞれ異なる内部溢水による機能喪失水位を有するため、内部溢水評価モデルを用いることで、各機器の機能喪失確率の経時的な変化を評価することが可能となる。

またイベントツリーを使い、各ヘッディングにおける分岐確率を評価することで、炉心損傷確率の経時的な変化を評価することも可能となる。

3. 地震による影響評価

地震によってタービン建屋に存在する安全上重要な設備の機能喪失確率は、地震フラジリティモデルを用いて評価を行う。

地震フラジリティ評価には、各機器に対する現実的な耐力と現実的な応答評価より得られたデータを用いて複数の地震動レベルにおける機器の確率を行った。今回は解析では、地震の影響による機器故障確率の経時的な変化は考慮していない。

4. 複合事象による影響評価モデル

２章、３章で評価した内部溢水及び地震による機器故障確率にランダム故障による影響を加え、フォールトツリー手法を用いて、機器故障確率の評価を行った。

またある機器故障確率を持った機器が破損するかしないかの判断は、タイムステップ毎にモンテカルロ

法より生成された乱数と機器故障確率の比較を通して行った。またシナリオの遷移はマルコフ過程であると考える。即ち、現在の時刻のプラント状態（各構成要素の状態の組み合わせ）は、ひとつ前の時刻のプラント状態のみに依存し、それより前の時刻のプラント状態には依存しないと考える。

こういった手順を繰り返すことによって、各機器における機能損傷確率の経時的な変化を評価することが可能になった。更に溢水伝播経路における不確かさ（溢水源の大きさ、止水板における損傷の大きさ）を考慮することで、地震及び地震起因内部溢水の複合事象発生時に炉心損傷確率の時刻歴変化を考慮した事故シナリオの定量的かつ網羅的評価が可能であった。

また複数の地震動レベルにおける機器故障確率の変化や溢水源もしくは溢水伝播経路の大きさの変化を考慮することが可能となるため、地震動による影響の強さ及び内部溢水による影響の強さに応じて事故シナリオの変化を定量的に評価することも可能となった。

---

*Sunghyon Jang
.The University of Tokyo

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Data Division

[3G_PL] Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

Chair: Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room G (U2-212 -U2 Building)

[3G_PL01] Development of AMUR for the evaluation of resonant cross-sections

*Satoshi Kunieda[1] （1. JAEA）

[3G_PL02] Progress of a nuclear reaction model code CCONE

*Osamu Iwamoto[1] （1. JAEA）

[3G_PL03] Development of DEURACS for prediction of deuteron-induced reaction cross section

*Shinsuke Nakayama[1] （1. JAEA）

[3G_PL04] Improvement of nuclear reaction models in the PHITS code

*Sintaro Hashimoto[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

核データ部会セッション ［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（1）共鳴解析コード AMUR の開発

(1) Development of AMUR for the evaluation of resonant cross-sections

*国枝　賢[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

共鳴領域における中性子断面積およびその共分散は原子力工学における重要な基礎データである。また、小型加速器を用いた中性子源の開発、イオンビームによる微量分析技術、さらには天体核物理学等の分野においては、軽核に対する荷電粒子反応のデータが不可欠である。しかし、共鳴断面積を理論計算のみで正確に導くことは、今日においてもチャレンジングな研究テーマある。そのため、米国や欧州諸国においては、半世紀近くに亘り断面積の測定が系統的に実施されてきた。また EDA(米), SAMMY(米)や REFIT(欧)をはじめとする解析コードが開発され、共鳴パラメータの取得が継続して行われてきた。日本ではこのようなアクティビティは皆無に近い状況であった為、汎用ライブラリ JENDL に格納されている殆どの共鳴パラメータの値は欧米諸国における測定値や評価値がベースとなっている。

近年、J-PARC における中性子共鳴データの測定が開始され、今後我が国においても共鳴断面積の測定データが蓄積されていくことが期待されている。また、IAEA の測定値データベース EXFOR の整備では、過去に欧米諸国で取得された共鳴断面積（生データに近いもの）の収集が開始されている。今後は独自のデータおよび各国のデータ双方に基づいた共鳴解析や評価が可能になると考えられる。一方、共鳴解析コードについては、他国のコードに頼らざるを得ないのが現状である。しかし、測定条件（例えば J-PARC でしばしば問題となるダブルバンチの影響）を柔軟に模擬できないという問題が必然的に生じる。また、利用可能な共鳴理論や計算可能な物理量、解析手法の組み合わせが制限されている等の壁がある。ソースプログラムが非公開であるコードも少なく無い。

本講演では、近年原子力機構で開発が進められている R 行列理論に基づく共鳴解析コード AMUR の概要および開発状況を説明する。また、^{15}N, ^{16}O, ^{19}F 等の軽核に対する共鳴解析への適用例を示す。さらに、各国のコード開発の現状にも触れると共に、今後の展開や展望について述べる。

2. コードの概要と開発状況

汎用性を重視する為に、オブジェクト指向言語を駆使して開発を進めている。従って AMUR は種々のクラスの集合体である。図 1 に示す通り、本コードは大きく二つのルーチンから構成される。一つは R 行列理論に基づいて断面積等の物理量を計算するルーチンである。このルーチンでは断面積のみならず、微分断面積や偏極分解能の計算が可能である。また、中性子入射反応のみに対応したコードが多い中、本コードでは荷電粒子入射反応の断面積も計算することが可能である。二つ目のルーチンでは、一般化最小二乗法(GLSQ)/カルマンフィルタ法を用いて、断面積等の測定データから共鳴パラメータおよび共分散を導出する。この際に重要となるのが、測定条件をできる限り考慮することである。現在は、測定の分解能や有限温度に対するドップラー広がりを考慮することが可能である。また、計算値同士の足し算や任意の関数による計算値の補正が可能である。従って、天然同位体組成の測定データを解析することができる。さらに、ダブルバンチの影響を受けた測定データからも共鳴パラメータを取得可能である。なお、複数の測定データを同時に解析可能な設計としている。その為、目的とする反応の断面積に対して、同じ複合核を形成する他の反応の測定値から情報を追加することができる。さらに、R 行列理論におけるユニタリ性等の物理

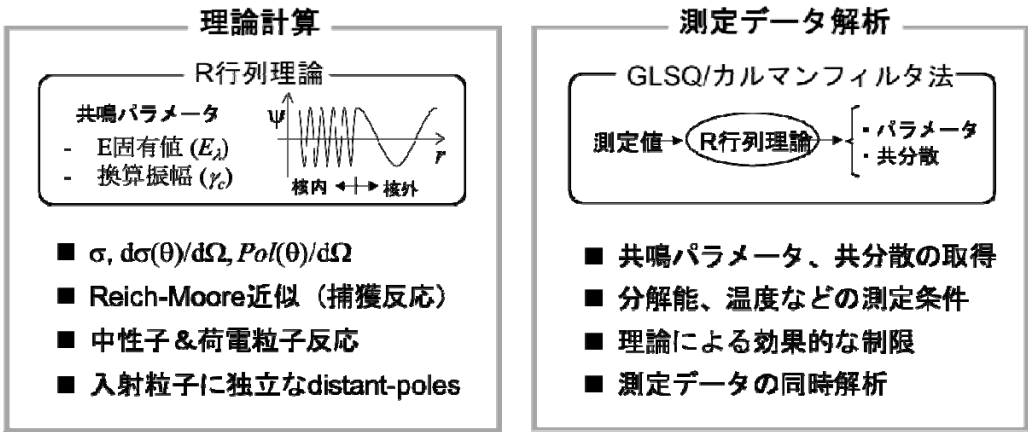


図 1　AMUR コードの概要

拘束を効果的に用いることにより、不整合な測定データを物理的に合理的な解釈に基づいて解析に取り入れることができる（これに関しては講演において詳しく解説する）。

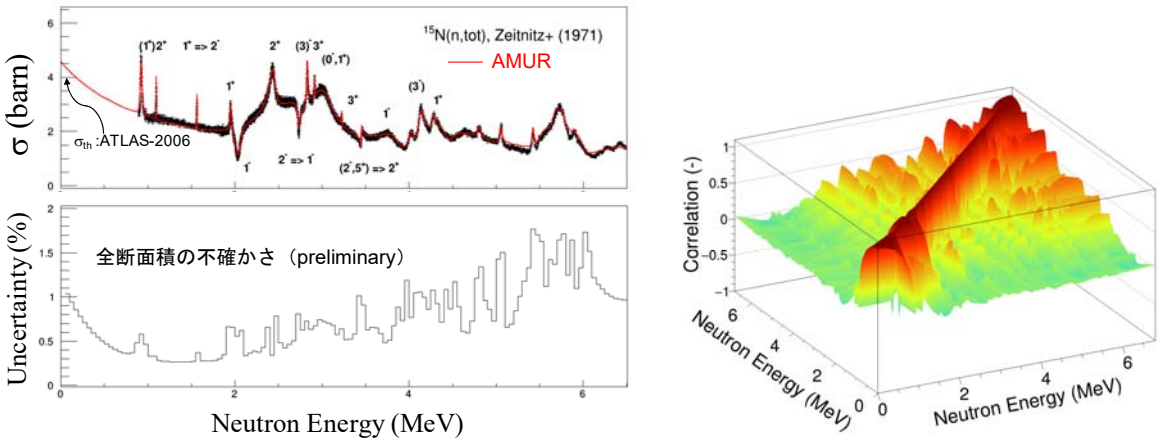


図 2　AMUR コードの適用例（^{15}N 中性子断面積および共分散の評価結果）

3. 核データ評価への適用、今後の課題

AMUR は次期 JENDL 開発の一翼を担うコードとして核データ評価への応用が徐々に始まっている。図２に ^{15}N に対する中性子断面積および共分散の解析結果を示す。^{15}N は ADS 燃料の構成材料として候補に上がっている元素であるが、共鳴解析による評価データはほぼ皆無であった。本コードを適用することにより、測定データの内外挿のみならず、共分散データの評価や微分断面積の予測計算を行うことが可能である。今後は、自己遮蔽効果や多重散乱による補正機能を加えることにより、適用範囲を重核側へ拡張することを計画している。それにより、実験と理論が一体となった核データ評価が期待される。また、核分裂反応が扱えるコードにすると共に、核構造理論を活用した共鳴断面積の予測計算にもチャレンジしたい。

* Satoshi Kunieda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（2）核反応モデルコード CCONE の進展

(2) Progress of a nuclear model code CCONE

*岩本　修[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

核データの評価は基本的には測定データに基づく。しかしながら、核データライブラリーでは広いエネルギー範囲で、多くの種類の反応断面積、散乱断面積の角度分布、核反応放出粒子スペクトル等を網羅したデータが要求されるため、測定データのみで評価を完結させることはできず、核反応モデルに基づく理論的な計算が有力な手段となる。原子力では核データに対して高い精度が要求され、このモデル計算に課される基本的な要件として、測定データを十分な精度で再現できることがあげられる。要求されている核データについて、一つのモデルから計算することは現状では困難であり、必然的に複数のモデルが組み合わせて利用される。一方、JENDL-4.0 の開発では、核分裂生成物やマイナーアクチニドなど、測定データが十分にない核種に対する核データの信頼性を向上させることが課題であった。JENDL-4.0 以前は、複数の独立したコードを組み合わせた評価が行われていた。しかしながら、各種の反応の断面積や放出される粒子のスペクトルには相関があるため、異なる断面積やスペクトルの間に不整合が生じる可能性がある。逆にこれらを統一的に扱うことにより、評価データの信頼性の向上につなげることが可能である。このような観点から、CCONE コードは複数の核反応モデルの整合性を高めた計算システムとして開発された。

2. コードの概要と現状

CCONE コードは光学モデル、チャンネル結合モデル、歪曲波ボルン近似、励起子モデル、Hauser-Feshbach 統計モデルを用いて、核子入射反応の物理過程である直接過程、前平衡過程、複合核過程について整合性を持たせた計算を行うことができる。図 1 に計算のフローを示す。利用するモデルのパラメータは IAEA で整備している核データのモデル計算入力データライブラリーRIPL を組み込んで利用できるようにしており、様々なパラメータを簡単に選択可能である。これにより核データ評価にかかる労力の削減が可能となる。CCONE コードは、当初アクチニド核種の核データ評価に利用したが、汎用性を持たせており、JENDL-4.0 の開発では核分裂生成物や鉛同位体等の他の核種の評価にも利用された。

JENDL-4.0 の公開後、20 MeV 以上の高エネルギー核データライブラリー開発のため、高エネルギー反応で重要となる前平衡過程についてコードの拡張を行った。JENDL-4.0 の評価時には CCONE では前平衡過程から 1 個の粒子を放出した後は複合核を形成するとして、生成される励起した残留核を統計モデルにつないでいた（図 2 拡張前）。しかしながらエネルギーが高くなるにつれて、前平衡過程からの複数の粒子放出を考慮しないと測定データの再現性が悪くなるため、コードを拡張して任意の数の粒子を放出可能とした（図 2 拡張後）。また、高エネルギー反応では重陽子やアルファ粒子などの複合粒子の放出も大きくなるが、通常の励起子モデルの取り扱いでは測定データを再現できない。国枝等が実施した、岩本・原田のモデルの改良を取り込んで、これらの粒子放出スペクトルの再現性が大きく改善した。2015 年に公開した高エネルギー核データファイル JENDL-4.0/HE の開発では、これらの改良を取り込んだコードを系統的に使用して、核データの信頼性向上を行った。

光核反応への適用についても拡張を実施した。20 MeV 程度までは双極子巨大共鳴が主要な反応過程である。これらの反応は複合核のガンマ崩壊の逆反応にあたり、ガンマ線強度関数が重要となる。RIPL でも多くのモデルが提案されているが、CCONE でもこれらの多くのモデルを取り込んで利用可能とした。また、

高エネルギーでは準重陽子分解過程が主要となるが、Chadwick 等のモデルを導入し、計算可能とした。これらは 2017 年に公開した JENDL/PD-2016 の開発に広く利用された。

JENDL の開発以外では、CCONE では、励起状態からの統計崩壊を簡単に計算できるようにしており、ベータ崩壊からの遅発中性子放出や、代理反応における反応割合の計算にも適用されるなど、様々な研究へ活用されている。また、ImPACT プロジェクトの研究開発では、微視的理論による核構造データの計算結果をインプットとして利用できるようにし、測定データがほとんどない不安定核のモデル計算の信頼性を高めることも試みている。

3. まとめ

核反応過程を統合した CCONE コードは、JENDL-4.0 の核データ評価で広く利用された。その後、高エネルギーや光核反応への拡張を行いつつ、JENDL 特殊目的ファイルの開発等への利用を進めている。また、遅発中性子放出や代理反応の計算等への活用もされている。現在も、微視的理論による核構造データの取り込み等の開発を続けている。

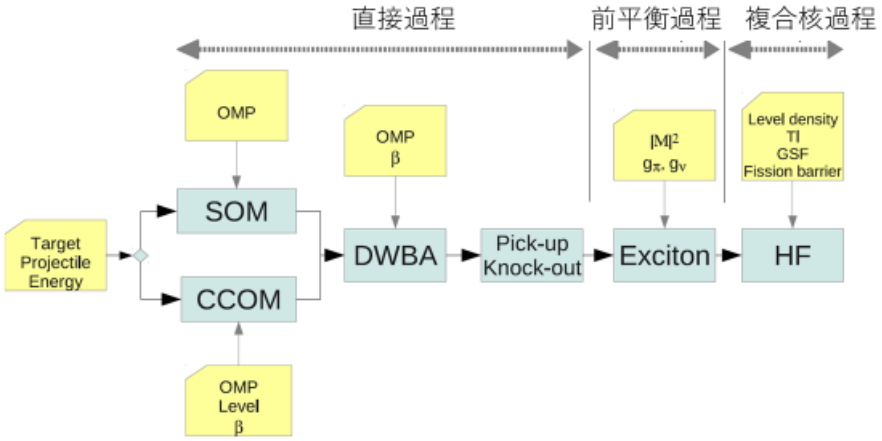


図 1　CCONE コードの計算フロー

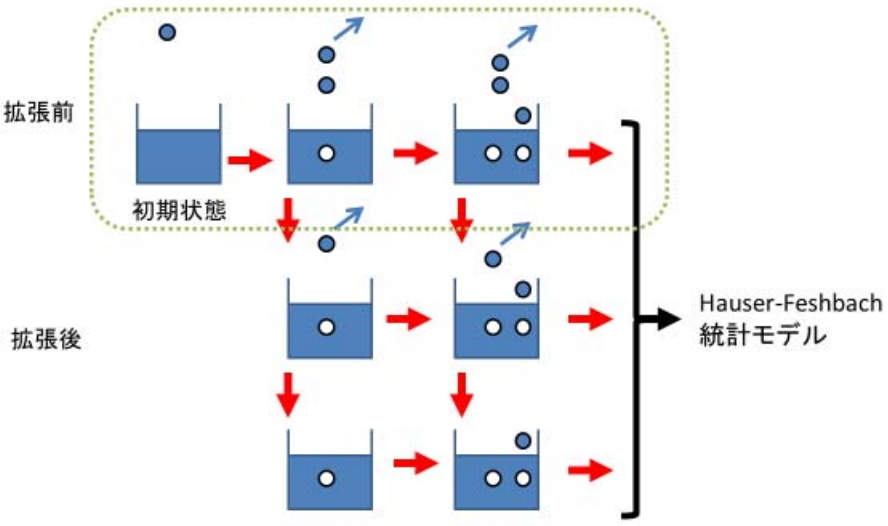


図 2 励起子モデルの拡張

* Osamu Iwamoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（3）重陽子入射断面積計算コード DEURACS の開発

(3) Development of DEURACS for prediction of deuteron-induced reaction cross section

*中山 梓介

日本原子力研究開発機構

重陽子核データファイルの作成に向けて開発している重陽子入射反応用の断面積計算コード DEURACS について、現在までの開発状況や今後の展望等を述べる。

1. 緒言

重陽子は陽子と中性子が弱く結合した粒子であるため、他の原子核との反応の際に容易に分解し中性子を放出しやすい。この性質を利用し、重陽子加速器を高効率の中性子源として利用することが提案されている。これは重陽子ビームを軽核（Li, Be, C 等）に衝突させ、そこで起きる核反応を利用して中性子を得るというものであり、例としては医療用 RI 製造やホウ素中性子捕捉療法（BNCT）のための小型中性子源、ならびに核融合炉材料の照射試験施設（IFMIF）や放射性廃棄物の核変換処理のための大強度中性子源などが挙げられる。

これらの施設の工学的設計には包括的かつ高精度な重陽子核データが要求される。包括的な重陽子核データファイルとしては断面積計算コード TALYS の計算値をまとめた TENDL が現状で唯一存在している。しかし TALYS や CCONE などの計算コードは主に核子入射反応を対象としており、重陽子入射反応の取り扱いが必ずしも十分ではない。このため TENDL にも実験値と乖離のある値が格納されているのが現状である。

こうした状況の下、高精度の重陽子核データファイルの作成に向け、重陽子入射反応に特化した断面積計算コード DEURACS（DEUteron-induced Reaction Analysis Code System）の開発を行っている[1]。

2. DEURACS の概要・特徴

DEURACS では（核子入射にはない）重陽子入射に特有の反応過程に注意を払い、各々の反応の記述に特化した理論モデルを採用している。具体的には、弾性分解および非弾性分解反応は、それぞれ連続状態離散化チャネル結合法（CDCC 法）および Glauber モデルで計算している。また、残留核の低励起準位へのストリッピング反応は、過去の研究[2]から見出した規格化因子の入射エネルギー依存性を考慮した歪曲波 Born 近似（DWBA）で計算している。

一方、核子入射の場合と同様と考えられる複合核過程などの反応過程は CCONE を用いて計算している。ただし、重陽子入射では非弾性分解反応や重陽子吸収反応により三種の複合核が形成され得る。このため、DEURACS では Glauber モデルの計算値を CCONE に引き渡して計算することにより、この効果を考慮した計算を行っている。

上記のように種々の理論モデルと CCONE を組み合わせることで、重陽子入射反応の断面積を精度良く計算できる上に、CCONE に改良がなされた場合にそれを速やかに反映できるシステムとなっていることが DEURACS の特徴である。

3. 計算結果

DEURACS の計算結果の例を図 1, 2 に示す。また、TENDL の最新版 TENDL-2017 の格納値および PHITS[3] 内の核反応モデル（INCL+GEM、重陽子全反応断面積は MWO の式[4]）による計算結果も併せて示す。

図 1 の通り、中性子源設計で最も重要な軽核からの中性子放出反応について、DEURACS の計算結果は幅広い中性子放出エネルギーにわたり実験値を良く再現している。なお、これらの中性子の多くは重陽子の分解から生じるため、この結果は DEURACS 内での分解過程の記述の妥当性を示している。

また、図 2 には放射性物質であるトリチウムの発生量予測に関連し重要な(*d*,*xt*)反応の結果を示す。図 1 と同様、DEURACS の計算結果は実験値を良く再現している。なお、この計算に当たり、CCONE に内蔵の核子入射のピックアップ反応を記述する Kalbach の半経験式を重陽子入射にも適用できるよう、CCONE を改良した[5]。図 2 の結果は、このような CCONE の改良を速やかに反映できるという DEURACS の特徴が活かされた例と言える。

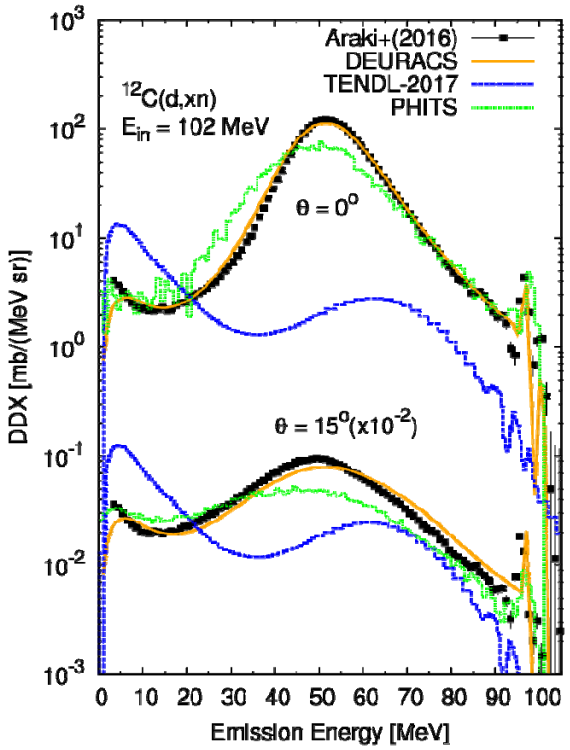


図 1 ^{12}C(*d*,*xn*)反応の二重微分断面積

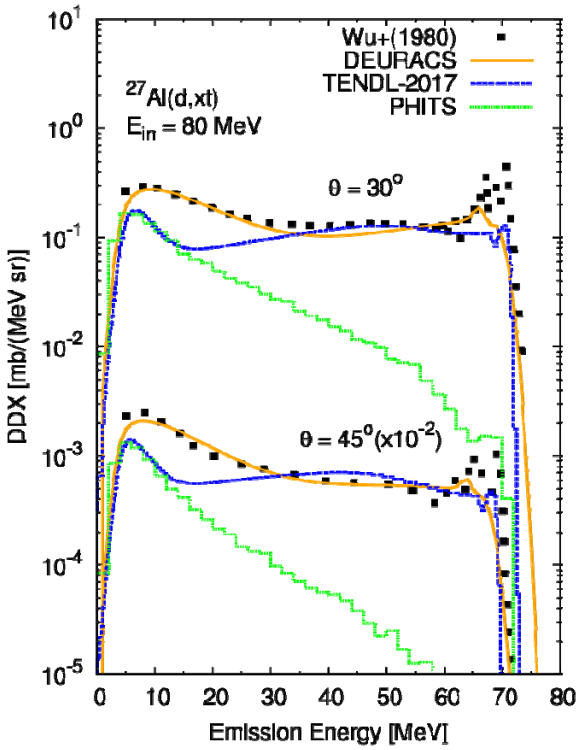


図 2 ^{27}Al(*d*,*xt*)反応の二重微分断面積

4. 今後の展望

DEURACS の開発から得られた成果を応用に活かすため、中性子源設計で最重要の Li, Be, C 標的に対し、DEURACS の計算値に基づく PHITS 独自のデータ形式のファイルを作成する作業が進行中である。さらに、今後はより一般的な核データの形式である ENDF フォーマットのファイルも作成する予定である。

また、医療用 RI 製造や核変換処理では重陽子を直接照射することも検討されている。こうした中性子源開発以外の応用で重要となる量（中重核に対する核種生成断面積など）についても精度良い計算ができるよう、DEURACS 内の理論モデルを改良していく予定である。

参考文献

[1] S. Nakayama *et al.*, *Phys. Rev. C* **94**, 014618 (2016); S. Nakayama *et al.*, *EPJ Web Conf.* **146**, 12025 (2017).

[2] S. Nakayama and Y. Watanabe, *J. Nucl. Sci. Technol.* **53**, 89 (2016).

[3] T. Sato *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **50**, 913 (2013); T. Sato *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* (2018) *in press*.

[4] K. Minomo *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **54** 127 (2016).

[5] S. Nakayama *et al.*, *JAEA-Conf.* **2017-001**, 91 (2018).

*Shinsuke Nakayama

Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン
Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

(4) PHITS コードにおける核反応断面積の計算手法の高度化

(4) Improvement of nuclear reaction models in the PHITS code

*橋本慎太郎[1]，佐藤達彦[1]，岩元洋介[1]，小川達彦[1]，古田琢哉[1]，安部晋一郎[1]，仁井田浩二[2]
[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

1. はじめに

PHITS (Particle and Heavy Ion Transport code System)[1]は、原子力機構を中心に多数の研究機関の協力の下で、開発が進められている汎用のモンテカルロシミュレーションコードである。中性子をはじめとする様々な放射線の挙動を幅広いエネルギー領域で模擬することができるため、加速器施設の遮へい設計や放射線防護研究、宇宙・地球惑星科学研究等の分野で利用されている。

2. PHITS コードにおける核反応

PHITS では様々なモデルやデータライブラリを用いて核反応を模擬している。図 1 に、核反応イベント発生時の流れを示す。まず、断面積モデルにより核反応の発生率を評価し、乱数によって発生の有無を決定する。発生が決まった場合は、核反応モデルを利用して、直接過程や前平衡過程に対応する dynamic stage の計算を行い、次に複合核過程に対応する static stage の計算を実行する。これらの計算で乱数を用いており、放出粒子の種類やエネルギーが具体的に決まるため、モンテカルロシミュレーションで利用し易い event-by-event な反応の結果を得ることができる。

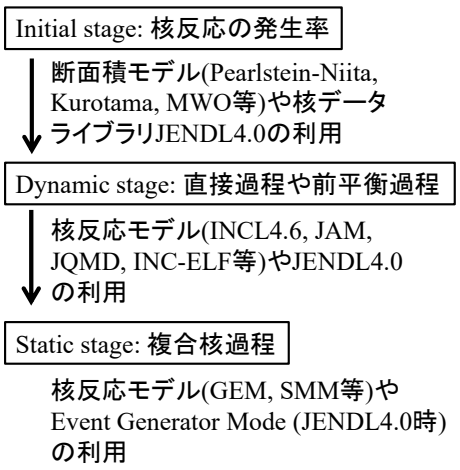


図 1. PHITS の核反応計算の流れ。

我々は、近年の核物理研究の知見を反映させ、新規核反応モデルの導入や従来モデルの高度化を行ってきた。断面積モデルとして Kurotama を発展させた Hybrid モデルの開発を行った他、重陽子の断面積モデル MWO を導入した。数 100MeV の陽子・中性子の核反応モデルとして核内カスケード INCL4.6 や INC-ELF を導入し、原子核の核反応モデルである量子分子動力学 JQMD, JAMQMD を相対論的に記述した version 2.0 に改良した。加えて、加速器中性子源研究の際有用な DWBA（歪曲波ボルン近似）+INCL の組み合わせモデルの開発、高エネルギーガンマ線による放射化を評価できる光核反応モデルの開発、様々なミューオンの工学研究で利用できるミューオン核反応のモデルを開発した。20MeV 以下の中性子については JENDL-4.0 を導入することで高精度化を図り、またその際に 2 次荷電粒子の放出を適切に記述するため、Event Generator Mode の改良も行った。なお、本節において引用した各モデル等については、佐藤らの文献[1]に示した引用文献で参照することができる。

3. まとめと今後の展開

現状の PHITS に組み込まれている核反応計算の精度をベンチマーク結果として、岩元らによる文献[2]にまとめた。この結果を基に、引き続き核反応モデルの精度向上を進める。また、核反応モデルやデータライブラリの不確かさを起源とする系統誤差の評価機能も開発しており、PHITS の計算結果の信頼性を様々な観点で分析できるよう機能の充実を図る予定である。

参考文献

[1] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. (2018), DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890.
[2] Y. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54:5, (2017) 617-635.

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shin-ichiro Abe[1], and Koji Niita[2]
[1]JAEA, [2]RIST

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 4 - The University of Tokyo, Yayoi Research Conference

[3H_PL] Research developments of Lasers

Chair: Shuichi Hasegawa (Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (U2-213 -U2 Building)

[3H_PL01] Introduction of the session

*Shuichi Hasegawa[1] （1. Univ. Tokyo）

[3H_PL02] Ionic valence change of metal ions in solution by laser excitation

*Nobuaki Nakashima[1] （1. Osaka City Univ.）

[3H_PL03] Development of the high-speed remote inspection laser system for the defects in the concrete

*Noboru Hasegawa[1] （1. QST）

[3H_PL04] Laser remote analysis for decommissioning of damaged reactor core

*Ikuo Wakaida[1] （1. JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

（1）趣旨説明

(1) Introduction of the sessoin

*長谷川 秀一
東京大学大学院工学系研究科

レーザーは１９６０年に発明以来、その特長である指向性、単一波長性、エネルギー強度、短パルス性などにおいて、飛躍的な進展を遂げている。また、加速器や様々なデバイスを応用することで発振波長範囲も X 線からテラヘルツ領域まで拡張が試みられている。これらの特長を用いて、身近なところでは CD やレーザーポインターなど手軽なものから、核反応を実現するような巨大エネルギーを発生させる駆動源まで様々な応用が発明され、さらなる研究開発が進められている。原子力分野においても、様々な領域で利用が進んでいる。具体的には以下のような例が挙げられる。

レーザー核融合をはじめとする核反応、粒子加速、化学反応制御、元素分析、同位体分析、同位体濃縮、レーザーアブレーション、レーザーカッティング、衝撃波生成、など。

このように、原子力分野に限定しても、あまりに用途が広いことから、ハードウエアとしてのレーザーを考えた場合に、学会内での利用者相互での議論や情報交換が十分うまくいっているとは言えないところもあり、レーザーの特徴を十二分に引き出すために、学会において、レーザーをキーワードとしたセッションを企画することとした。

学会内でのレーザー利用は非常に多岐にわたるため、今回は初めての試みとして、レーザーの化学反応への利用、インフラ健全性検査への利用、遠隔分光分析への利用、に関して以下 3 件の講演をいただくこととした（敬称略）。

- レーザーによる金属イオンの価数変化（大阪市立大）中島 信昭
- レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発（量研関西研）長谷川　登
- レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析（原子力機構）若井田 育夫

原子力分野におけるレーザーを利用した研究に関して、集中的に議論できる場を作ることにより、応用先の各分野での発展と同時に、原子力分野でのレーザー利用の高度化を進めるためのプラットフォームになるものと期待される。

以上

---

*Shuichi Hasegawa
The University of Tokyo

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

(2) レーザーによる金属イオンの価数変化

(2) Ionic valence change of metal ions in solution by laser excitation

*中島信昭

大阪市大 院理

1. はじめに

重元素のリサイクルは 21 世紀の課題の一つである．一部の金属イオンはレーザーにより価数変化（酸化還元反応)を起こすことができる．一般にレーザー励起で期待される利点を以下 1～3 に示した．

1. 試薬の代わりに光の利用で，廃棄物の減容ができる．
2. 遠隔照射により，作業者の安全を確保できる．
3. 多光子励起により，金属イオンの選択性を高めることができる．

本稿では金属イオンの価数変化の代表例として，Eu^{3+}→Eu^{2+}のレーザー反応を中心に紹介する．生成物の沈殿分離は単純な分離方法であり，Eu^{2+}塩でこれを試みた．他の元素イオンへの展望を述べる．

2. 光反応を示す金属イオン

光により価数変化を示す元素イオンと示さないイオン，調べられていないものがある．これらについて， Donohue(1979-)[1], 大野新一（1986-），榎田洋一(1990-)らの実験，および，研究の提案，レビューがある．それらから抜粋し，表 1 に示した．

表 1．U－Pu 型原子炉の高レベル放射性廃液に含まれる元素を青字で示した．赤枠はそのイオンが，通常の溶媒中で光反応が良く知られている元素．ランタニド元素はバックを黄色で示した．

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	1 H																	2 He
2	3 Li	4 Be											5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne
3	11 Na	12 Mg											13 Al	14 Si	15 P	16 Se	17 Cl	18 Ar
4	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
5	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	52 I	54 Xe
6	55 Cs	56 Ba	57 La	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn
7	87 Fr	88 Ra	89 Ac	104 Du	105 Jo	106 Rf	107 Bh	108 Ha	109 Mt									

Lanthanide	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
Actinide	89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr

この反応分類は水溶液，アルコール中でのことである．イオン液体を溶媒とした場合とか，特殊な金属錯体形成では光反応を示す場合がある．なお，黒字赤枠の元素イオンの光反応は良く知られている．

*Nobuaki Nakashima

Department of Chemistry, Graduate School of Science, Osaka City University

3. レーザー励起還元のパターン

Eu^{3+}→Eu^{2+}系では下記 1～3 が実現できている．Cd，Pd，Ag，Au 系のように，初期に 1 ないし 2 価イオンの場合，還元反応の結果 4 の微粒子に至ることがある．

1. UV1 光子励起還元反応，
2. 2 光子励起還元，
3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元．
4. 金属微粒子の生成

3-1. UV1 光子励起還元反応

Eu^{3+}→Eu^{2+}系での結果を図 1 に示した． Eu^{2+}生成の結果 Eu^{2+}塩が沈殿した例である． Eu^{3+} イオンを含むエタノール溶液（約 0.4 M）に 308 nm（15 Hz，40 mJ/pulse）のレーザーを照射すると，最初は Eu^{3+} イオンの赤色発光が見られるが（左端）30 秒後には還元された Eu^{2+} イオンの蛍光に変わる（中，青色），30 分後には Eu^{2+}塩と思われる白沈（右）が得られた[2]．



図 1. Eu^{3+}(赤い発光)→Eu^{2+}(青い蛍光)→白色沈殿，ナノ秒 308 nm レーザー励起

UV スペクトル変化を図 2 に示す．最初(黒)では 394 nm など Eu^{3+}の ff 吸収，短波長側には f→d（CT）吸収が見られる．308 nm 照射（62 mJ/パルス）11-260 ショットで 350 nm 付近の吸光度が上昇する．これは Eu^{2+}の d → d 吸収の裾野にアサインでき， Eu^{2+}の生成を示している．260 ショット後では塩が析出し，試料溶液は白濁した．Eu^{2+}の吸収スペクトル，吸光係数は別に求めているので，反応量子収量を評価でき，それは 0.6 であった．なお，Eu^{2+}の飽和濃度を 3.2 mM と求めた． これは Eu^{3+}塩が共在しない場合に比べ，約半分となった．

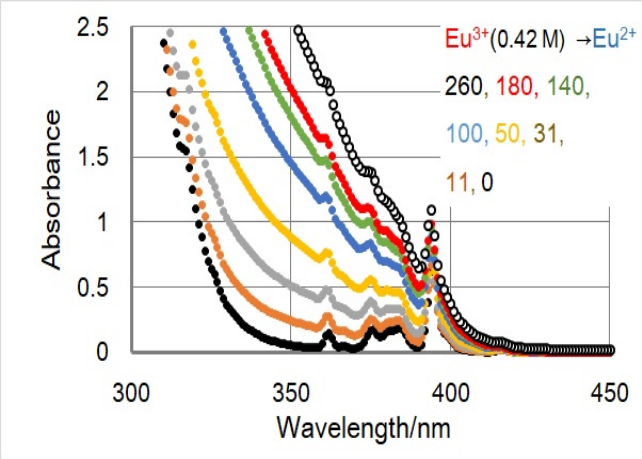


図 2． Eu^{3+}塩のエタノール溶液に 308 nm レーザーを照射，その後の UV スペクトル．図中の数値 0-260 は照射レーザーショット数．260 ショット後は溶液の白濁が目視でき，450 nm 付近ではそれによる吸収強度の（0.03）上昇が見られた．

3-2. 2 光子励起還元

2 光子励起還元，白濁の結果を図 3 に示した．2 光子励起還元が起きることは以前に示していたが[3]，沈殿に至るところまで反応を進めることができていなかった．今回再度実験を試みたところ，比較的容易に白沈が出現した[4]．

Eu^{3+}イオンは 394.1 nm 付近に $^5L_6$←$^7F_0$の 4f 電子間遷移の吸収を示す（図 3 中，右）この遷移の 1 光子励起では反応しないことは以前より良く知られている．ナノ秒レーザー，394.1 nm（Eu^{3+}の吸収ピークの中心，共鳴波長）で集光照射した場合のみ（図 3 左中，中 B）白濁した．実際，Eu^{2+}の吸収スペクトル（図 2 参照）の増大が見られた．励起の波長を 3 nm 短波長の 391 nm にした場合（非共鳴波長，図 3 中 A，左 A），中心波長の 394.1 nm は保っているが集光しなかった場合（フラット，図 3 中 C，左 C）では白濁には至らなかった．

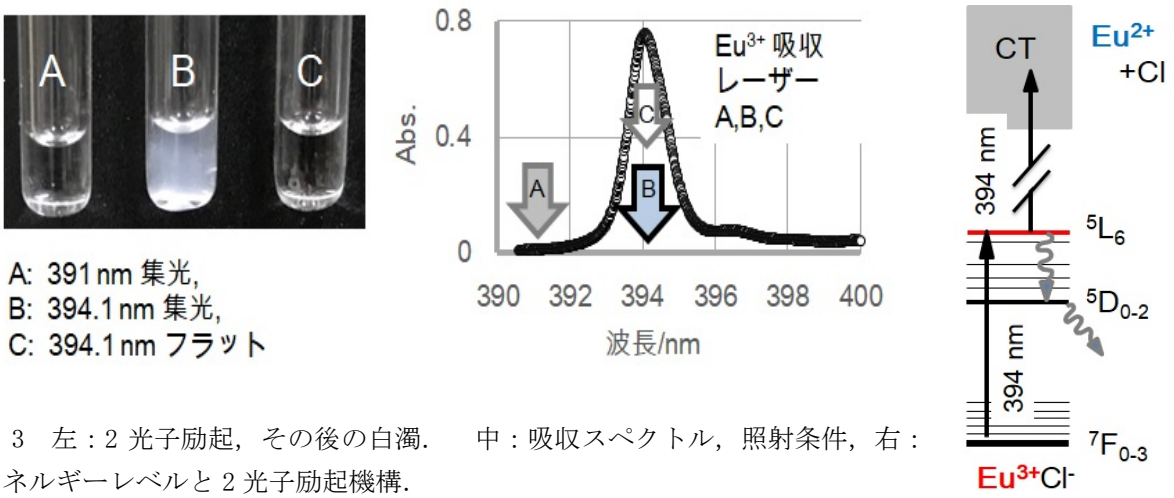


図 3　左：2 光子励起，その後の白濁．　中：吸収スペクトル，照射条件，右：エネルギーレベルと 2 光子励起機構．

2 光子反応が起き，その機構は中間状態 $^5L_6$ に第 1 の光子で励起され，第 2 の光子で反応の起きる CT レベルまで達し，Eu^{2+}生成に至ったと解釈した．図 3 の実験では 5 mJ／パルスでトータル 22 J 照射した．飽和濃度を越すところまで反応したので，現時点での変換効率（＝Eu^{2+}のイオン数／入射光子数）を 2×10^{-3} と評価した．2 光子反応なのでこの数値は励起光強度に依存(簡単には比例)するであろう．2 光子還元の利点は励起波長を大きく長波長に変えることができる．UV 光では溶媒が不透明な場合もある．また，多くのイオンの同時励起を避け，特定イオンの高い選択励起が可能であろう．また．一般に可視レーザーの方が高いパルスエネルギーを得やすいことも利点である．同様の反応機構を $Yb^{3+}\rightarrow Yb^{2+}$系で議論している[5].

3-3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元

フェムト秒パルスを Eu^{3+}の EtOH 溶液に集光照射（800 nm の 0.12 μJ／パルス，30 fs, 5 kHz）するとフィラメンテーションを起こす(図 5)．このことは赤外パルスが白色光変換に観測されることから確認できる．(レーザー光集光した場合，フィラメンテーションが起き，入射光の一部は白色光に変換される．レーザー光強度を更に上げ集光すると媒体のレーザー破壊に至る[6]．)

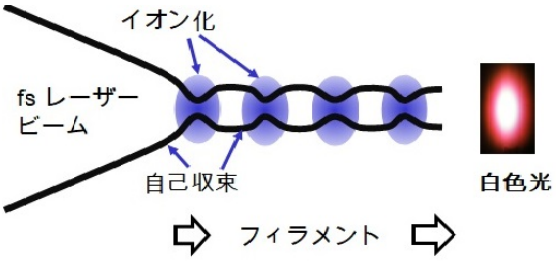
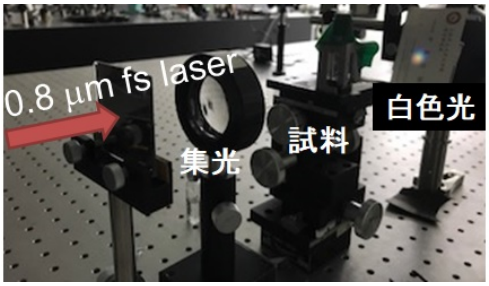


図 5．フィラメンテーション模式図．自己収束が起き，媒体はイオン化，白色光の発生を伴う．フィラメントの長さは 20 cm のレンズで集光した場合，約 1 mm とされる．



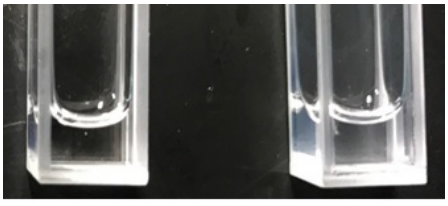


図 6．フェムト秒パルス励起でフィラメンテーションを発生させ，$Eu^{3+}\rightarrow Eu^{2}$ 反応を起こさせた．その時のレーザー集光光学系および発生した白色光．

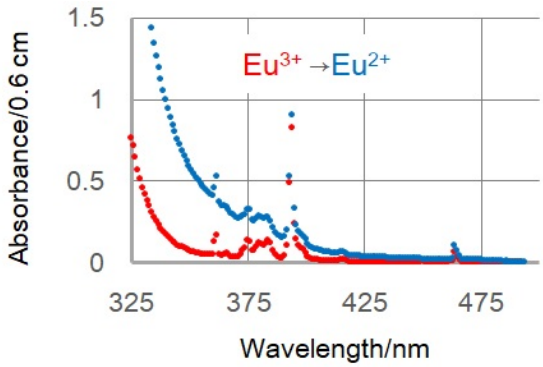


図 7. 照射前の透明な状態(写真左)に比べ照射後（写真右）では白濁が見られた．右図の吸収スペクトルは試料照射前(赤)照射後(青)であり，スペクトルは Eu^{2+}の生成を示した．白濁したので，長波長部（490 nm）における数値(0.13)をそれによる散乱として差し引いた．

集光されたフェムト秒パルスにより溶媒がイオン化し，$Eu^{3+} + e^-_{sol} \rightarrow Eu^{2+} \rightarrow$($Eu^{2+}$ 塩沈殿）の反応が起きたと解釈した（3-4.金属微粒子生成を参照）．この場合トータルで 2.6J 照射しており，変換効率（＝Eu^{2+}のイオン数／入射光子数）では 8×10^{-3} が得られた．レーザー溶媒破壊，プラズマ化学と似ている点もあろうかと思われるが，フィラメンテーションの場合，反応に関与する活性種がより少ないことが考えられる．また，溶媒和電子による還元なので，各種イオンが混在している場合，還元されやすいイオンから順に反応が進むであろう．

3-4. 金属微粒子の生成

価数変化の系で安定金属イオンが Pd，Au，Ag，Cd イオンのように 1 ないし 2 価の場合，微粒子を生成する場合がある．1 価イオンが還元されると 0 価となり，それらが凝集することは自然なことであろう．Pd イオンは 2 価であるがナノ秒レーザー励起で微粒子を生成し，佐伯らは Pd を Mo との混合溶媒から分離することに成功している[7]．ここではフェムト秒フィラメンテーション条件で見出された Au 微粒子について簡単に紹介する[6,8,9]．反応機構は図 8 に示すように考えている．この機構は Eu^{3+}がフェムト秒レーザー励起で還元される反応と同じであろう（3-3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元　参照）．レーザーはパルス幅 100 fs，1 kHz，800 nm,3 μJ/パルスであった．

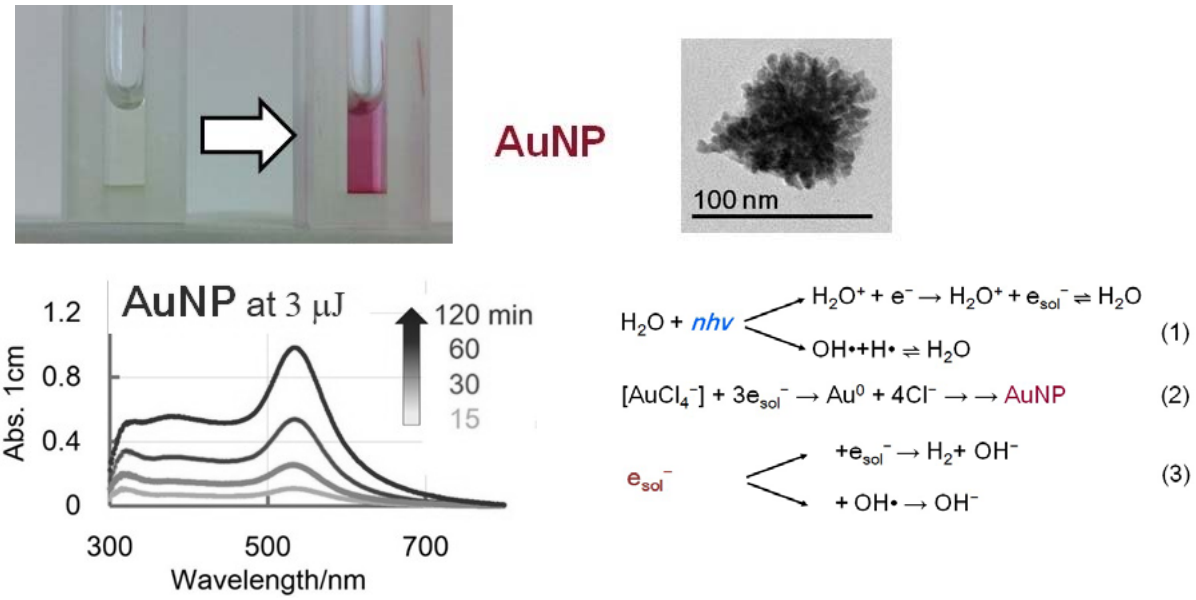


図 8. フェムト秒を集光照射すると金錯体の水溶液から微粒子の生成が見られた．サイズは 100 μm 程度であった．微粒子特有の吸収が 530 nm 付近に出現し，溶液の色はワインレッドを呈した．

4. まとめ

レーザーにより，Eu，Ce，Ce，Sm，Ce，Fe，Pd，Au，Ag，Cd，Rh 元素イオンの価数を変化させること，または，微粒子生成が可能であった．価数の変化は 2.3 の異なる励起方法行ってみた．　今後、各種溶媒での実験，多光子反応での変換効率の吟味を深めれば，応用への議論に進むことができるであろう．

5. 共同研究者

多くの方々との共同研究を行なってきた．また，装置利用の便宜を図っていただいた．ここ 1，2 年でお世話になった方々を記して謝意を表す．八ッ橋 知幸(大阪市大)，迫田 賢治(大阪市大)，横山 啓一(原

研)，岩倉 いずみ(神奈川大学)，佐伯 盛久(原研)，大場 弘則(原研)，山中 孝弥(分子研)，上田 正(分子研)．

参考文献

1) “Laser Purification of the Rare Earths”, T. Donohue, *Opt. Eng*. *18*(1979)181.その後の Donohue の文献.
2) ”希土類イオンのレーザー化学”, 中島信昭, レーザー研究, *24*(1996)787-795.
3) "Two-Photon Reduction of Eu^{3+} to Eu^{2+} via the f'←f Transitions in Methanol", M. Kusaba, N. Nakashima, Y. Izawa, C. Yamanaka, W. Kawamura, *Chem. Phys. Lett*. *221*(1994)407-411.
4) “Laser chemistry for Eu recovery”, N. Nakashima, T. Yatsuhashi, K. Sakota, I. Iwakura, K. Yokoyama, 日本化学会 第 98 春季年会(2018), 1PB-03.
5) “Reduction of Yb(III) to Yb(II) by Two-Color Two-Photon Excitation”, N. Nakashima, K. Yamanaka, T. Yatsuhashi, *J. Phys. Chem. A*, *117*(2013)8352-8359.
6) “Metal ion reductions by femtosecond laser pulses with micro-Joule energy and their efficiencies”, N. Nakashima, K. Yamanaka, M. Saeki, H. Ohba, S. Taniguchi, T. Yatsuhashia, *Journal of Photochemistry and Photobiology A: Chemistry*, *319*(2016)70-77.
7) “Wet separation between palladium(II) and molybdenum(IV) ions by using laser-induced particle formation: Enhancement of recovery efficiency of palladium by laser condition”, M. Saeki, T. Taguchi, N. Nakashima, H. Ohba, *J. Photochemistry and Photobiology A: Chemistry*, *299*(2015)189–193.
8)”フェムト秒フィラメンテーションに伴う化学反応”, CSJ カレントレビュー 第 18 号, 強光子場化学の展開，分担執筆，八ッ橋知幸，中島信昭，日本化学会編，化学同人, **2015**, *18* .
9) “フェムト秒レーザーによる液相化学反応およびナノ材料創成”, 岡本拓也, 中島信昭, 八ッ橋知幸, *Rev. Laser Engineering, 45*(2017)278-282.

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

（3）レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発

(3) Development of the high-speed remote inspection laser system for the defects in the concrete

*長谷川 登[1]，錦野 将元[1]，三上 勝大[1]，北村 俊幸[1]，岡田 大[1]，近藤 修司[1]，倉橋 慎理[2]，島田 義則[2]，河内哲哉[1]

[1]量子科学技術研究開発機構 関西光科学研究所，[2]レーザー技術総合研究所

1. はじめに

日本にはトンネルや橋梁を始めとするコンクリートを使用した社会インフラが数多く存在するが、現在では高経年化に起因する劣化が懸念されている。国土交通省では平成 25 年を「社会資本メンテナンス元年」として、インフラの老朽化対策についての様々な取り組みが推進されている。更に平成 26 年度からは、内閣府主導の戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)において、インフラメンテナンスに関わる新技術の開発が行われている。

現在のコンクリート内部の検査方法の主流である打音法では、検査員がハンマーでコンクリートを叩いた際に発生する音の違いを耳で聞き分けることにより健全性を診断している。信頼性が高く多くの実績があるが、接触式（高所作業）であるため検査には時間がかかる事に加え、検査員に危険も伴う。日本のトンネルの総延長は鉄道・道路を合わせて約 8,000 km にも及び、それらを全て定期的に点検するには膨大な時間とコストが掛かるため、高速、非接触、遠隔操作が可能な新しい定量検査技術の開発が求められている。我々は SIP からの支援を受けて、レーザー照射による打撃とレーザー振動計測による振動の検出を同時に行うことにより従来の人の手による打音法と同様の検査を遠隔で行うことが可能と期待される「レーザー欠陥検出法」[1,2]の高速化に取り組んでいる[3-6]。

2. レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検査技術

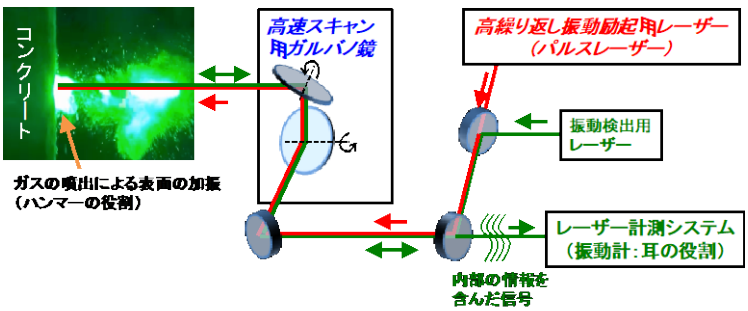


図1） 高速レーザー打音計測法の原理

2.1. 遠隔計測の原理と高速化について

レーザー欠陥検出法では、2 種類のレーザーを利用することで、打音法における「打撃」と「音の検知」を遠隔・非接触で行うことを可能とする。図 1 に概略を示す。ハンマーの役割をする振動励起レーザーは高強度のパルスレーザーであり、コンクリートに照射することで表面をわずかに蒸散させ、その反作用により表面に振動を励起する。耳の役割をするレーザー振動計測システムは、コンクリート表面からの反射光を干渉計測することで、励起された振動を遠隔で計測する。通常の打音法と同様に、コンクリート表面の振動は内部の状態により変化するため、振動を解析することで内部の状態を観測することが可能である。従って本方式は、従来の打音計測と同様の原理で欠陥を検知するものであり、「レーザー打音法」とも呼べるものである。レーザー打音法の計測速度は、主に振動励起レーザーの動作速度と検査位置にレーザーを導くスキャン機構の速度によって制限される。我々は、高繰り返し動作の可能な振動励起レーザー及び高速掃引が可能なレーザー計測システムを新たに開発することで、内部に模擬欠陥を有するコンクリート供試体を最大 50 回/秒の計測速度で検査することに成功している。

2.2. 高速レーザー打音装置によるコンクリート供試体の計測

図 2 に、新たに開発した高速レーザー打音装置の外観を示す。上部に振動励起レーザー、下部にレーザー計測装置とスキャン装置が配置されている。微小なコンクリート振動を検知するために、それぞれの装置は防振定盤上に設置されており、装置全体は防音パネルによって覆われている。振動励起レーザーは、フラッシュランプ励起の Nd:YAG レーザーに像転送光学系を導入すると共に冷却効率を向上させることで、7 m（トンネルの天井までの距離に相当）先での良好な集光性能と最大 4 J（コンクリート位置）、50 Hz の高速動作を両立することに成功している。レーザーを検査位置に導くための高速掃引システムには軽量・高剛性な SiC 基盤を用いたガルバノミラーを採用することで、高速動作と高い開口率による検査精度の向上を実現した。図 3 に、表面から深さ 10 mm の位置に模擬欠陥を埋め込んだコンクリート供試体の検査結果を示す。白線は模擬欠陥の境界線を、黒点はレーザーによる検査箇所、緑の領域が健全部、赤い領域が欠陥と判定された部位をそれぞれ示している。内部に欠陥がある場合には、特定の振動（卓越振動）周波数が強く観測されており、これを検知することで欠陥の判定を行っている。今回、50 Hz での検査を行うことで、54 箇所の検査を約 1 秒で行うことに成功した。

試作したレーザー打音装置は、トラックへの搭載及びディーゼル発動機による運用も可能である。当日は、静岡県富士市の施工技術総合研究所の模擬トンネル内で行った屋外実証試験の結果も含めて紹介する。

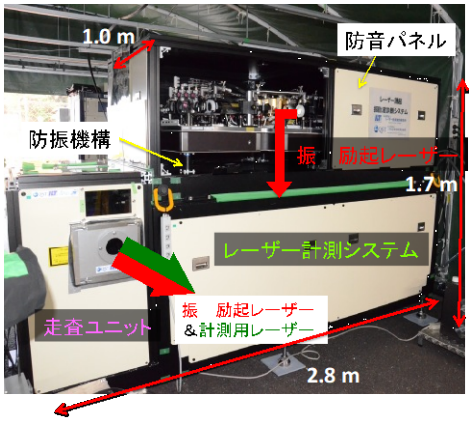


図 2）高速レーザー打音装置試作機 [5,6)]

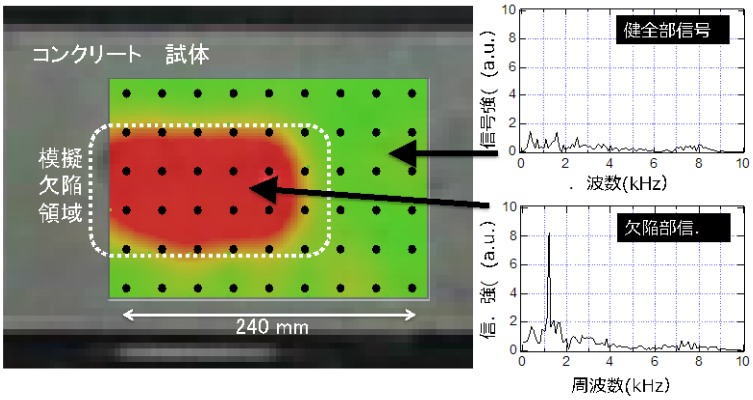


図 3）コンクリート供試体の判定結果 [6)]

3. 今後の計画について

SIP の最終年度である平成３０年度には、実際に運用されているトンネル内での試験を計画している。

謝辞

本研究の一部は、総合科学技術・イノベーション会議の SIP（戦略的イノベーション創造プログラム）「【インフラ維持管理・更新・マネジメント技術】」（管理法人：JST）によって実施した。

参考文献

[1] 島田義則：検査技術, Vol.11, No.9, pp.8-14, 2006.

[2] 御崎哲一 著「レーザーを用いたトンネル覆工コンクリートの欠陥検出方法に関する研究」, 2015.

[3] S. Kurahashi, *et. al* : Journal of Applied Remote Sensing, Vol. 12(1), 015009, 2018.

[4] 長谷川登、他：検査技術, Vol. 22 No. 3, 57-61, 2017.

[5] 岡田大、他：レーザー研究, Vol. 45, 427-432, 2017.

[6] 錦野将元、他：建設機械, 627, Vol. 53, No. 5, 20-24, 2017.

*Noboru Hasegawa[1], Masaharu Nishikino[1], Katsuhiro Mikami[1], Toshiyuki Kitamura[1], Hajime Okada[1], Shuji Kondo[1], Shinri Kurahashi[2], Yoshinori Shimada[2] and Tetsuya Kawachi[1]

[1]Kansai Photon Science Institute National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Institute for Laser Technology

2018年春の年会

総合講演・報告４
レーザーの特長を利用した研究開発
Research developments using the excellent properties of lasers

（4）レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析

(4) Laser remote analysis for decommissioning of damaged reactor core

*若井田 育夫[1]，赤岡 克昭[1]，大場 正規[1]，宮部 昌文[1]，大場 弘則[1,2]，田村 浩司[1,2]，
佐伯 盛久[1,2]，松本 歩[3]，作花 哲夫[4]，池田 裕二[5]，平等 拓範[6]
[1]原子力機構，[2]量研機構，[3]兵庫県大，[4]京大工，[5]イマジニアリング（株），[6]自然機構分子研

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては、過酷事故炉内から溶融燃料デブリ等を取り出すという世界的に類例のない作業を安全かつ円滑、迅速に実行することが求められている。このためには、まず、圧力容器や格納容器内に存在する燃料デブリがどのような状態なのか、どんな組成構成となっているかを事前に知り、これを取り出し計画に反映させることが重要となる。また、中、長期的展望に立てば、取り出し作業時におけるデブリや構造材などの現場サーベランスとそれに基づく分別採取、作業自身のモニタリング、そして最終的には、炉内残存物のサーベランス等が不可欠であり、その場分析技術は廃炉工程において重要な役割を持つものと考えられる。これまでに、デブリ分析については、宇宙線による核燃料物質等の位置確認が試行されており、燃料集合体の溶融落下が示唆されている。また、最近では、小型ロボット、カメラ等が炉内に入れられ、２号機や３号機においては、映像の観察から、デブリの生成や格納容器下部への溶融落下が示唆されている。これらの情報を基に、各種シミュレーションや事故進展挙動解析等の高度な解析法により、デブリの状態、分布等を判断評価する試みが進められており、これを基にデブリ取り出し工法の選定がなされている。

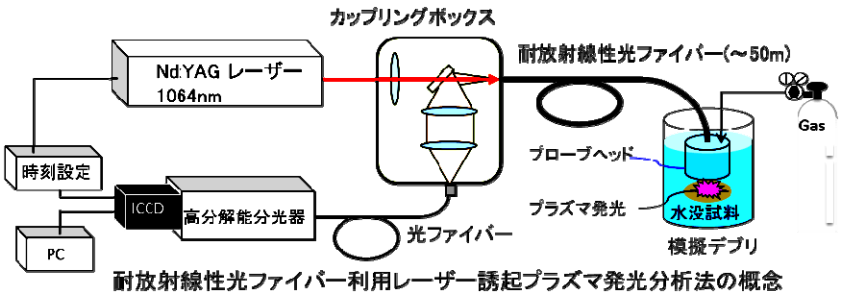
一方、映像で捕捉されたデブリ状物質の性状、分布は、実際には計測されておらず、現実的な廃炉計画の策定、内部状況評価、デブリ取り出し作業においては、実際の計測によりデブリの状況を分析・把握することも不可欠となってくる。しかし、その方法については、従来技術によるコアサンプルの詳細な分析や放射線計測以外は、具体的準備がなされていないのが現状である。コアサンプルについては、サンプルの精緻な分析は可能である一方、サンプル数が限られればその代表性が問題となる。また、放射線計測も、ガンマ線などの強度を考えれば、係数計測によるエネルギー分析が困難であり、デブリやその構成物質の同定は、容易ではないことが予想されている。

これに対して、損傷炉内外の環境は、高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境条件となっており、撮像素子をはじめとして集積回路を多用した精密電子機器は強い放射線により素子自体の変質、配線の破断等の影響から動作が困難である。そこで、日本原子力研究開発機構では、これまで、次世代核燃料サイクル用燃料である、低除染 TRU 含有 MOX 燃料の遠隔・迅速分析技術として開発してきた、レーザー誘起プラズマ発光分光法（Laser Induced Breakdown Spectroscopy : LIBS）を中心とした分析技術に着目し、廃炉措置における遠隔その場分析技術として応用する研究開発を開始した。この計測は、電気信号に代わってレーザーをプローブとした光分析手法であり、放射線の影響を受けにくい遠隔観察プローブとしての成立性が高い。

本報告では、LIBS を中心としたレーザーモニタリング分析手法開発の一連の取り組みと、最近の成果について報告する。

---

*Ikuo Wakaida[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Oba[1], Masabumi Miyabe[1], Hironori Ohba[1,2], Koji Tamura[1,2], Morihisa Saeki1[1,2], Ayumu Matsumoto[3], Tetsuo Sakka[4], Yuji Ikeda[5], Takunori Taira[6]
[1]JAEA-CLADS, [2]QST, [3]Univ. Hyogo, [4]Kyoto Univ., [5]Imagineering Inc., [6]NINS-IMR.



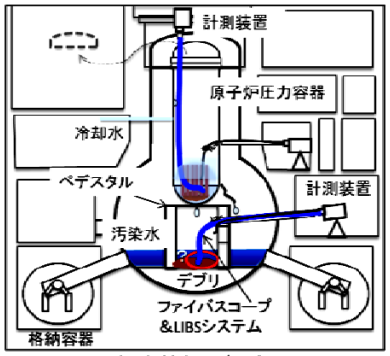


図１　基本コンセプト(上)と適用概念図(右)

2. レーザー利用遠隔分光分析手法の開発

2-1. 光ファイバーを活用した LIBS 計測プローブの基本特性

放射線線量率が高く過酷な炉内環境において、燃料デブリ等の組成その場分析を可能とする技術の一つとして耐放射線性光ファイバーを活用し、レーザー光及びプラズマ発光を同一のファイバーで搬送する簡便な LIBS 分析機構を構築した（図１）。耐放射線性光ファイバーの光透過特性については、図２に示すように線量率 10kGy/h、積算線量 数 MG y の環境で、レーザー波長（Nd:YAG 基本波）及びスペクトル観測可能領域として近赤外領域が利用可能であることが確認されている。また、水中では、集光レンズと被分析物質との間にガスバブルを形成し、バブル中でレーザーを照射することでプラズマ発光実現した。これによって水没試料に対してもガス中計測同様に LIBS 計測が可能であることを U、Zr 酸化物試料で確認した。水没試料によるスペクトル測定例を図３に示す。さらに、強い放射線環境下での計測の実現性を確認するために 10kGy/h を上回る強いガンマ線環境下においてプラズマ発光試験を実施した。スペクトル測定例を図４に示す。イオンの発光線について、若干変化が見られるものの、計測結果を左右する大きな差異は見いだせないことから、強い放射線環境下においても、放射線がない場合と同様に計測可能であることを明らかにした。

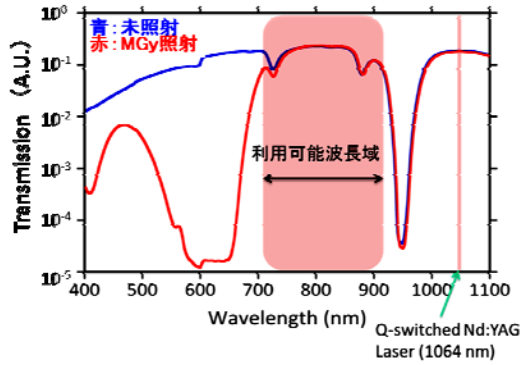


図２　耐放射線性光ファイバーの透過率例

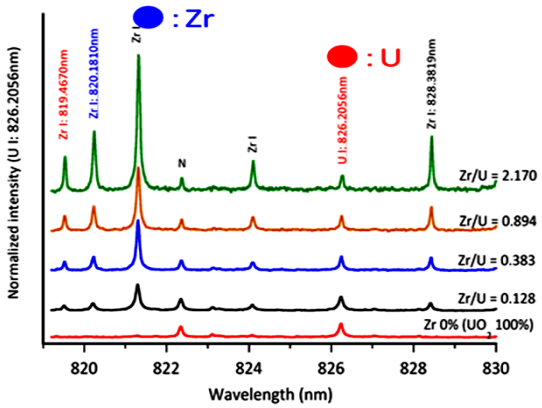


図３ 水没模擬デブリのスペクトル例

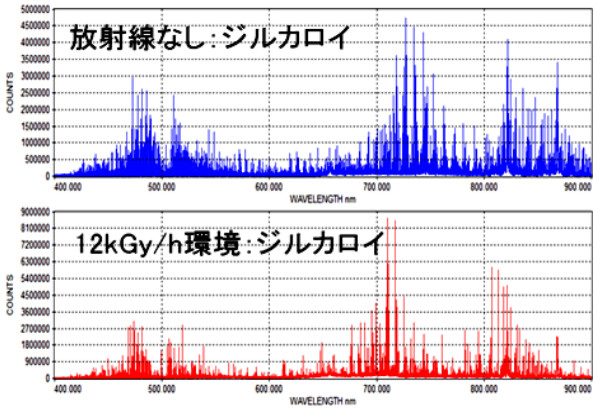


図４　強い放射線環境でのスペクトル例

2-2. ロングパルスレーザーを活用した LIBS 特性

より強いレーザー生成プラズマ発光強度が必要な場合や観察対象・環境によっては、より強いレーザー照射エネルギーを要する場合がある。この場合、発振時間幅が従来の 6 ns 程度のレーザー光源では、レーザーエネルギーの上昇により、光ファイバー端面が損傷してしまう。そこでパルス幅が 100 ns のロングパルスを有した Nd:YAG レーザー光源をファイバーLIBS 装置の光源として組み込み、光ファイバーのレーザー光伝送特性を従来型の Nd:YAG レーザーと比較した（図５）。その結果、これまで使用してきた従来型の Nd:YAG レーザーでは、最大で 30mJ/pulse（ファイバー端面破壊エネルギー：45mJ/pulse）が伝送エネルギ

ーの上限であったのに対し、ロングパルスレーザーでは、著しく伝送強度が増加し、150mJ/pulse を超えても伝送が可能であることが確認された。さらに、ロングパルスレーザーを大気雰囲気中において Zr 試料に照射し、得られた発光スペクトルを従来レーザーで得られたものと比較した（図６）。この結果イオンの発光線に比べ、近赤外領域の原子や分子（ZrO）の発光線の発光強度が倍増されること、レーザーエネルギーの増大に伴い得られる発光強度も増大すること等、ロングパルスレーザー特有の発光挙動が存在することが分かった。これは、耐放射線性光ファイバーの波長透過領域（近赤外領域）と一致することも考慮すれば、線量率の高い炉内観測に対しては、特に有利な特長となる可能性が高い。今後、小型で安定性の高いレーザー発振器の開発が求められる。

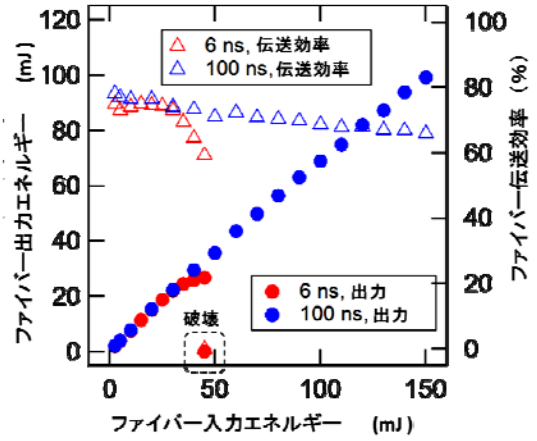


図５ 光ファイバーの伝送エネルギー

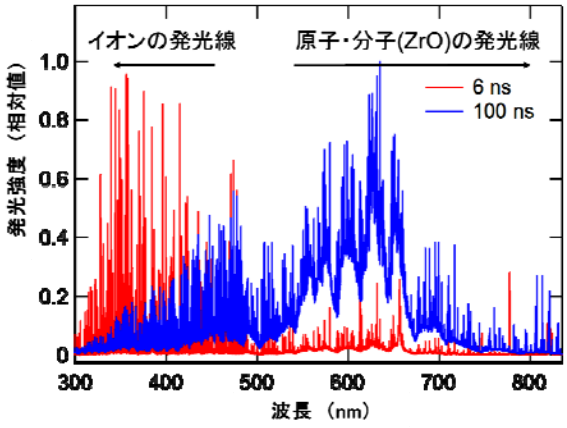


図６ 発光スペクトルの比較（Zr）

2-3. マイクロ波支援 LIBS による信号増倍の可能性

核燃料物質を明確に分離検出するためには、波長分解能が 1/50,000 以上の高分解能分光器が必要となり、検出効率の低下が問題となる。また、さらに同位体の信号を分解しようとすれば、1/150,000 程度の分解能が必要となる。そこで、近年、エンジン点火用に開発が進む車載型コンパクト高出力の半導体マイクロ波技術を導入し、レーザー入射に加えて高出力のマイクロ波エネルギーによりプラズマ発光を維持し、発光信号の増強を図る、マイクロ波支援 LIBS 法に着目した。マイクロ波支援 LIBS 法による信号増倍の様子を図７に示す。図では、レーザーのみの信号は小さく、ゼロレベルで表示されている。マイクロ波の入射により数十倍の発光強度倍増が容易に得られることが分かる。これによりマイクロ波の遠隔伝送が可能な範囲で本手法の有効性が示された。本手法は、炉内ではなく、廃炉現場での不明物サーベランスやホットセル内での簡易同位体分析に適用できる可能性がある。

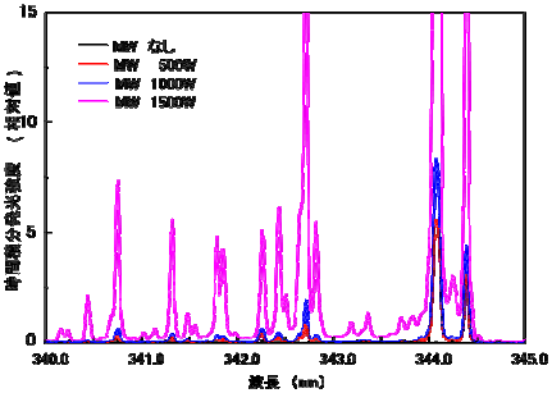


図 7 マイクロ波支援 LIBS スペクトル測定例

2-4. マイクロチップレーザー利用 LIBS プローブ

これまで研究開発を進めてきた LIBS プローブは、レーザー発振器、分光機器を手元に置き、ブレークダウンレーザー光を光フィバで伝送する手法で開発を進め、光ファイバーの長さとして 50m まで利用可能であることを検証してきた。しかし、廃炉現場からは、原子炉上部から挿入する場合などを仮定すると、生体遮へい壁も含めれば、それ以上長い光ファイバーの要求も出てきている。そこで、これまでと大きく発想を転換し、プラズマ生成レーザー光を光ファイバーで伝送させるのではなく、レーザー光源そのものを小型化し、プローブの先端に取り付けることに着目した。これに最適なレーザー光源として、近年開発が目覚ましく、理化学分野だけでなく、レーザー点火エンジンをはじめとした産業利用等への適用研究が進んでいる、マイクロチップレーザーを活用することとした（図８）。



図８ マイクロチップレーザー

マイクロチップレーザーは、マイクロチップ化したレーザー素子に光ファイバーを介して外部からアルス幅の長い励起レーザー光を連続的に注入し、マイクロチップ素子を励起してエネルギーを蓄積したのち、外部からのトリガ信号なしに受動 Q スイッチ素子で高出力のパルスレーザー発振を可能としたものである。レーザー発振に電気信号を用いないことから、単純で小型化が可能である。また、利用する光ファイバーは径が細いものでもダメージを受けることはなく、また、伝送する長さを長くした場合でも、注入するレーザー光エネルギーの若干の損失にはなるものの、従来のブレークダウンレーザー光そのものの伝送に比べれば、レーザー特性に大きな影響を与える可能性は低いものと考えられる。また、発散成分のないレーザー光そのものを集光できる点、二倍高調波の活用も可能である点等、本質的に光ファイバー伝送レーザー光を用いない場合の LIBS 法での光源と同様な特性を持つ。さらに、集光光学系も含め、本体の大きさは、直径 20 ㎜、長さ 100 ㎜程度とすることが可能である。

以上の特長を考慮し、マイクロチップレーザーを利用した光ファイバーLIBS 計測系を従来の光ファイバーLIBS と比較した概念図を図 9 に示す。

これまでに、約 1MGy のガンマ線を照射したマイクロチップレーザーの構成部品によりレーザー発振特性を取得しており、発振特性に大きな影響が及んでいないことが確認されている。また、強い放射線環境下でのレーザー発振試験も実施しており、放射線の無い環境とほぼ同様にレーザー発振が可能であることも確認されている。今後、プラズマ発光集光系も備えることで、一体型の LIBS 装置としての性能試験や、放射線環境下での二倍高調波発振特性なども取得し、遠隔その場分析プローブとして適用性を検証していく予定である。

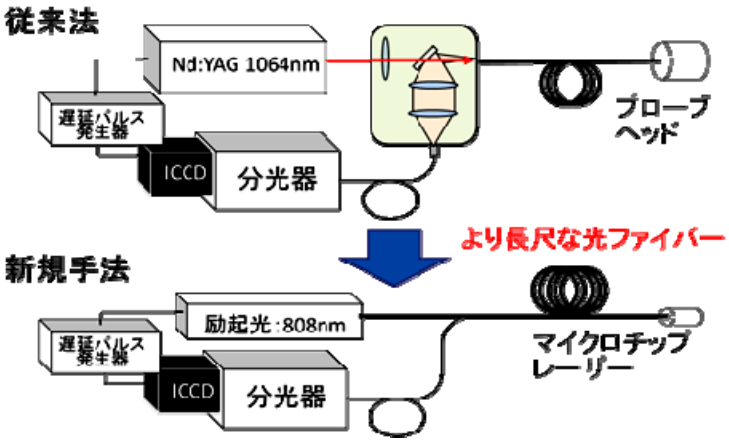


図９ マイクロチップレーザーLIBS の概要

３．おわりに

燃料溶融により炉心が損傷した複数の事故炉の完全廃炉は、世界的にも類例がない。廃炉計画、廃炉手法の検討、廃炉の作業及び作業後の確認など、分析技術は共通基盤技術として必要不可欠なものである。特に、強い放射線環境で、遠隔分析を可能とするには、光を媒体とした非接触型の分析手法、特にレーザーを活用したアクティブな分光分析技術は、その適用の可能性が高い技術といえる。

ここに紹介した手法は、まず、組成や組成分布のサーベランスとして有用な方法の一つであるが、今後、、精密な同位体分析も重要となる。これについては、LIBS の高分解能だけでなく、ホットセル内において、アブレーション共鳴吸収分光法などを活用した迅速精密分析法の導入を考えていく必要もある。

今後も、レーザーを活用した分光分析手法を廃炉現場で活用できるよう、基礎基盤研究を継続すると同時に、廃炉現場のニーズを把握した実用化技術開発が重要となると考えられる。

本報告には、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務「低除染 TRU 燃料の非破壊・遠隔分析技術開発」及び「次世代燃料の遠隔分析技術開発と MOX 燃料による実証的研究」並びに英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果が含まれます。

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

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

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room J (U3-211 -U3 Building)

[3J_PL01] General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

*Noriko Asanuma[1] (1. Tokai Univ.)

[3J_PL02] Investigation and evaluation of unresolved issues on Fukushima Daiichi accident

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

[3J_PL03] Current status and remaining issues for seismic safety of Fukushima Daiichi NPP

*Tatsuya Itoi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3J_PL04] The report from a robot subcommittee

*Takashi Yoshimi[1] (1. Shibaura Tech)

[3J_PL05] Study for decommissioning and waste management scenario

*Daisuke Kawasaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[3J_PL06] Whole discussion and exchange of opinions

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

（1）福島の廃炉の概況と課題

(1) General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

*浅沼 徳子[1], 宮野 廣[2]

[1] 東海大学, [2] 法政大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（委員長：宮野 廣 法政大学大学院客員教授）（以降、廃炉委）では、2014 年の発足以来、学会員の関心を高め廃炉の技術課題の解決のための活動や研究に積極的に貢献いただくこと、社会に発信し廃炉の様々な作業に理解をいただくための支援を行うこと、それに廃炉委の学としての直接的な貢献を行うことなど様々な活動を行っている。毎年、春にはシンポジウムを開催し、学会として取り組む福島第一の廃炉の課題を紹介し、意見交換を行っている。学会の秋の大会では、広く活動を紹介するとともに資源エネルギー庁、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）とともに抱える技術課題についての意見交換の活動を行ってきた。春の年会では、廃炉委の 1 年の活動を振り返り成果の共有と、今後取り組まなければならない技術課題の共有を図る。

2. 廃炉委の活動成果の概要

2-1. 廃炉作業の概要－国の方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府・東京電力の「中長期ロードマップ」に基づき進められている。継続的な見直しが行われる中、2017 年 9 月に「中長期ロードマップ」第 4 回改定版が国の廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議においてまとめられ、また 8 月には実施のための「廃炉のための技術戦略プラン 2017」が NDF においてまとめられた。

基本原則は、「放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動」と位置付けて適切な対策を行うことであり、次の 4 原則が上げられている。①周辺環境と作業員に対する安全確保を優先、②透明性を確保し情報発信とコミュニケーション、③現場の進捗と研究開発を踏まえ中長期ロードマップの見直し、④ロードマップに示す目標達成に向け、積極的に安全かつ確実に廃炉の中長期取り組みを進める。

また､以下のマイルストーンを定めている｡1) 汚染水対策は 2020 年までに予定の計画を完了する｡2) 2023 年度を目処に 1-3 号機の使用済燃料の取り出しを開始する｡3) 2021 年内に燃料デブリの取り出しを開始し、廃棄物対策の見通しを得る。燃料デブリの取り出し開始後、準備段階を終えて第３期の「解体」の工程に入る。

2-2. 廃炉委の活動成果の概要

福島第一原子力発電所の廃炉の成功に向けて、様々な技術が求められている。

（１）リスク評価分科会

様々なリスクにどのように対応すれば、全体のリスク評価が可能かと言う視点に立ち、使用済燃料プールの使用済燃料の取り出しに関して、リスク評価の手法を検討した。検討の概要と開発した手法に関しては２０１７年度の報告としてまとめ公表する。

（２）事故課題フォロー分科会

福島第一原子力発電所の事故では様々な課題が抽出され、得られた教訓に対応するものとして各組織が行うべき対応については既に報告書としてまとめ公表している。更に技術課題として、事故の進展に伴う未解明事項について、検討を加え報告書としてまとめ、公表した（廃炉委ホームページ参照)。

（３）その他の活動

水素爆発等の大きな負荷を受けた、原子炉建屋構造について、将来の経年劣化も含めた評価を学会として実施し、廃炉期間での構造健全性の確保の見通しを得た。報告書として取りまとめ中であり、近日公開する。

廃炉を進める工法では、遠隔自動化が重要なポイントとなっている。高放射線下、可視化困難な環境での高信頼性が求められる自動化技術、ロボットの開発は、廃炉事業の成功を差配する重要な課題である。広く、ロボット技術を有する技術者を結集してあたることが求められる。ロボット学会と共同で PCV 内調査、デブリ取出しのロボットコンペを開催し、他分野のロボット技術者から優秀な応募をいただいた。今後も同様の活動を通じて、技術の底上げを図りたい。

廃炉委では、特に廃炉作業後の最終状態を描いた上で廃炉作業に取り掛かるべきである、と提言してきた。廃棄物の量と処分を描いた上で、「解体」作業に取り掛からなければ、放射性廃棄物を削減し管理を容易にすると言う目的が効果的に達成できないと考えるものである。今回は途中の要点のみの報告ではあるが、この課題は継続的に多くの学会員と共に考えて行きたい課題である。

（４）今後の取り組み

様々な技術開発は、既に事業者、設備製造者、保全業者などで取り組まれている。高放射線下での作業を支援する技術開発は、高いハードルであり、学会学術界の支援は必須である。

また、学会でしかできない課題もある。新たに、事故炉の廃炉における安全目標はどこに置くべきか、という課題と、廃炉の各作業工程におけるリスクはどう変化するのか、作業の違い、工法の違いとの関係について、重要なポイントを捉えてリスク評価を行う取り組みにもチャレンジしたい。更に引き続き、廃棄物の処分をどのように捉えるべきか、についてはエンドステートの議論と合わせて検討を進めたい。

3. おわりに

学会の活動は，ボランタリーな活動であるが重要な活動と理解する。学会員の積極的な参加をお願いしたい。成果は全て共有するものであり、学会廃炉委のホームページで入手できるようにしている。

---

*Noriko Asanuma[1] and Hiroshi Miyano[2]

[1]Tokai University, [2]Hosei University

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(2)福島第一原子力発電所事故における未解明事項の調査と評価

(2) Investigation and evaluation of unresolved issues on Fukushima Daiichi accident

*山本　章夫[1]

[1]名古屋大学

１．はじめに

日本原子力学会は、2011 年(平成 23 年)3 月 11 日の東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所事故に対して「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」を設置し、原子力分野の専門家による審議を重ね、その審議結果を 2014 年 3 月に「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(以下、「学会事故調報告書」という。)として出版した[1]。学会事故調報告書の第 6 章付録においては、「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」が取りまとめられている。

2017 年 9 月で福島第一原子力発電所事故が発生してから約 7 年が経過し、学会事故調報告書で取りまとめられた「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に関して多くの知見が得られてきた。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会傘下の事故・課題提言フォローー分科会に「事故進展に関する未解明事項フォローWG」を発足し、2014 年 3 月に出版された学会事故調報告書の「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加えて、事故進展に関しさらに検討すべき事項を改めて公開文献により幅広く調査した上で、これらの検討すべき事項(以下、「未解明事項」と言う。)に関して、これまでに得られた新たな知見及びこれらに基づく検討状況を報告書として取りまとめた[2]。これにより、現時点における未解明事項の検討状況及び残された未解明事項を明らかにすることを目的としている。

なお、事故進展に関する未解明事項の解明には、長い時間を要するものも含まれていることから、未解明事項の調査・評価の進展に応じて、その結果を取りまとめていくことが望まれる。

２．調査対象とした報告書類

事故進展に関する新たな知見の抽出及び未解明事項の検討状況の参考としては、公開のものを対象に、52 編の国内の報告書類（学会事故調報告書第 6 章付録に記載している 14 編の参考文献を含む）及び 17 編の国外の報告書を対象として調査を実施した。

３．調査及び評価結果の概要

文献調査の結果、抽出された 73 項目の課題について、これまでに得られた知見と評価結果を整理表（以下、報告書整理表という）の形に取りまとめた[2]。各課題の現状は、以下のように分類されている。

A：合理的な説明がなされていると判断されるもの

B：既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの

C：重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの

D：重要であり、今後も継続した検討が望まれるもの

---

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

73 項目の課題に対する評価結果の割合は、以下のようにまとめられる。

A：45%
B：8%
C：4%
D：43%

(複数の評価結果を含む項目については、それぞれの評価結果に対して等分の割合とした。)

現在までに得られた知見や検討・考察により、A の「合理的な説明がなされている」と判断される課題が相当数に上る。1 号機 DG の停止原因については、新たに過渡現象記録装置のデータや現地調査などにより、津波によるものと考えることが最も合理的であることが明らかになっている(報告書整理表番号 1)。また、地震動が安全上重要な機能に深刻な影響を与えておらず、冷却材圧力バウンダリに深刻な影響を及ぼしていないことが明らかになっている(報告書整理表番号 4)。事故時の放射性物質の放出に関しては、モニタリングポストなどで観測された放射線量のピークと、そのピークを発生させた原因の関係が概ね説明されている(報告書整理表番号 22)。1 号機については、原子炉建屋内の水素爆発シミュレーションが実施され、原子炉建屋の現状と整合的な結果が得られており、水素爆発時の様相についての理解が深まっている(報告書整理表番号 23)。事故当時、原子炉水位計が適切な表示を示していなかったが、この誤表示のメカニズムが明らかになっている(報告書整理表番号 27)。事故時、直流電源が失われた状態で 2 号機の RCIC が長時間駆動したメカニズムについては、主蒸気管から流出した気液二相流により、RCIC の蒸気タービンが長時間駆動されたためと推定されている(整理表番号 47)。事故進展解析の再現解析において、実測データの時間変化を再現できなかったいくつかの点について、そのメカニズムが推定され、解析による再現度が向上し、事故進展に関する理解が深まっている(報告書整理表番号 49, 50, 62, 65, 66 など)。

一方、D の継続して検討が必要な課題は、現時点においても、かなりの数に上る。特に、圧力容器内/格納容器内の詳細な事故進展に関しては、部分的な格納容器内の調査が実施されているものの、得られている情報は限定的であり、その全貌は明らかとなっていない(報告書整理表番号 7, 10, 12, 14, 15, 16, 17, 38, 51, 66 など)。また、2 号機の格納容器ベントの成否にかかわるラプチャーディスクの状態や、1 号機の IC の格納容器内側隔離弁の状態なども、機器設計や測定データ等からその作動状況については推定がなされているものの、現地調査が行われておらず、確定的な情報は得られていない(報告書整理表番号 33, 60 など)。現場から得られる機器の作動状況に関する情報は、シビアアクシデントの進展の観点から重要な情報であると考えられ、廃炉作業の進展に併せて、継続した調査が望まれる。

４．おわりに

現在までの検討により、事故進展の概要に関する主要な未解明事項は、おおむね明らかになりつつあるものと考えられる。一方、圧力容器内/格納容器内の溶融燃料の挙動など、事故進展の詳細に関する未解明事項については、まだ今後の検討を要するものが多い。今後、廃炉作業を進めることにより、格納容器内及び圧力容器内の状態が徐々に明らかになり、その過程で解明されていくものと期待される。

圧力容器/格納容器内の情報は、事故進展の理解という観点から極めて重要であると考えられる。報告書整理表において、今後の廃炉作業時に確認が必要な項目については、評価結果の欄に「廃炉確認」とのキーワードを記載しており、廃炉作業の計画立案及び実施にあたって、留意すべき点であると考えている。ただし、評価結果が A で合理的な説明がなされていると評価されていても、廃炉時に確認することでさらにその説明が補強されると考えられる場合には、「廃炉確認」の記述を加えている。「廃炉確認」が必要とされている項目は、73 課題中 39 課題となっており、廃炉作業時に広範な知見が得られることが期待され、これらの知見を未解明事項の検討に活用することが重要となる。

参考文献

[1]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、「福島第一原子力発電所事故その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」2014 年 3 月.
[2]日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故：未解明事項の調査と評価」2018 年 1 月.

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(3) 建屋の耐震安全性評価の現状と課題

(3) Current status and remaining issues for seismic safety of Fukushima Daiichi NPP

*糸井 達哉[1]

[1]東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会傘下の建屋の構造性能検討分科会（主査：瀧口克己東京工業大学名誉教授）では，2～3 年ごとに中間報告書を作成し，活動内容を委員会，学会，社会に見ていただき意見を聞くのが適切であると考え，2017 年度版の報告書のとりまとめを行っている。本稿では報告書のうち，検討の背景と今後の課題を中心に報告する。

2. 検討の背景と検討内容

2-1. 福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク

福島第一原子力発電所の廃止措置は，政府・東京電力の「中長期ロードマップ」に基づき進められている。2011 年 5 月に「東京電力福島第一原子力発電所事故の収束・検証に関する当面の取組のロードマップ」として，2011 年 12 月 21 日に「中長期ロードマップ」としてとりまとめられて以来，計 4 回の改訂がなされている。

廃止措置では，リスクの特徴に応じ，最適なタイミングと方法の選択・実施，作業の柔軟な見直しを行い，全体としてのリスクの最小化を図った上で，可能な限り速やかな廃炉を実現していくことが必要であると考えられる。ロードマップに基づき策定された技術戦略プランでは，相対的にリスクが高く，かつ優先順位が高く，可及的速やかに対処すべきものとして，プール内燃料と建屋内滞留水に関するリスクが挙げられている。建屋内滞留水，プール内燃料とも建屋の耐震性が関係する項目である。それ以外にも、燃料デブリ、濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー（高性能容器内に沈殿する泥しょう）、屋外のガレキ等、建屋内汚染構造物などが、主要なリスク源として挙げられている。

2-2. 廃炉の各段階における要求性能の整理

上述のように，リスクの要因として，大規模地震時に荷重が集中する部位（原子炉圧力容器本体基礎，S/C 等）が破損するリスク，原子炉圧力容器(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)における冠水工法等の成立性についても挙げられている。また，建屋に求められる性能としても，建屋内汚染水の閉じ込め機能が要求されている。廃止措置のロードマップを踏まえ，福島第一原子力発電所の廃炉工程の各区分に対して，閉じ込めが必要な放射性物質，プラントの基本的な安全機能，プラントに対する要求性能，留意事項等をまとめたものを表 1 に示す。

2-3. 中間報告書の検討範囲の設定と検討結果

（1）検討対象とする期間

中間報告書では，廃炉までの期間のうち，まずは，使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象とした検討を実施することとした。

（2）検討対象施設

検討対象建屋は，1～3 号機の原子炉建屋とした。1～3 号機の原子炉建屋のうち，水素爆発等の影響による損傷が大きいことおよび 1～3 号機原子炉建屋の構造が同等であることを考慮し，3 号機原子炉建屋を代表として報告書の検討対象施設として選定した。

表１　廃炉の各段階において必要と考えられる要求性能

工程	事故前	事故収束前	第一期		第二期	第三期
			前半	後半		
		冷温停止の達成まで	使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前まで	使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置からプール燃料取出開始まで	使用済み燃料プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで	燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで
閉じ込めが必要な放射性物質[注1]	炉内の燃料 汚染水 使用済み燃料	燃料デブリ 汚染水（建屋内滞留水） 使用済み燃料				燃料デブリ 汚染水(建屋内滞留水)
プラントに求められる基本的な安全機能[注2]	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす[注3] 閉じ込める			
建屋に対する要求機能	遮へい性 気密性 水密性 構造安全性	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性			
留意事項		建屋の損傷 屋根崩落等の影響 事故時の熱履歴		加えて 上部カバー重量，反力の影響	加えて デブリ取出に伴う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じた状態変化 高経年化対策

注１：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。
注２：プラントに求められる基本的な安全機能は，閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。
注３：燃料デブリ取り出し開始まで

（３）検討対象事象

中間報告書では，表１ の福島第一原子力発電所の廃炉工程の各段階のうち，使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象に，3 号機原子炉建屋の耐震性評価において検討の対象とする検討対象事象について絞り込みをおこなうこととした。上述の通り，相対的にリスクが高くかつ優先順位が高く，可及的速やかに対処すべきものとして，汚染水およびプール内燃料をリスク要因として挙げた。また，直ちにリスクとして発現するとは考えにくいが，安全・確実・慎重に対処すべきものとして燃料デブリをその要因として挙げた。

これらに対応する原子炉建屋の耐震性評価の対象とする検討対象事象としては，使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの３項目があげられた。

以上を踏まえ，本検討では，原子炉建屋の耐震性評価の検討対象事象として，使用済燃料の冷却中断，燃料デブリの閉じ込め，地下滞留水の漏えいの３項目に着目した検討を実施することとし，これらの検討対象事象に対して，考慮する地震動，地震応答解析手法，解析結果の評価等の妥当性について，東京電力の公表資料，技術指針及び規定，既往の知見から総合的に評価した。

（４）評価結果

中間報告書では，検討対象とする 3 号機原子炉建屋について，使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの３点を取り上げた。その上で，検討対象期間において，検討対象事象（使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えい）に係わる原子炉建屋の耐震安全性の評価結果について，

これまでの検討結果を公開資料に基づき，耐震安全性を判断する上の終局限界状態の目安値の議論等を行った上で，その妥当性を議論した。

3. 今後の課題

中間報告書では，福島第一原子力発電所 3 号機を対象に，燃料プールからの燃料取り出し開始までの原子炉建屋の耐震性に関する検討を実施した。1 号機や 2 号機については，今回の中間報告書の対象としておらず，同様の検討が必要である。

また，3 号機については，本報告書作成時において，使用済燃料プール内の燃料取り出し用カバー等の設置工事が進められており，2018 年度中頃に燃料取り出しが開始される予定である。本報告書では，使用済燃料プールからの燃料取り出し中およびそれ以降の建屋を含めた鉄筋コンクリート構造物の構造安全性に関する検討は実施しておらず，今後の検討が必要である。

特に，燃料デブリ取り出しの段階以降においては，以下の 3 つの課題などが挙げられる。

- 溶融燃料により高温となった原子炉圧力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の耐震性
- 生体遮へい壁の耐震性能（選択される取り出し工法による追加開口等の影響）
- 海水注入による塩分あるいは飛来塩分の影響を受けた鉄筋コンクリートの経年変化が耐震性へ与える影響

これらの項目について，廃炉完了までの期間が非常に長いことを前提として，その耐震性能が検討される必要がある。同様な条件下における鉄筋コンクリート構造物の性能に関する知見は限られていることから，どのような形で耐震性能が確保されていることを説明することができるのかが課題である。必要に応じて，事故以降の環境を模擬した長期間にわたる実験の実施などが検討されるべきであると考えられる。

なお，運転中の原子力発電所については，決定論的に評価する地震動を超える揺れに対しても，耐震裕度を確保したり，アクシデントマネジメント策を用意したりすることにより，残存するリスクを可能な限り小さくことが要求される。将来的には，そのような観点からの検討が必要になると考えられる。

*Tatsuya Itoi[1]
[1]The University of Tokyo

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(4) ロボット分科会からの報告

(4) The report from subcommittee on robotics

吉見　卓[1]

[1]ロボット分科会主査，芝浦工業大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が求められ、ロボット技術の専門家集団である日本ロボット学会と、原子力技術の専門家集団である日本原子力学会の緊密な連携の下、2015 年 1 月に、日本ロボット学会「廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会」および日本原子力学会「廃炉検討委員会ロボット分科会」が設立された。これら二つの組織は、両学会の共同設置によるものであり、福島第一原子力発電所の廃炉にかかわる遠隔操作ロボットに関し、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方の検討・提言を行う、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリ取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジを目的とする、といった異なる名称・目的を掲げているものの、両学会のいずれかに所属する共通の委員（2017 年 12 月現在で、産 5 名、学 19 名、国研等 8 名、計 32 名の委員、1 名のオブザーバー）で構成されており、原子力ロボットの研究開発に関わる両分野の技術者、研究者の連携により、その目的達成に向けた活発な活動が進められている。ロボットの開発は、基本的には IRID（技術研究組合国際廃炉研究開発機構）を中心とする事業者とメーカーが行うため、学術界は、新しいアイデア、広い視野からの技術提供、人材の広がりを担うことが求められているとの考えから、本研究会/委員会では、特にこの部分にフォーカスをして、それを中心に据えた活動を行っている。

2. これまでの活動報告

2015 年 1 月の発足以来、これまでに 16 回の委員会・幹事会・WG 会合、4 回のオープンフォーラム、シンポジウム、を開催してきた。初年度の 2015 年度は、日本ロボット学会主催のシンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」(2015 年 9 月，RSJ2015 オープンフォーラム）を開催し、双方の学会員からの情報提供の発表、パネル討論を行った。また、ロボット分科会の中に組織した WG が、「ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等」をまとめ、「ロボット分科会への提言」として、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く募集するコンペの企画実施を提言した。これを受けて、2016 年度は、「ロボット技術提案公募 廃炉のためのロボット技術コンペ -あなたの技術・アイデアに基づく新しい廃炉のためのロボット技術提案-」を日本ロボット学会と日本原子力学会の共同企画で実施し、その成功に向けた、アイデア募集の詳細説明、応募者への情報提供等を目的としたシンポジウム（2016 年 9 月）を開催した。この技術コンペでは、原子炉圧力容器下部のテスト環境とデブリサンプリングおよび回収の模擬作業を設定し、全行程あるいは、そのうちの部分的な個別要素技術のアイデア提案を求めた。2016 年 9 月に提案公募を開始し、2017 年 1 月末で提案公募を締切ったところ、応募総数 16 件（大学教員等から 7 件、中小企業等から 3 件、学生から 6 件）となり、原子力学会、ロボット学会の研究会、委員会の委員にて構成した審査委員会にて提案

応募内容を審査した。その結果、6 件の優秀アイデア（最優秀賞：1 件、優秀賞：2 件、奨励賞：3 件）が選出され､2017 年 3 月 11 日開催の日本原子力学会福島第一原発廃炉についてのシンポジウムにて表彰および受賞講演を行った。今回の受賞者は下記のとおり。

最優秀賞：「ミミズ・アメンボ等の生物規範ロボットの協力作業による廃炉システム」
山田泰之、中村太郎　（中央大学）

優秀賞①：「デブリサンプリングのための複数ロボットシステム」
内村裕、小林泰生、小宮幸大、法月広夢（芝浦工業大学）

優秀賞②：「Twin-tube 構造による柔軟レール仮設式流体駆動ロボット」
塚越秀行　（東京工業大学）

奨励賞①：「ワイヤーロープ吊り下げ式デブリサンプル採取装置」
沖野晃久、武田和久　（オキノ工業株式会社）

奨励賞②：「エンドエクスプローラ」
下山未来、松日楽信人（芝浦工業大学大学院）

奨励賞③：「ヘビ型ロボットによる狭隘空間、水中の移動および弾丸燃料デブリ粉砕吸引回収」
植田聖、澤野凪佐（芝浦工業大学大学院）

さらに、2017 年度は、廃炉作業への具体的な貢献体制・内容を考える年と位置付け、「廃炉のためのロボット技術コンペ」の結果を NDF（原子力損害賠償・廃炉等支援機構)、資源エネルギー庁に説明し、廃炉作業への具体的な貢献についての活動の可能性を探り、今後の協力についての理解を得た。2017 年 9 月に開催した日本ロボット学会主催のシンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題 3」（2017 年 9 月, RSJ2017 オープンフォーラム）では、これを、日本ロボット学会会員への情報発信の場と捉え、廃炉技術に関するロボット分野、学会への期待について、IRID 新井副理事長と廃炉検討委員会宮野委員長にお話しをいただいたが、このような機会を利用した情報発信は重要ということで、次年度以後も継続して実施することになった。また、第 2 回コンペの実施に向けた、学会会員への課題共有のためのワークショップ開催の検討を実施した。

3. おわりに

福島第一原子力発電所の廃炉作業、特に遠隔操作ロボットの整備、技術開発活動は、両学会の技術者・研究者はもとより、さまざまな人々の英知を集結して解決していく必要がある難しい作業である。ロボット技術提案公募で集まったアイデア提案が、今後の具体的な工法検討の際に参考となることを目指し、本研究会/委員会は、その実現に向けた活動を進めていくとともに、第 2 回コンペの実施も含め、その役割をしっかりと考え、担っていきたい。

Takashi Yoshimi[1]

[1]Shibaura Institute of Technology

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(5) 廃炉と廃棄物管理シナリオに関する検討

(5) Study on Scenarios for Decommissioning and Radioactive Waste Management

*川崎大介[1]

[1]福井大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉やサイト修復で発生する放射性廃棄物の管理（処理，貯蔵，処分）を合理化するためには，これまでの作業で発生した放射性廃棄物の量と特性を分析するとともに，今後の活動で発生する放射性廃棄物の量と特性を予測することが必要である。その際，事故対応からサイト修復までの一連の取組を総合して検討し，発生する放射性廃棄物を時系列に沿って整理することが有用である。特に，1F サイトの最終状態（エンドステート）が，廃炉や廃棄物管理のシナリオ選択に大きく影響すると考えられる。本報告ではこれまでの検討と今後の計画について紹介する。

2. 検討方法

廃棄物管理シナリオの検討にあたっては，まず事故炉（1～4 号機）の廃止措置完了時の状態（中間ステート）の選択肢を，施設の解体撤去状況によって整理し，また， 1F サイトのエンドステートの選択肢をサイト修復後のサイト利用形態によって整理した。次に，各々のエンドステートに至るまでの一連の作業内容を想定し，そこから発生する放射性廃棄物の発生量及び特性を予想した。尚，1F サイトには幾つかの施設が存在し，土地利用の形態も異なるため，サイト内の作業および廃棄物が発生する領域を区分した上で，エンドステートに至るまでの作業内容を考慮した。

表 1　想定した中間ステート及びエンドステートの選択肢

事故炉の中間ステートの選択肢（廃止措置完了時）	エンドステートの選択肢（サイト修復後）
• 全施設を撤去した状態 • 一部施設のみ撤去した状態（原位置埋設）	• 無拘束解放 • 制限付き再利用 • 原子力施設としての再利用 • 利用しない（スチュワードシップ）

3. 中間ステート及びエンドステート

表 1 に想定した中間ステート及びエンドステートの選択肢を示す。エンドステートにおいて無拘束解放するためには，サイト全体の放射能汚染を全て取り除き，原子力以外の目的の土地利用も可能なように放射能レベルを低減（300 μSv/y 以下）する必要がある。原子力施設として利用する場合は，一部放射能レベルの高い領域を残すことも可能である。一部の領域を再利用しない場合は，能動的なサイト修復作業を行わずに，そのまま保守・監視（スチュワードシップ）を継続するという選択も考えられる。

発生する放射性廃棄物の量の予測は今後の課題であるが、全容量は約 560 万 m^3 と見積もられており[1]、これは六ケ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの容量（約 60 万 m^3）の 9 倍以上になる。但し、放射能レベルが極めて低い廃棄物（L3 廃棄物）が全体の 70%近くを占めている。また，サイト修復作業において約 250 万 m^3 の廃棄物が発生すると見積もられており，この廃棄物を発生させないためにサイト修復作業を行わずに保守・監視（スチュワードシップ）を継続するという選択肢もあり得る。

参考文献

[1] H. Kawamura et al., TopSafe 2017,12-16February 2017, Vienna, Austria

*Daisuke Kawasaki[1]

[1]University of Fukui

(Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[3J_PL06] Whole discussion and exchange of opinions

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（平成26年度設置）では，長期にわたり継続される事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう，活動している。特に，関心の高い個別検討課題に取組むため，分科会を設けて検討を進めている。

本セッションでは，廃炉検討委員会の4分科会（事故提言・課題フォロー分科会，建屋の構造性能検討分科会，ロボット分科会，廃棄物検討分科会）での活動成果を紹介し，原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3K_PL] Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (U3-311 -U3 Building)

[3K_PL01] The status of correspondence to the new regulation standard addition items

*Katsunori Myoujin[1] （1. KEPCO）

[3K_PL02] About correspondence towards the new examination system

*Takeyuki Inagaki[1] （1. TEPCO HD）

[3K_PL03] Issues and challenges for overseas development of nuclear power

*Masato Yoshimura[1] （1. Hitachi GE）

©Atomic Energy Society of Japan

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（1）新規制基準追加事項への対応状況について

(1) Status of response to additional items of the new regulatory requirements

*明神 功記[1]

[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. 新規制基準に対する追加事項への対応

現在、東日本大震災の知見等を反映し、改正された原子炉等規制法に基づく規制基準（以下、新規制基準という）に対する適合性審査が行われているところである。また、新規制基準施行後も、海外知見や審査経験、研究成果、各種運転経験など、プラントの安全性向上に資する知見が得られている。

そのため、新規制基準に対して要求事項の追加が検討され、新規制基準への適合性審査への反映とともに、新規制基準への適合済みの原子力発電所についても、その知見の遡及的な適用、いわゆるバックフィットを行う案件が増加している。

事業者としては、規制等の動向によらず自主的な知見収集を行い、安全性向上対策を行うことと、これら新規制基準への追加事項へのバックフィット対応の両輪で、原子力発電所の安全性向上が図られると考えているが、我が国においてはバックフィット運用の経験はまだ浅く、その運用によっては、プラントの運転状況に影響を与えうる可能性は否定できない。

そこで、本稿では、これまでの事業者の対応経験から、今後、事業者が注視すべき点を整理し、今後の対応の一助とすることを目的とする。

2. バックフィットにかかる経過措置期間の整理

新知見等を踏まえたバックフィットは、原子力発電所の安全性を継続的に向上させるためのものであり、グレーデッドアプローチにより、安全上の重要性を考慮したうえで、事業者が対応するために必要な期間、審査に要する期間等を踏まえて経過措置期間が設定されるべきものと考える。

バックフィットにおける経過措置期間については、その基本的考え方が原子力規制委員会において議論されている※1。そこで、原子力規制委員会での議論も踏まえて、第 1 表のとおり、安全性への影響を踏まえた段階的な経過措置期間（案）を整理する。

※1：平成 27 年 11 月 13 日第 40 回原子力規制委員会にて議論されている。

第 1 表　バックフィットにかかる経過措置期間（案）

		原子力安全への影響	経過措置期間
ケース１		原子力安全へ重大な影響があり、技術基準への適合性を改めて確認する必要がある場合。	即時適用が前提。 運転中プラントは、停止の上、適合性確認する。
ケース２		原子力安全への影響が否定できないが、緊急性は認められず、技術基準への適合性を改めて確認する必要がある場合	適合性確認に、短期の経過措置期間を設ける。（数ヶ月）
ケース３	①	原子力安全への影響が小さい※2ことが明確だが、安全性を向上させるため、継続的改善を行う必要がある場合。	適合性確認に、長期の経過措置期間を設ける。（数年）
	②	原子炉安全への影響が小さい※2ことは見通しが立っているが、具体的な影響確認を要するとともに、並行して行政判断の根拠を明確化する必要がある場合。	明確な期限は設けないが、遅滞なく対応する。

※2：「事前に影響を確認している場合」や「必要な措置は実施済みであり更なる向上を実施する場合」が挙げられる。

3. これまでのバックフィット事例の整理・考察

新規制基準に追加された主な要求事項を紹介するとともに､2.にて述べた経過措置期間の考え方に当てはめることで、第 1 表でどのケースに分類されるかについて考察を行った。

3-1. 有毒ガス対応

制御室、緊急時対策所等の有毒ガスに対する防護措置として、①空気呼吸具の配備、手順・体制の整備、②影響評価とその結果に基づく検知器、警報手順等の対策を要求する内容である。①については 3 ヵ月以内もしくは起動するまで、②については平成 32 年 5 月 1 日以降の運転を開始する日までの対応を要求している。①の対応により必要な措置は実施済みとなることから、②の対応についてはケース 3-①に該当すると考える。

3-2. 高エネルギーアーク損傷（HEAF）

国内原子力発電所において、地震により常用電気盤（非耐震型）の遮断器にアーク放電が発生・継続した結果、火災となり、列盤全体に損傷が拡大した事例が発生したことを受けた要求である。非常用 DG 以外の非常用電気盤は平成 31 年 8 月 1 日以降の定期検査終了まで､非常用 DG の非常用電気盤は平成 33 年 8 月 1 日以降の定期検査終了までの対応を要求している。これまで実施されてきた対策により重要安全施設への電源の供給機能は担保されており、本件は電源の信頼性の一層の向上を図るものであることから、ケース 3-①に該当すると考える。

3-3. 燃料被覆管の耐震評価

燃料被覆管の閉じ込め機能の評価をより精緻化する観点から、耐震性能要求を追加するものであり、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と、地震時の荷重を組み合わせた条件でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることを要求する内容である。地震時の荷重を組み合わせた条件においても、許容値を満足し安全性は確保していることを確認していることから、解析や許認可手続きに要する期間を考慮して、施行後 3 年以内の対策を要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

3-4.実用炉規則別表改正（SA 設備の追加他）

新規制基準の工事計画認可の審査経験を踏まえて、実用炉規則別表第二を改正し、工事計画書本文及び添付書類への記載事項を充実させるものであり、工事計画書への記載事項に、安全弁・逃がし弁や重大事故対処設備、火災防護設備の一部の追加を要求している。新規制基準の工事計画認可申請の審査の中で技術的な確認は行われていることから、期限は設けられておらず、遅滞なく提出のみ行うよう要求されている。書類の適正化の位置づけであることから、ケース 3-②に該当すると考える。

3-5. 地震時の動的機能維持評価

新規制基準の工事計画認可の審査経験を踏まえて、動的機器の機能維持の方法を明確化すべく、JEAG4601 に具体的な評価方法が規定されていない場合、新たな検討および詳細検討として、既往の研究等を参考に異常要因分析を実施し、それに基づき抽出した評価項目が評価基準値を超えていないこと等を要求する内容である。改正前の設計手法でも機能が維持されていることを確認済であるとともに、今回の改正を踏まえても技術規準への適合結果は変わらない見通しを得ているものの、図書の再提出のみであることから施行後 1 年以内に認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-②に該当すると考える。

3-6. 火山の降下火災物対策

火山影響等発生時においても、原子炉停止等の操作を行えるよう、非常用動力電源設備の機能を維持するための対策、代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な機能を維持するための対策、交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制の整備を要求している。本体制については、新規制基準の審査の中で仮に全交流動力電源喪失状態に至ったとしても、炉心損傷防止対策が講じられていることを確認済みであることから、施行後約 1 年以内に認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

3-7. 内部溢水による管理区域外への漏えい防止

国内原子力発電所において、地震によって使用済燃料ピットの水面が揺動（スロッシング）し、溢水事

象が発生したことを受けて、放射性物質を含む液体を内包する配管、容器等の設備から、当該の液体があふれ出た場合においても管理区域外へ漏えいすることを防止するための措置を行うことを規制基準に明文化するものである。新規制基準に適合しているプラントは、審査の中で、スロッシングに対しても管理区域外への漏えい防止措置が適切に実施されていることの確認を受けていることを踏まえ、施行後 1 年以内に許認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

4. まとめ

バックフィットの経過措置期間については、今回整理した考え方と合致していることが確認でき、現時点では安定した運用がなされているといえる。ただし、原子力規制委員会において、バックフィットの運用に関する基本的考え方がまとめられているが、個々の案件における経過措置期間の設定には、具体的な設定基準が明確になっていないのも事実である。

したがって、経過措置期間の設定方法の体系的な整備が、今後行われることを期待するが、少なくとも、事業者側からは、一定の共通した視点で、経過措置期間設定における議論へ意見を述べることが重要である。

なお、将来的には、米国において既に導入されているようにバックフィットの検討プロセスにおいて、安全目標・確率論的リスク評価なども考慮した体系が構築されていくことも考えられるが、これについては、更なる知見の蓄積等が必要である。

---

*Katsunori Myojin [1]

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

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（２）新検査制度に向けた対応について（コンフィグレーション管理の視点から）

(2)　About correspondence towards the new examination system
(From viewpoint of configuration management)

*稲垣　武之[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. コンフィグレーション管理とは

コンフィグレーション管理は、原子力発電所の各設備・機器が設計で要求したとおりに製作・設置され、運転・維持（保全）されていることを常に確認、保証する仕組みであり、事業者がプラントを運転・維持管理していくために必須の管理プログラムである。具体的には、各設備・機器について以下の３つの要素がきちんと整合していること（３要素の平衡状態）を維持し、管理していく必要がある。

①　設計要件（そこにある設備・機器はどのようなものでなければならないか）
②　設備構成情報　（そこにある設備・機器がどのようなものかを示す図書、情報）
③　物理構成（実際にそこにある設備・機器）

2. 米国でコンフィグレーション管理が強化された背景

米国では、事業者の設計要求事項の理解不足に起因する原子炉緊急停止系や原子炉給水系設備の故障といった原子力安全を脅かす事象が 70~90 年代に多数発生している。US NRC は、この問題の原因を事業者が SSC の設計要件・根拠を適切に把握、管理せず、コンフィグレーション管理が十分でなかったことにあると指摘し、全事業者に対して設計根拠再生プログラムを実施するとともに、設計要件を整備・管理し、コンフィグレーション管理を強化することを要求した。これを受け、全事業者が設計要件・根拠の再整備と管理を開始し、設計管理・コンフィグレーション管理の強化を図ってきている。

3. 国内の状況

日本国内の原子力発電所について言えば、コンフィグレーション管理の概念はこれまであまり浸透しておらず、重要設備の設計要求事項の体系的整理・管理も十分ではなかったが、メーカ、当社のベテラン社員の暗黙知等により致命的な問題発生が防止されてきた。これら経験者がリタイアしていく中、設計要求事項を体系的に管理していないと、今後、設備の改造や取替時等で過去の米国と同様の安全問題が発生する可能性あり、現実、問題も顕在化してきている。

4.原子炉監視プロセスの観点からみたコンフィグレーション管理

加えて、US NRC が実施している原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）を日本でも導入する方向となっており、2018 年秋に、PWR、BWR のモデルプラント（BWR は KK-6/7）を対象とした試験運用が行われる予定である。2020 年 4 月には本格運用が開始される予定となっている。コンフィグレーション管理（CM）は、リスク情報を活用してパフォーマンスベースで発電所の安全を確保し、改善していくという ROP の理念を実現する上で必須な基盤のひとつであり、事業者自身の活動として計画的に整備を進めるべきものである。

5. 今後の取組の方向性

コンフィグレーション管理を完全な形で構築していくことは膨大なマンパワーが必要な作業となり、個別の事業者がばらばらに整備することは効率的ではない。このような状況から、日本原子力安全協会（JANSI）においてコンフィグレーション管理に関するガイドラインの整備が進められており、各事業者やプラントメーカもオーナーズグループ等の場を利用して、共同検討を開始したところである。

6. 今回の発表内容

本発表では、コンフィグレーション管理の重要性、特に ROP の観点から見たコンフィグレーション管理の意義を説明するとともに、東京電力ホールディングス株式会社の取組状況及び事業者、プラントメーカによる共同検討の状況について概説する。

---

*Takeyuki Inagaki[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（３）原子力海外展開の課題と挑戦

(3)　Issues and challenges for overseas development of nuclear power

*吉村　真人[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. 原子力海外展開の意義

原子力供給メーカーとして福島復興を完遂し、長期にわたって国内原子力の安全確保を担っていくことは企業使命である。その使命達成のためには原子力技術・人材・サプライチェーンの維持を図る必要がある。将来の国内原子力事業の見通しが不透明な中、技術・人材維持のためには海外展開による新設プラント受注機会を創出していかなければならない。

2. 世界の原子力建設市場の動向

2010-2030 の 20 年間に、世界の原子力建設市場には大きな変化が予想されている。中国の原子力発電設備容量はこの間に 10 倍以上に伸び、2030 年には世界一の原子力発電所保有国になると見られている。 中国、ロシア、インド等が着実に原子力発電設備容量を増加していく一方で、西欧先進諸国(米・仏・日・独・英・加) でははむしろ減少にあり、また、それ以外の新規導入国における新設は実現性が不確実な状況にある。

3. 新規原子力発電所建設における主要課題

新規原子力発電所の建設がプロジェクトとして実現する為には「原子力発電所の建設」が「経済的に成立するプロジェクト」であることが必要である。先進諸国において原子力運転基数が減少する要因の一つは、原子力建設の経済的成立性が不確定になっている為に原子力発電に対する投資判断が困難になっていることによる。また、新規導入国の新設プロジェクトが抱える困難の最大の課題も資金調達にある。

4. 海外原子力発電所建設の競争環境

海外の新規原子力発電所建設において供給者に期待される役割は、「発電設備納入」から「発電事業開発」へと変化している。競合国が政府、電力会社、メーカーが一体となって取り組んでいる競争環境下で、民間企業が市場参入する為には、「Bankable」な案件であることが事業成立の鍵となる。

5. 英国での取り組み

英国は気候変動対応や安定供給、エネルギー・セキュリティー確保のため、原子力の構成比を増加させる政府方針を明確にし、原子力の事業成立性を高める市場メカニズムとして、差額清算型固定価格買取制度(CfD)を導入している。　日立は 2013 年に Horizon 社を買収し、現在 Wylfa サイトへの ABWR 建設プロジェクトに取り組んでいる。

6. 更なる展開に向けて

今後、将来に亘って新規原子力発電所の建設が着実に進展する為には、プロジェクトリスクの低減が重要な鍵となる。そのためにはまず「成功事例」を実現することであり、日立 GE は現在英国 Horizon プロジェクトを成功事例とするべく取り組んでいる。成功事例を通じて経験を蓄積し、ベストプラクティスが有効に活用される仕組みを構築して「号機要因」を削減していくことが、原子力発電所建設を「経済的に成立するプロジェクト」にする為の道筋であると考える。

---

*Masahito Yoshimura[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[3N_PL] Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

Wed. Mar 28, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room N (M3-211 -M3 Building)

[3N_PL01] Introduction

*Masanobu Nogami[1] （1. Kindai Univ.）

[3N_PL02] Activity on Institute for Materials Research, Tohoku University

*Tomoo Yamamura[1] （1. Tohoku Univ.）

[3N_PL03] Activity on Hot Laboratory, Kyoto University Research Reactor Institute

*Akihiro Uehara[1] （1. Kyoto Univ.）

[3N_PL04] Activity on Rokkasho Branch, Tohoku University and Aomori Prefecture QuantumScience Center

*Seong-yung Kim[1] （1. Tohoku Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究

Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

(1) 趣旨説明

(1) Introduction

*野上 雅伸

近畿大学

当部会の研究アクティビティの今後の維持・発展のためには、大学の RI・核燃施設の充実が欠かせない。我が国における放射性同位元素等の取扱事業所数は、平成 29 年 3 月 31 日現在 7,988 であり、これを機関別にみると、医療機関が 1,096、研究機関が 440、教育機関が 518、民間機関が 4,407、その他の機関（地方自治体の公害センター、保健所、水道局等）が 1,060 となっている[1]。大学を含む教育機関の事業所数が 500 以上というのは、一見すると多いように見受けられるが、当部会に関係の深い事業所、特に核燃も扱える事業所に限れば、その数は激減する。そのため、特に全国の共同利用施設にかかる期待は大きい。しかし、スタッフや予算等での苦労も推察される。ここでは当部会員に関係の深い化学分野を扱う以下の大学・センターについて、研究テーマ、教員、施設の状況（実験設備、規制庁対応等）に関してご講演いただく。施設毎に強みや弱みもあるはずであり、これらの情報を部会員が共有することで、今後の研究の活性化につなげたい。また、共同利用施設全体の今後の方向性についても議論したいと考えている。

・東北大学金属材料研究所（仙台、大洗）
・京大炉ホットラボ
・東北大学六ヶ所分室および青森県量子科学センター

【参考文献】

[1] http://www.nsr.go.jp/activity/ri_kisei/kiseihou/kiseihou4-1.html

*Masanobu Nogami

Kindai Univ.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究
Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

（2）東北大金研のアクティビティ

(2) Activity on Institute for Materials Research, Tohoku University

*山村 朝雄
東北大学

1. はじめに

東北大学金属材料研究所（「金研」と略称）には、法令上その取扱いが厳しく制限されているアルファ放射体のアクチノイド元素を扱える施設が 2 箇所あります。その一つが JAEA 大洗研究開発センター内に位置する量子エネルギー材料科学国際研究センター（「大洗センター」と略称）で、1969 年 6 月に日本学術会議の審議により全国国立大学利用組織として設置が認められたものです。もう一つは仙台に立地するアルファ放射体実験室で、古く 1958 年に核燃料物質、1960 年に放射性同位元素の使用許可を得た RI 実験室の後継です。現在の建物は 1978 年 3 月にサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター片平サブセンターとして発足した当時に建立されたものです。組織上は大洗センターの仙台分室という位置付けでありますが、金研が全国共同利用型研究所として改組された 1987 年以降、全国の共同利用者を直接受け入れています。筆者はアルファ放射体実験室の室長であることから、後者を中心としつつ、前者についても触れます。

2. 共同利用の状況

アルファ放射体実験室は少量のウラン、トリウムについて、隣接する極低温センター、強磁場センターとの連携のもと、実験室内での手厚いテニクカルサポートを受けながら取扱える施設です。全国の大学等ではアクチノイド元素の管理や使用が難しくなったことから貴重な施設となっており、金研の研究部共同研究（共同利用）の制度で申請して来研される全国の大学等の研究者や学生が増えています。これら利用者間やアルファ放射体実験室との間の情報交換を目的としたアルファ放射体実験室利用研究会が毎年開催され、2017 年度には金研ワークショップとの共同開催で第 9 回を数えています。このような活動がベースとなり、2017 年 7 月には金研の共催で、アクチノイドの物理・化学・原子力・核医薬等に関する国際会議（Actinides2017）を東北大で開催しました。

金研の共同利用ではペアレビューが行われ、採択課題に対して一般で 30 万円弱の費用が措置され、旅費や消耗品に利用できます。課題については、2014 年度までは部門（研究室）あたり 6 課題の制約があったため、多くの先生方に相乗りをお願いしていました。現在ではその制約がなくなったことから、物理、化学、核医薬の 12 課題がアルファ放射体実験室で活発な利用を行なっています。

大洗センターのアクチノイド分野は青木教授（アクチノイド物質科学研究部門）の着任以降、課題数が伸びており、2017 年度で 35 件程度です。そのうち、核燃料、再処理等の分野が 10 件程度です。

---

*Tomoo Yamamura
Tohoku Univ.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究
Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

(3) 京大炉ホットラボのアクティビティ
(3) Activity on Hot Laboratory, Kyoto University Research Reactor Institute

*上原章寛
京都大学原子炉実験所

京都大学原子炉実験所ホットラボラトリは、多種の放射性同位元素および核燃料物質のみならず研究用原子炉（KUR）にて照射することにより生成する核分裂生成物（FP）元素を使用できる希少な全国共同利用研究所である。演者は使用済核燃料物質の処理処分に関わる様々な分析手法の研究及び開発を行ってきた。同分析手法は、貴金属元素や希土類元素の分析にも適用可能で、これらを扱う研究者が放射線業務従事者となり来所することも増えつつある。原子力化学分野のみならず新規に冶金・金属材料化学分野の利用者も加わり、両者の研究交流に繋がっている。一方、福島第一原子力発電事故の対応からも分かるように、核燃料物質を含むアクチニドおよび FP 元素の化学挙動には未だ不明な点も多く、大学等が行う基礎研究の重要性が再認識されつつある。以上の背景を踏まえ、KUR およびホットラボラトリの利用活性化と、アクチニドおよび FP 元素の化学研究の向上を目指し、アクチニドの利用に関わるプロジェクト研究が実施されてきた。演者も平成 30 年度よりプロジェクト課題：アクチニドおよび核分裂生成物元素の溶液化学的研究、を立ち上げ、全国の 11 の大学、研究所の研究課題を推進する。本課題では、大別して以下の 2 つのテーマを掲げている。いずれのテーマにおいてもアクチニドもしくは FP 元素を用いた化学実験を行う。アクチニドについては現有試料、必要に応じて他施設より輸送した試料を用いる。FP 元素については、放射性・非放射性の別は問わないが、放射性トレーサについては KUR の照射設備を用いて製造する。製造が難しい核種については他施設より輸送、もしくはアイソトープ協会より購入する。

（1）原子力バックエンド化学研究：　電解質溶液中に溶存したウラン、トリウムおよび FP 等の溶質元素について、電気化学および分光学的手法をもちいて錯生成状態を分析する。液-液、固-液、等の分配実験を行い、平衡反応および動的反応の機構を解明する。（京大、阪大、東北大、同志社大、東京都市大、電中研、原子力機構）

（2）金属資源・材料化学研究：　核分裂生成物元素である白金族元素や希土類元素について、電気化学的手法をもちいた生成法や回収法を研究する。（京大、岩手大、同志社大、東京都市大、物材研）

本課題は 3 年の計画で実施予定である。初年度に実験系を構築、2 年目に研究成果を挙げながら、2 年目から 3 年目にかけては更に上記 2 テーマ間の分析手法の共有・高度化のための協力研究体制を構築する。

実験所ホットラボラトリにて使用可能な主要な研究設備として、研究炉照射設備（Pn 等）、アルファスペクトロメータ、ガンマスペクトロメータ、グローブボックス、フード、電気化学分析装置、吸光分光装置、蛍光分光装置、ラマン分光装置、発光分析および質量分析装置、X 線回折装置、走査型電子顕微鏡等がある。

本発表では、実験所におけるホットラボラトリの紹介及び、近年実験所において実施された研究成果について述べ、今後のアクチニド研究を展望する。

*Akihiro Uehara
Kyoto Univ. Research Reactor Inst.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究

Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

（4）東北大学六ヶ所分室と青森県量子科学センターのアクティビティ

(4) Activity on Rokkasho Branch, Tohoku University and Aomori Prefecture Quantum Science

*金　聖潤

東北大学

東北大学 大学院工学研究科・量子エネルギー工学専攻（QSE）・六ヶ所村分室

六ヶ所村分室は、原子燃料サイクルで排出される高レベル放射性廃棄物の有効利用を目指し、高レベル放射性廃液に含まれる放射性同位元素の高度分離技術と、分離して得られた放射性同位元素を工学から医学までの幅広い分野に応用する高度利用技術の開発を行うため、原子燃料サイクルの拠点である青森県六ヶ所村に開所されました。六ヶ所村分室には 2 つの研究室が設置されており、大学院学生の受入れ、常駐教員による研究指導、出張・遠隔による講義を通じて量子エネルギー工学専攻の教育・研究活動を行っています。 平成 17 年に量子専攻における六ヶ所村での原子力教育拠点構想が生まれ、平成 20 年から六ヶ所校を開校し、社会人学生の受入れと大学院教育を開始しました。平成 22 年には六ヶ所村から施設の貸与を受け、東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンターの六ケ所村分室として研究・教育拠点を開所し、核燃料科学研究部と放射線高度利用研究部が設置されました。平成 25 年からは工学研究科量子エネルギー工学専攻内に所掌・配置換えとなり、それに伴って核燃料科学分野及び放射線高度利用分野への名称変更と社会人以外からの学生受入れも開始しました（表 1）。六ヶ所村分室には、高レベル放射性廃液の有害度低減と減容化を達成するための革新的な核種分離プロセスと、分離された有用な核種の高度利用技術の研究開発を行っている「核燃料科学分野」、分離された核種から放出される放射線を医学、工学、物理学等の広い分野で高度利用するために放射線センサーの開発を行っている「放射線高度利用分野」の 2 つの研究室が設置されています。これらの研究室は量子エネルギー工学専攻の基幹講座となっており、大学院学生の受入れ、常駐教員による研究指導、出張または遠隔による講義を通じて量子エネルギー工学専攻の教育・研究活動を行っています。それぞれの実験室には、研究を行うために必要な設備や装置が充実していますので、テーマにもよりますが分室での実験のみで卒業・修了に差し支えありません。この他、分室には講義室、学生居室、ミーティングスペース等が整備してあります。また、六ヶ所村という土地柄、豊かな自然と静かな環境に恵まれていますので、研究活動に打ち込むことができます。 所属を希望される方は、大学院入試で工学研究科の機械・知能系を受験し、これらの研究室を希望してください。一般、推薦入学（他学部・他大学、高等専門学校）などのいずれの方法でも可能ですが、事前のお問い合わせ、見学を推奨します。六ヶ所村分室では、主に社会人学生向けの集中講義形式で、駐在の教員による講義、本校（仙台）から教員が出張して行う講義、分室と本校（仙台）をテレビ会議システムによって繋いで行う遠隔講義を行っています。これらによって分室で開催される講義のみで大学院の単位を取得することが可能となっています。ただし、大学、高等専門学校から博士課程前期 2 年の課程に進学された方は、1 年生の前期は単位取得のため仙台の本校に通学していただきます。

青森県量子科学センター（QSC）

青森県では、原子力関連施設の立地環境を活かして、原子力分野を含めた量子科学分野の人材育成及び研究開発の活動推進に向け、その拠点となる施設として「青森県量子科学センター（QSC）」を平成 29 年 10 月に開設しました。QSC では、人材育成活動として、学生、社会人等を対象に、原子力安全・防災、放射線管理等の専門的知見を有する人材の養成、放射線取扱主任者等の国家取得のための講習、作業管理者、中堅技術者の養成等を展開していくこととしています。

また、研究開発活動では、ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ加速器、国内初導入の 3.0T 一体型小動物用 PET/MRI システム等を活用し①高レベル放射性廃棄物からの放射性同位元素の高度分離技術の開発②放射性同位元素の医療・工学等への応用③先進放射線計測技術の開発④放射線・放射線場を用いた材料科学技術の開発の 4 つの活動目標に沿ってそれぞれ研究開発に取り込むこととしています。

これらの活動を展開することにより、原子力関連の高度な知識・技術の習得が進み原子力関連産業における雇用促進を図り、青森県の人づくり、産業づくりにつなげていきます。

1. センターの構成

・研修棟：人材育成のための研修室、地域産業振興のための産学連携室、利用者のための宿泊室等

・研究棟：物理・化学・材料試験のための実験室、分析室等

・RI 棟：ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ室、PET 関連研究及び放射性同位元素（RI）を使用する物理・化学・生物等の試験のための実験室等
・開館時間　午前 9 時から午後 5 時まで
・休館日　土曜日、日曜日、祝日、年末年始（12 月 29 日～1 月 3 日）

2.　主な研究設備

ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ加速器、BNCT 装置、NRT 装置、PIXE 分析装置、薬剤合成装置、PET/MRI 装置、PET/CT 装置等詳細は青森県量子科学センター研究機器配置表のファイル（https://www.pref.aomori.lg.jp/soshiki/energy/qsc/files/kiki-ichiran.pdf）をご覧下さい。

表 1. 六ヶ所村における量子エネルギー工学専攻の人材育成・教育・研究の歴史

平成 17 年	量子エネルギー工学専攻における六ヶ所村での原子力教育拠点構想 第 2 回 量子エネルギー工学フォーラム 六ヶ所村における教育拠点設置にむけた検討開始
平成 19 年	第 3 回 量子エネルギー工学フォーラム
平成 20 年	第一期生の入学 六ヶ所村文化交流プラザ「スワニー」での講義開始（六ヶ所校の開所式） 文部科学省 人材育成事業による補助
平成 21 年	特別経費「新原子力利用研究分野の開拓」（H21~25 年度）採択 ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ・RI センターに核燃料科学研究部、放射線高度利用研究部を設置 ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ・RI センター 六ヶ所村分室開設（六ヶ所村より施設貸与）
平成 24 年	青森県大学連携研修センター開設
平成 25 年	工学研究科量子エネルギー工学専攻分室に改組 核燃料科学分野、放射線高度利用分野 （青森県原子力人材育成・研究開発拠点計画　H25.3 月策定）
平成 28 年	青森県原子力人材育成・研究開発拠点施設 建設開始
平成 29 年	青森県量子科学センター開所



*Seong-Yun Kim
Tohoku Univ.