Wed. Mar 18, 2020

Room I

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Fukushima support project

[3I_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Chair:Reiko Fujita(Fukushima support PJ)
1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[3I_PL01] Activities of Fukushima Support Project in the view point of Fukushima residents

*Reiko Fujita[1] (1. Fukushima support PJ)

[3I_PL02] Progress on Off-site Cleanup Efforts in Fukushima

*Seiji Ozawa[1] (1. MOE)

[3I_PL03] Efforts of Nagasaki University for the recovery of Fukushima

*Noboru Takamura[1] (1. Nagasaki Univ.)

[3I_PL04] Open Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 18, 2020

Room B

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

[3B_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B_PL01] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS
*Hiroshi Miyano[1] (1. Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)

[3B_PL02] Study on risk evaluation methods for decommissioning of Fukushima Daiichi
*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[3B_PL03] Structural integrity of the reactor building until fuel removal
*Katsumi Takiguchi[1] (1. Tokyo Tech)

[3B_PL04] Study on radioactive waste management scenarios toward end state
*Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

Room C

Planning Lecture | Over view Report | Ministry of Ecnomy, Trade and Industry

[3C_PL] Pursuing Nuclear Innovation

Chair:Seiichi Koshizuka(The Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C_PL01] Pursuing Nuclear Innovation - METI's approaches -
*Kentaro Funaki[1] (1. METI)

[3C_PL02] Pursuing Nuclear Innovation - MEXT's approaches -
*Takashi Kiyoura[1] (1. MEXT)

[3C_PL03] Pursuing Nuclear Innovation - JAEA's approaches -
*Toshiyuki Momma[1] (1. JAEA)

[3C_PL04] Ecosystem for Promoting Nuclear Innovation 【Panel Discussion】
*All Presenters[1]、Kimiaki Moriya[2]、Kimura Yoshitaka[3] (2. NSRA, 2. MHI)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

[3D_PL] Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

Chair:Yosuke Katsumura(JRIA)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D_PL01] Latest status of understanding of FP behavior in the 1F plant
*Junichi Takagi[1] (1. Toshiba ESS)

[3D_PL02] Survey results of experimental studies on FP behavior
*Masahiko Ohsaka[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Short, medium and long term behavior of FPs
*Hidetoshi Karasawa[1] (1. IAE)

[3D_PL04] Major contribution and roles of the committee
*Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

Room G

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

[3G_PL] Activity report of Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

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

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

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

[3G_PL04] Public release of the CFD code of hydrogen behavior
*Atsuhiko Terada[1] (1. JAEA)

Room H

Planning Lecture | Technical division and Network | Human Machine System Division

[3H_PL] Education and Training for BWR Power

©Atomic Energy Society of Japan

Plant

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H_PL01] BWR Operator Training after Fukushima Accident
*Takayuki Tsuji[1] (1. BTC)

[3H_PL02] Enhancement of Potentials for Emergency Responces
*Naonari Tsuchiya[1] (1. Tohoku Electric Power)

[3H_PL03] Training for Coping with Unexpected Situations
*Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

Room J

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

[3J_PL] Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J_PL01] Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station
*Masaki Kurata[1] (1. JAEA)

[3J_PL02] Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris
*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

Room O

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

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

Chair:Kai Masuda(QST)
1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O_PL01] Boron Neutron Capture Therapy
*Yoshihiro Takai[1] (1. Southern Tohoku BNCT)

[3O_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters
*Kohshin Washiyama[1] (1. Fukushima Med. Univ.)

[3O_PL03] Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass Spectrometry
*Shu Taira[1] (1. Fukushima Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 18, 2020

Room B

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

[3B01-04] Nuclide adsorption and Separation

Chair:Takayuki Sasaki(Kyoto Univ.)
10:00 AM - 11:10 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B01] Study of Separation of Cesium compounds Using Argon Plasma

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaka Nishimura[1], Yutaro Aoki[1] (1. Fukui Univ. of Tech, 2. Ontario Tech Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B02] Exchange of Strontium ions between crystalline silicotitanate type adsorbent and aqueous solution

*Toshimasa Ohashi[1], Tsuyoshi Ito[1], Yuko Kani[1], Takako Sumiya[2], Naoki Kanno[2], Takashi Asano[2], Takahiko Sugiyama[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B03] Development of crystalline silicotitanate for adsorption of strontium

*Keisuke Tokunaga[1], Shigeru Hirano[2], Satoshi Yosida[1], Youju Shimizu[1], Yuki Oba[1] (1. Tosoh, 2. Tosoh Zeolum)

10:30 AM - 10:45 AM

[3B04] Adsorption characteristics of strontium ion adsorbent consisting of potassium hydrogen dititanate hydrate

*Takafumi Tanaka[1], Hidenori Isioka[1], Ayaka Ando[1], Tomoko Yoshimi[1] (1. Titan Kogyo ,Ltd.)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

[3B05-07] Waste Separation, Nuclear Penetration Behavior and Thermal Treatment

Chair:Takeyoshi Sunagawa(Fukui Univ. of Tech)
11:10 AM - 12:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B05] Study on penetration behavior of cesium into concrete

*kai yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Koki Koshigoe[1], Naoya Miyahara[1], Norihiko Kurihara[1], Eriko Suzuki[2], Osaka Masahiko[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa HIRAKI[1,2], Mayu ENOMOTO[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Jun KATO[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B07] Development of Waste Recognition System using Artificial Intelligence (AI)

*Yukihiko Yoshida[1], Masashi Murakami[1], Toshiki Sasaki[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

Room C

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C01-05] Decommissioning Technology for Fukushima 3

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)
10:00 AM - 11:20 AM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C01] Fundamental study on fragmentation of fuel debris using high-voltage pulse crushing

*Sayo Suga[1], Atsushi Iizuka[1], Etsuro Shibata[1] (1. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C02] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Hiroyuki Furukawa[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. Institute for Laser Technology, 2. JAEA, 3. Univ. Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[3C03] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

*Yusuke Watanabe[1], Daisuke Ishikawa[1], Shuichi Hasegawa[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3] (1. Univ. of Tokyo, 2. Institute for Laser Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C04] Investigation Results on Deposits Accumulating over the Pedestal Bottom of PCV of Fukushima

©Atomic Energy Society of Japan

Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*Tessai Sugiura[1], Chiari Shimizu[2], Naoya Sakamoto[2], Naoto Kume[2], Kiyoshi Haruna[3] (1. TOSHIBA ESS, Isogo Nuclear Engineering Center, 2. TOSHIBA ESS, Energy Systems R&D Center, 3. TEPCO, Fukushima Daiichi D&D Engineering Company)

10:45 AM - 11:00 AM

[3C05] 3D structural reconstruction of working space using image sequence for supporting survey task of decommissioning

*Toshihide Hanari[1], Kuniaki Kawabata[1], Keita Nakamura[2], Keitaro Naruse[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Aizu)

11:00 AM - 11:15 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C06-08] Decommissioning Technology for Fukushima 4

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

11:20 AM - 12:10 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C06] Risk-based optimization of decommissioning of severe accident reactor:FEM analysis of structural integrity

*Kohei Mizuta[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Takayuki Aoki[2] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3C07] Reactor containment vessel sealing method using steam engine and radiation shielding and sealing method from reactor

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morisihge[1], Yosuke Yamashiki[1], Shigemi Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:35 AM - 11:50 AM

[3C08] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: Pros and cons of contaminated water released into the ocean and future plans

*Yosuke Yamashiki[1], Haruo Morishige[2], Shigemi Morishige[2], Yasufumi Kitamura[2] (1. Kyoto Univ., 2. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:50 AM - 12:05 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C09-13] Analysis, Evaluation, System Development

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

2:45 PM - 4:00 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C09] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning (3)

*hideo ezure[1] (1. NAIS)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radioactivity calculation of JPDR biological shielding concrete and examination of radioactivity evaluation technique for trench-type disposal

*Mami Kochiyama[1], Akihiro Sakai[1], Chikara Konno[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Production of MAXS/AD-2017 multigroup library and its test

*Chikara Konno[1], Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Study on Waste Management Scenarios for Decommissioning Nuclear Power Plant

*Tatsuro Ishikuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1], Satoshi Yanagihara[2] (1. Kanden Power-Tech, 2. Univ. of Fukui)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] The data structure for the plant characterization in the planning of decommissioning for nuclear power plant

*Ken-ichi Tanaka[1], Yusuke Shimizu[2], Kazuma Mizukoshi[2], Isao Yamaoka[3] (1. IAE, 2. NEL, 3. JANSI)

3:45 PM - 4:00 PM

Room D

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3D01-04] Corrosion Chemistry and FP Behavior 1

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

10:00 AM - 11:05 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D01] Studies on Radiation Effects on High-viscous Fluids of Co-precipitate and Clay Systems

*Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Noshi

©Atomic Energy Society of Japan

Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1. R&D group, HITACHI, Ltd., 2. HITACHI-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electric Power Co.,Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Effect of reaction time for rare earth element reaction of cladding alloys in FBR

*TAKANORI TANIGAKI[1], YUICHI TABATA[1], KEN-ICHI FUKUMOTO[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering)

10:30 AM - 10:45 AM

[3D04] Detection of small mass transfer in liquid metals by quartz crystal microbalance

*Reo Iizuka[1], Masatoshi Kondo[2] (1. Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Mechanical Engineering, Nuclear Engineering, Kondo Laboratory, 2. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3D05-07] Corrosion Chemistry and FP Behavior 2

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

11:05 AM - 11:55 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D05] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Fumihiro Nakamori[1], Kinya Nakamura[1], Kenichi Ito[2], Masato Mizokami[2], Shinya Mizokami[2,3] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD, 3. IRID)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D06] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naito[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D07] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

Room F

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F01-04] Radiation Manegement

Chair:Jun Moriizumi(Nagoya Univ.)

10:00 AM - 11:10 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F01] Development of the Presentation Technology of Spatial Radiation Dose Rate Distribution Using Augmented Reality

*Kenji OSAKI[1], Tomomi OSHIMA[1], Takaki KATOU[1], kentaro KIKUCHI[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F02] Application for permisson to install TomoTherapy using time-of-use management and shielding calculation by Monte Calro method

*Yoshihiro Ogawa[1], Kazuyuki Kobayashi[2] (1. Kindai Univ., 2. Accuray Japan)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F03] How should we monitor to adequately estimate equivalent dose of the lens of the eye for radiation workers

*Sumi Yokoyama[1], Satoshi Iwai[2], Toshiharu Takagi[3], Norio Tsujimura[4] (1. Fujita Health University, 2. JANSI, 3. MRI, 4. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3F04] Development of plastic enclosure tents for body contamination

*Takahiro Aita[1], Hiroshi Hirano[1], Yasuhisa Kimura[1], Tomohiro Shibanuma[1], Masato Yoshida[1], Yuya Nagai[1], Jun Asakawa[1], Yoshiyuki Shuji[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F05-07] Radiation (Radioactivity) Measurement and Dosimetry 1

Chair:Yoshihiko Tanimura(JAEA)

11:10 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F05] Investigation of Carbone survey' s speed condition

*Akihiro Horikoshi[1], Teruaki Tanizawa[1], Hiroaki Ishida[1] (1. Nuclear safety technology center)

11:10 AM - 11:25 AM

[3F06] Development of a Remote Continuous Air Monitoring System for Measuring Airborne Alpha Contamination

©Atomic Energy Society of Japan

*HIROSHI USAMI[1], Yuki Morishita[1], Tatsuo Torii[1], Katsunori Aoki[1], Koji Tsurudome[1], Katsuya Hoshi[1] (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3F07] Study on a monitoring technique of radionuclide concentrations in rainwater with continuous filtration method.

*Jun Moriizumi[1], Keiho Kaneko[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F08-11] Radiation (Radioactivity) Measurement and Dosimetry 2

Chair:Sumi Yokoyama(Fujita Health Univ.)
2:45 PM - 3:55 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F08] Reaction Mechanizum of PVA-KI Gel Dosimeter (1)

*Yutaro AOKI[1], Harvel GLENN[2], Mitsumasa TAGUCHI[4], Naotsugu NAGASAWA[4], Kyo KUME[3], Masanori HATASHITA[3], Toshiharu SAKURA[5], Takeyoshi SUNAGAWA[1] (1. Fukui Univ. of Tech., 2. Ontario Tech. Univ., 3. QST(Takasaki), 4. WERC, 5. Nuclear Technology Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F09] Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers

*Yoshihiko Tanimura[1], Sho Nishino[1], Hiroshi Yoshitomi[1], Masa Takahashi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F10] Optimization of tritium analysis time in seawater for screening

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F11] Effective tritium analysis process by a control of photo-luminescence

*Mayu Ohki[1], Tomomune Matsunaga[1], Takuyo Yasumatsu[1], Masanori Hara[2] (1. Tokyo PT, 2. Univ. of Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM

Room G

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

[3G01-06] Critical Heat Flux

Chair:Koji Nishida(INSS)
10:15 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[3G01] Development of Mechanistic Boiling Transition Model (part 1)

*Yasuhiro Masuhara[1], masashi sekine[1], junichi kaneko[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

10:15 AM - 10:30 AM

[3G02] Development of Mechanistic Boiling Transition model (Part 2)

*Masashi Sekine[1], Yasuhiro Masuhara[1], Junichi Kaneko[1] (1. NRA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3G03] CHF and Near-Wall Boiling Behaviors in Flow Boiling on a Vertical Surface

*Hiroto Sakashita[1] (1. Hokkaido University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3G04] Preliminary research on a new model to predict CHF

*Kai Wang[1], Koji Okamoto[1], Nejdet Erkan[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3G05] Investigation of changes in nanoparticle layer properties near CHF

*Koki Nakano[1], Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Yasuo Koizumi[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[3G06] Prediction of Bubble Departure Diameter for Downward Facing Heating Surface with Different Inclination Angle in IVR Condition

*Md Abdur Rafiq Akand[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Department of Applied Quantum Physics &Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan)

11:30 AM - 11:45 AM

Room H

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3H01-04] TRU Transmutation

Chair:Yasunobu Nagaya(JAEA)
10:00 AM - 11:10 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H01] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

10:00 AM - 10:15 AM

[3H02] Minor actinides transmutation technology optimization methods

*Sergei Ryzhov[1], Georgy Tikhomirov[1], Toru Obara[2] (1. MEPhI, 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H03] Neutronics Design of Molten Salt Accelerator-Driven System for TRU burning

*Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3H04] Development of core for reduction of surplus plutonium

*Kimihiro Yokoi[1], Takeshi Mitsuyasu[1] (1. Hitachi)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3H05-07] Advanced Fast Reactor Development

Chair:Takanori Sugawara(JAEA)

11:10 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H05] Development of Light Water Cooled Fast Reactor

*Tetsushi Hino[1], Takao Kondo[1], Junichi Miwa[1], Hideo Soneda[1] (1. Hitachi-GE)

11:10 AM - 11:25 AM

[3H06] Characteristics of spent fuel from breed and burn fast reactor

*Kazuki Kuwagaki[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[3H07] Feasibility of CANDLE burnup for gas-cooled fast reactors

*Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[3H08-11] Safety, Information and Communication Technology

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

2:45 PM - 3:50 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H08] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] (1. TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

[3H09] Application of generalized failure mechanism knowledge to reprocessing plant for maintenance knowledge derivation

*Yuuya Yasuda[1,2], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ., 2. JNFL)

3:00 PM - 3:15 PM

[3H10] Trial of Non-Technical Skill Training Including Application of Incident Command System

*Masaru Hikono[1], Yuko Matsui[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3H11] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. TeMS)

3:30 PM - 3:45 PM

Room I

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

[3I01-05] Uncertainty Evaluation

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

10:30 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[3I01] Study on Probability Distribution of Input Nuclear Data using Random Sampling Method for Uncertainty Quantification of Reactor Physics Parameters

*Ryotaro Kimura[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I02] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

10:45 AM - 11:00 AM

[3I03] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

*Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Toshikazu Takeda[2], Satoshi Takeda[3], Takanori Kitada[3] (1. MHI, 2. Univ. of Fukui, 3. Osaka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I04] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical

©Atomic Energy Society of Japan

Experimental Data

*Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2], Hiroki Koike[3], Daisuke Sato[3] (1. University of Fukui, 2. Osaka University, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I05] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. MHI, 3. Fukui University)

11:30 AM - 11:45 AM

Room J

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[3J01-04] Learn from History

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)
10:00 AM - 11:00 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J01] Observation of Fukushima Accident in Relation with Early Stage Nuclear Power Policy of US Presidents

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] (1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Chief Yoshida and Fukushima 50 Celebration Assoc.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J02] The caurse of Fukushima Daiichi explosion

*Mamoru yoshida Yoshida[1] (1. Thorium Tech Solution)

10:15 AM - 10:30 AM

[3J04] A search-theoretical model for competition between renewable and nuclear power generation

*Takashi Watanabe[1], Kiyoshi Tsutsui[2], Kazuaki Sasaki[3] (1. Office Watanabe, 2. Asiapacific Corp., 3. Northwood Advisors Corp.)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3J05-08] Nuclear Security Technology

Chair:Hiroshi Sagara(Tokyo Tech)
11:00 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J05] Development of automatic dangerous behavior judgment technology using object recognition by deep learning

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Masaki Sudo[1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3J06] Radiation measurement experiment of MOX fuel for Nuclear Security Measurement Technology Development

*Satoshi Suzuki[1], Yoshiki Kimura[1], Mitsuo Koizumi[1], Tone Takahashi[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[3J07] Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

*Yoshiki Kimura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

[3J08] Low-cost non-destructive measurement system for nuclear materials by using Cherenkov detectors

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (1. JAEA, 2. NRIPS)

11:45 AM - 12:00 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3J09-11] Nuclear Non-proliferation and Safeguards

Chair:Tomooki Shiba(JAEA)
2:45 PM - 3:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J09] Institutional and Technical Measures for Rational Nuclear Safeguards for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

*Koji TSUTSUI[1], Hiroshi SAGARA[1] (1. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Feasibility study on light water reactor using U-Pu silicide fuel with inherent safety and nonproliferation features

*Tsukasa Amano[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-2 Nuclear Materials Management

[3J12-13] Nuclear Material Management

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

3:30 PM - 4:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J12] Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris (2) Consideration of external drift data

*Tomooki SHIBA[1], Hirofumi TOMIKAWA[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Yasuhiro SUGIYAMA[2] (1. JAEA, 2. NAIS)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J13] Applicability study of self-indication method to identify the nuclear material using a stationary neutron source

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

Room N

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

[3N01-07] Medical Application and New Detection Method

Chair:Ikuo Kanno(Kyoto Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[3N01] Development of Multi-isotope Analysis with Resonance Ionization Mass Spectrometry

*Hideki Tomita[1], Kotaro Kato[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Tetsuo Iguchi[1], Toshihide Kawai[2], Yue Zhao[3], Masato Morita[3], Tetsuo Sakamoto[3], Ikuo Wakaida[4] (1. Nagoya Univ., 2. Japan Neutron Optics, 3. Kogakuin Univ., 4. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3N02] Effect of external electric field on the resonance ionization of strontium via an autoionization level

*Yoshihiro Iwata[1], Donguk Cheon[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3N03] Autoradiography application of ^{132}Cs produced by means of accelerator based neutron method

*Masaya Yamaguchi[1], Tadahiro Kin[1], Md Kawchar Ahmed Patwary[1], Katsumi Aoki[1], Kosuke Yoshinami[1], Miyuki Uematu[1], Masatoshi Itoh[2], Yukinobu Watanabe[1] (1. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science Kyushu univ., 2. Cyclotron and Radioisotope Center Tohoku univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3N04] Implementation of muon pair production in PHITS

*Yasuhito Sakaki[1], Yoshihito Namito[1], Hiroshi Iwase[1], Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

10:45 AM - 11:00 AM

[3N05] Development of optical fiber type small dosimeter using OSL elements for evaluating the safety of carbon ion radiotherapy

*Yuho Hirata[1], Kazuki Kaneko[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2] (1. Nagoya Univ., 2. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[3N06] Study on gamma-ray dose measurements in BNCT field using an OSL dosimeter

*Satoru Nakamura[1], Yuho Hirata[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3N07] A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

*Sachiko Yoshihashi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Yuuya Yamamoto[1], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka isobe[2,3], Masaki Osakabe[2,3], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI)

11:30 AM - 11:45 AM

Room O

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-3 Application of Beams, Target/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3O01-07] Application and Measurement of Quantum Beam

Chair:Noriyoshi Hayashizaki(Tokyo Inst. Tech.)
10:00 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O01] Electron beam measurement using electro-optic crystal

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3O02] Immobilization of noble metal nanoparticles onto resin surface using radiation

*Satoshi Seino[1], Yuji Takagi[1], Fumiyasu Ishiguro[2], Yuji Ohkubo[1], Shun Fujieda[1], Takashi Nakagawa[1], Takao A. Yamamoto[1] (1. Osaka Univ., 2. LIXIL)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3O03] Study on radiation-induced reaction processes of ligands of metal oxide resist

*Kengo Ikeuchi[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Shinichi Yamashita[2], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3] (1. Osaka Univ., 2. Univ. Tokyo, 3. Tokyo Ohka)

10:30 AM - 10:45 AM

[3O04] Dependence of chemically amplified resist performance on film thickness under electron beam irradiation

*Naoki Maeda[1], Kazumasa Okamoto[1], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3O05] FT-IR Analysis on the Damage of Simulated Cultural Heritage Samples Induced by Ion-Beam and X-Ray Irradiation

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3O06] Highway PC Bridge Inspection using 950 keV Portable X-ray Source

*YANG Jian[1], UESAKA Mitsuru[1], MITSUYA Yuki[1], DOBASHI Katsuhiro[1], KUSANO Jouichi[2], FUJIWARA Takeshi[3], TANAKA Yasushi[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera, 3. AIST, 4. KIT)

11:15 AM - 11:30 AM

[3O07] Development of Three-Dimensional gamma-CT Scan System in BL1U-UVSOR-III

*Khaled Ali[1], Hideaki OHGAKI[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Violeta Iancu[4], Masahiro Katoh[5] (1. kyoto university, 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP , 5. UVSOR)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[3O08-12] Accelertor and Componet Technology

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

2:45 PM - 4:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O08] Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

*Masafumi Ozeki[1], Masashi Yamamoto[2], Kunihiro Miyoshi[1], Akito Aichi[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3O09] Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

*Akito Aichi[1], Masafumi Ozeki[1], Kunihiro Miyoshi[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Tokyo Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3O10] Study of a thermionic electron gun by back-face fiber laser heating

*Nobuhito Osada[1], Aki Murata[2], Noriyosu Hayashizaki[2], Daisuke Satoh[3] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, TokyoTech, 3. AIST)

3:15 PM - 3:30 PM

[3O11] Development of radiation resistant rubber for accelerator equipment

*Tomohiro TAKAYANAGI[1], Yoshihiro Shibanuma[2], Yuji Houfuku[3] (1. JAEA, 2. IRIS, 3. SANEI)

3:30 PM - 3:45 PM

[3O12] A new tune correction method with stair-like additional pole for 150 MeV FFAG accelerator

*Yuhi Waga[1], Yujiro Yonemura[1], Hidehiko Arima[1], Kyosuke Adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Mar 18, 2020

Room H

[3H_GM]「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第61回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H_GM] General Meeting

Room J

[3J_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第24回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J_GM] General Meeting

Room O

[3O_GM]「加速器・ビーム科学部会」第43回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Board and Committee | Fukushima support project

[3I_PL] For the recovery and regeneration of Fukushima

Looking back on the nine years since the Great East Japan Earthquake

Chair:Reiko Fujita(Fukushima support PJ)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[3I_PL01] Activities of Fukushima Support Project in the view point of Fukushima residents

*Reiko Fujita[1] （1. Fukushima support PJ）

[3I_PL02] Progress on Off-site Cleanup Efforts in Fukushima

*Seiji Ozawa[1] （1. MOE）

[3I_PL03] Efforts of Nagasaki University for the recovery of Fukushima

*Noboru Takamura[1] （1. Nagasaki Univ.）

[3I_PL04] Open Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて—震災後 9 年を振り返る—

For the recovery and regeneration of Fukushima-Looking back on the nine years since the Great East Japan Earthquake-

（1）地元と寄り添う福島特別プロジェクトの活動

(1) Activities of Fukushima Support Project in the view point of Fukushima residents

*藤田玲子
元（株）東芝

1. はじめに

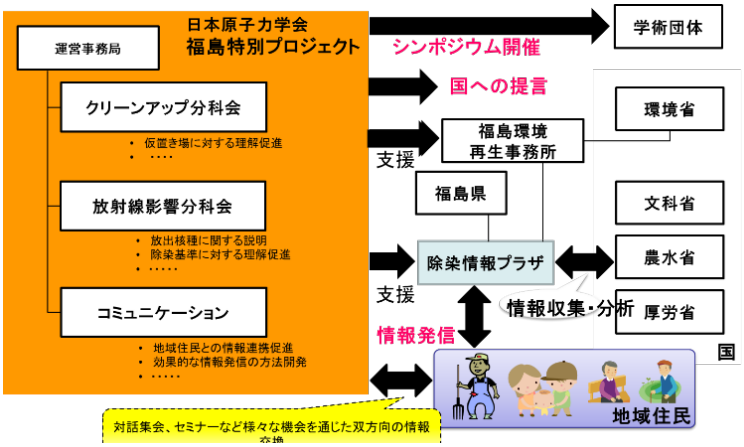
東日本大震災の津波に伴い発生した東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故（福島事故）から 9 年が経った。福島県では 2017 年 3 月には帰還困難区域を除いて避難指示が解除されたが、富岡町や浪江町では未だに帰還した住民の割合が 1 割以下である。本年 3 月 14 日には常磐線が福島事故後初めて全線開通し、双葉町や富岡町の夜の森地区などの帰還困難区域も一部解除され、少しずつ、福島事故前の状況に戻りつつある。しかしながら、浜通りの住民の方々は 9 年の月日の間に避難した先での生活基盤を築いた方が多く、今後、帰還を進めることは容易ではない。

その状況の中で少しでも帰還する住民の方々が増えることを願って福島特別 PJ が続けてきた活動について紹介する。事故直後の活動は既報を参考にしてほしい [1),2)] 。

2. 福島特別プロジェクトの活動

2-1. ミッション

日本原子力学会は福島事故の翌年 2012 年 6 月に福島の住民の方々に寄り沿う活動をするために、理事会直結する組織として“福島特別プロジェクト”を設立した。福島特別プロジェクト（PJ）は“福島の住民の方々に寄り添い、住民と国や環境省の間のインターフェースの役割”を務める。従来の学会活動である学術的な活動ではなく、精神的な活動を行うことをミッションとした。すなわち、住民の立場に立ち、必要な情報を専門家集団として正確でかつ分かり易く発信する（第 1 図）。住民の方々の疑問や不安に対し、住民の立場に立って説明する。発言と活動は独立な立場で行う。実施期間は当初、中間貯蔵施設が設置され、運用されるまでの期間としたが、現在も活動を続けている。



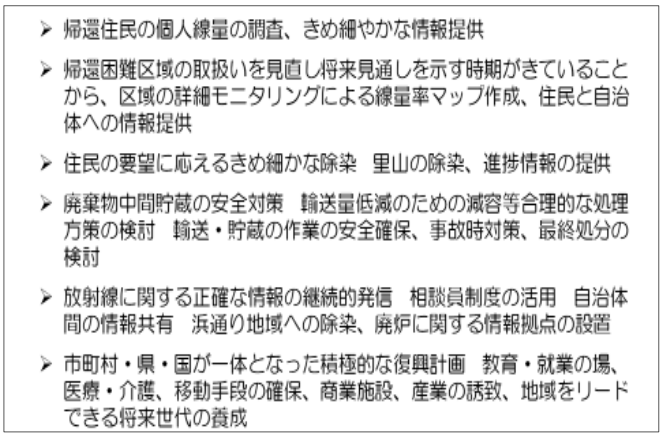
第 1 図　福島特別プロジェクトの機能

2-2. 発刊・提言や見解

前報 [2)] でも述べたように、チェルノブイリ事故後に欧州連合（EU）がまとめた EURANOS プロジェクトの除染技術に関する詳細なデータシートを調査・翻訳した「除染技術カタログ Ver.1」[3)]（2011 年 10 月 24 日）を発刊した。また、環境省の「除去土壌の保管に関するガイドライン（2011 年 12 月第 1 版）」をベースとし、必要に応じてクリーンアップ分科会の検討に基づく推奨事項を付加した仮置場に関する解説資料「－仮置場 Q&A－除去土壌の仮置き場についての疑問にお答えします」[4)]（2012 年 5 月 23 日）を作成した。

事故直後に実施した提言については前報 [2)] にまとめたが、事故後 5 年が経ち、帰還困難区域を除く区域の

避難指示を解除する方針が明らかにされる半年前に、本会 2016 年秋の大会にて、今後に向けた 6 項目の見解を公表した（日本原子力学会「2016 年秋の大会」2016 年 9 月 9 日）（第 2 図）。



第 2 図　震災後 5 年をふまえた除染・帰還・復興に関する見解 6 項目

2-3. シンポジウム

福島特別 PJ の大きなミッションの 1 つはコミュケーション活動である。コミュケーション活動の一環として、事故直後は福島県と共同で「安全・安心フォーラム」（2011 年度）や「除染の推進に向けた地域対話フォーラム」（2012 年度）を実施した。2012 年 5 月 14 日に「第 1 回除染の推進に向けた地域対話フォーラム」（於 : コラッセふくしま）からは福島特別 PJ が主体となり、福島の住民の方々に分かり易い情報を提供するために、環境省、福島県、関係市町村などと協力してシンポジウムを既に 13 回開催してきた。2017 年 3 月 28 日には風評被害を払拭するため、初めて消費地である東京で「消費者のギモン―福島県産ってどうなの？」を開催した。

しかしながら、帰還困難区域を除いた区域の避難指示が解除された 2017 年 4 月以降は浜通りにおいて、シンポジウムより、より小さな規模での集会が有効であると考え、2019 年 7 月 13 日には富岡町にてワークショップを開催し、帰還した住民の生の声を町役場に伝える試みを行った。

2-4. 環境再生プラザへの専門家派遣

福島県の除染を推進するための活動として福島県と環境省が共同で運営する環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）へ土、日曜日および祝日に専門家を派遣する活動を 2012 年 1 月 25 日のオープンから今まで実施してきており、既に派遣した専門家の延べ人数は 1000 名を超えている。この活動は環境再生プラザを訪問する住民などの来館者に専門家として正確な情報を提供することを目的に継続して実施してきているが、派遣されるクリーンアップ分科会のメンバーも最新の除染情報に触れる良い機会となっている。

2-5. 稲作試験

福島事故で最も大きな打撃を受けたのは農産県である福島県の農業であった。しかしながら、本会には農業関連の研究者がほとんどいないため、福島事故により放出、飛散したセシウム（Cs）の農業に及ぼす正確な影響を把握することは難しいと考えた。そこで事故の翌年から JA ふくしま未来（旧 JA そうま）と協力し、南相馬市馬場の水田を借りて稲作試験を実施してきた。当初は 10000Bq/kg を超える汚染土壌もサンプリングされたが、日本の水田の土壌は肥沃な粘土質なため、土壌から稲への移行係数が IAEA でまとめた海外の値に比べて 1 桁少ない 0.01 以下であり、稲への Cs の移行は大変小さいことが分かった。

2-6. おわりに

これまで述べてきたように福島の住民に寄り添った活動は原子力の再生には極めて重要と考えている。今後はトリチウム水で問題となっている水産物に対する風評被害の払拭に努力していきたいと考えている。

本委員会セッションでは福島特別プロジェクトと同様に福島事故直後から福島の地元に寄り添って活動をして来られた環境省の小沢晴司氏と長崎大学の高村昇教授の活動を紹介していただく。

－参考資料－

1) 田中知，藤田玲子，「福島特別プロジェクトの立ち上げ」日本原子力学会誌，Vol.54,No.10,640-641 (2012).
2) 福島特別プロジェクト，「福島特別プロジェクトの活動と今後の展開―福島の環境回復を目指して―」同上, Vol.56,No.3,193-205 (2014).

3) クリーンアップ分科会,「除染技術カタログ Ver.1.0」(2011 年 10 月 24 日)
http://www.aesj.or.jp/information/fnpp201103/chousacom/cu/catalog_ver1.0_20111024.pdf)
4) クリーンアップ分科会,「－仮置場 Q&A－除染土壌の仮置き場について疑問にお答えします」(2012 年 5 月 23 日)
http://www.aesj.or.jp/information/fnpp201103/chousacom/cu/kariokibaqanda20120514.pdf)

---

*Reiko Fujita, The Fukushima Support Project of AESJ

2020年春の年会

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて—震災後 9 年を振り返る—

For the recovery and regeneration of Fukushima -Looking back on the nine years since the Great East Japan Earthquake-

(2) 福島における除染等の進捗について（2020）

(2) Decontamination outside the Plant in Fukushima

*小沢　晴司

環境省東北地方環境事務所

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所の事故後、同年 8 月、政府では放射性物質汚染対処特別措置法を制定、同法に基づき、発電所敷地外の福島県内等の人の生活圏に飛散、沈着した放射性核種（特にセシウム）が付着した土壌等の除去作業を実施してきた。本報告において、これまでの経緯を振り返り、今後の課題について述べる。

Keyword: Fukushima, Decontamination, Risk communication, Ministry of the Environment Japan

1. 除染の主な経緯

2011 年 3 月以降、福島第一原子力発電所周辺地域には避難指示区域が設定され、2011 年 8 月の特別措置法の施行、翌 2012 年 1 月の本格施行に基づき、避難指示区域では国により、同区域外の汚染状況重点調査地域では市町村等により、除染事業が取り組まれた。2017 年 3 月までに帰還困難区域を除く避難指示区域内の除染は終了し、大熊町、双葉町、及び帰還困難区域を除く地域の避難指示は解除された。2017 年 7 月以降、帰還困難区域内に設定された特定復興再生拠点区域内での除染、家屋解体が開始された。除染により発生し、福島県内の仮置場等に保管されている除去土壌等 1400 万㎥については、大熊町、双葉町にまたがる 1600ha の中間貯蔵施設区域に搬入することとされ、2015 年 3 月から搬入が開始され、以降 30 年以内に、福島県外に最終処分することとしている。

2. 除染事業の規模

2018 年 3 月までに福島県内外での除染により発生した除去土壌は 1700 万㎥に達し、除染作業員は延べ 3210 万人、2018 年度までに計上された予算は 2 兆 9 千万円にのぼる。当初用地交渉が難航した中間貯蔵施設用地については、2019 年 9 月までに全体の約 7 割の土地について契約がなされた。用地交渉と並行し、取得用地の形状に順応して分別施設、貯蔵施設、焼却施設等が建設され、除去土壌等の搬入も進められている。

3. 今後の課題

3-1. 中間貯蔵施設への除去土壌の搬入

2018 年度末までに 260 万㎥超が搬入され、2019 年度 400 万㎥、2020 年度も概ね 400 万㎥の搬入を見込み、2021 年度には、帰還困難区域を除き、福島県内の仮置場等に保管されている除去土壌等の概ね完了を予定している。トラック一日 2000 台程度の運搬が想定され、安全な輸送と適切な保管が当面の課題となる。

3-2. 除去土壌の再生利用

搬入開始から 30 年以内の土壌等の福島県外最終処分への道筋を見出すため、低線量の除去土壌については、公共事業の基盤材等の再生利用を進め、処分量の減容化を進めることが課題となっている。

3-3. 避難指示区域解除後の帰還

除染による線量低下、その後の地域の線量の状況を計測し、地域の再生、復興が進められるよう、帰還する住民等の不安に丁寧に対応するとともに、福島県内外への地域再生状況の理解を促すことが課題となる。

参考文献

1 除染の進捗状況について　ふるさと福島の再生に向けて、小沢晴司、日本原子力学会誌、Vol.57, No.6 (2015), 25-28

2 福島の環境回復活動の状況について、小沢晴司、日本原子力学会誌、Vol.59, No.1 (2017), 33-36

*Seiji OZAWA

Northeast Japan Ministry of the Environment

2020年春の年会

福島特別プロジェクト（委員会）セッション

福島復興・再生に向けてー震災後 9 年を振り返るー

For the recovery and regeneration of Fukushima -Looking back on the nine years since the Great East Japan Earthquake-

(3) 福島復興に向けた長崎大学の取り組み

(3) Efforts of Nagasaki University for the recovery of Fukushima

*高村　昇[1]，平良文亨[1]，折田真紀子[1]

[1]長崎大学原爆後障害医療研究所

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所事故直後から、長崎大学は福島における原子力災害医療体制の構築に協力すべく、福島県立医科大学に医師、看護師、診療放射線技師や放射線防護学の専門家を派遣した。さらに、混乱した福島において放射線被ばくと健康影響についてのクライシスコミュニケーションを行うために原爆後障害医療研究所の教授二名を派遣して福島県健康リスク管理アドバイザーとして福島県における講演会活動を行った。

その後原発事故が収束し、避難した自治体が帰還への取り組みを進める中、長崎大学はいち早く帰村宣言を発表した福島県川内村との連携を 2011 年 12 月から開始した。具体的には村内の居住区域における土壌中放射性セシウム濃度測定や空間線量率の測定をもとにした住民の内部被ばく線量の推定を行って、帰還の妥当性について評価を行ったのに加え、住民の帰還が始まった 2012 年 4 月以降、村内外の住民を対象とした放射線についての講演会を行い、さらに 2012 年 5 月からは放射線被ばくと健康影響に精通した保健師を川内村に長期派遣し、戸別訪問を通じたリスクコミュニケーションを展開した。

2013 年 4 月、川内村と長崎大学は包括連携協定を締結し、川内村内に「長崎大学復興推進拠点」を設置した。この拠点の目的は、環境放射能測定や個人被ばく線量評価等を通じた住民の外部被ばく線量評価、食品等の放射性物質濃度評価を通じた内部被ばく線量評価に加え、それらの結果をもとにしたきめの細かいリスクコミュニケーションの実施を通じた復興の支援であった。上述の保健師が川内村に 3 年間にわたって常駐し、リスクコミュニケーションの中心的役割を担った。幸い、川内村は事故前に比較して約 80%の住民が帰還し、「福島復興のモデルケース」として高く評価されている。川内村において、長崎大学が進めてきた「住民、自治体と専門家が一体となった原子力災害からの地域の復興への取り組み」は、本学が原爆被爆者医療、チェルノブイリ支援活動を通じて得られたノウハウを応用したものであるといえる。

2017 年、長崎大学は事故から 6 年後に帰還を開始した福島県富岡町にも復興推進拠点を設置し、川内村と同様に、住民の被ばく線量の評価を通じたリスクコミュニケーション活動を展開している。さらに 2019 年 7 月からは、同年帰還を開始した、原発立地自治体である福島県大熊町の支援も開始するなど、川内村の復興推進支援活動によって得られたノウハウを、他の自治体へと水平展開している。

本講演では、これまでの長崎大学の取り組みの具体例について紹介しながら、特に「原子力災害からの復興における住民、自治体と専門家の連携の重要性」について述べる予定である。

---

*Noboru Takamura[1], Yasuyuki Taira[2], Makiko Orita[3]

[1]Atomic Bomb Disease Institute, Nagasaki University

(Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room I)

[3I_PL04] Open Discussion

震災後8年が経過し、福島県では帰還困難区域を除き避難指示が解除され、除染もほぼ終了し、多くの住民が避難されていた自治体では、復興・再生に向けた取り組みが始まっています。一方では、住民の帰還がなかなか進まない現状や帰還困難区域の再生という課題も残されています。本セッションでは、震災直後から環境省福島環境再生本部副本部長として、直轄地の除染を進め、除染廃棄物の中間貯蔵に向けた取り組みなど幅広い活動をされてきた環境省東北地方環境事務所小沢晴司所長と、川内村と富岡町の復興推進拠点長として、住民の健康相談や放射性物質の線量評価に取り組まれてきた長崎大学高村昇教授に、活動を通じた現地でも経験を中心にご講演いただき、福島特別PJの活動も紹介し、今後の課題などについて参加者とともに考える機会とします。

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3B_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B_PL01] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano[1] (1. Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS)

[3B_PL02] Study on risk evaluation methods for decommissioning of Fukushima Daiichi

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

[3B_PL03] Structural integrity of the reactor building until fuel removal

*Katsumi Takiguchi[1] (1. Tokyo Tech)

[3B_PL04] Study on radioactive waste management scenarios toward end state

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

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（1）福島第一原発廃炉の課題と廃炉委の取り組み

(1) Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima-Daiichi NPS

*宮野 廣[1]

[1]廃炉委委員長，法政大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉・汚染水問題の根本的な解決に向けて、政府は中長期ロードマップを策定し、それに基づく廃炉・汚染水対策の進捗管理を実施している。2013 年 11 月に、1F は原子力規制委員会によって特定原子力施設として指定され、東京電力が廃止措置を実施している。技術的な難易度が極めて高い課題を多く伴うため、東京電力自らによる取り組みに加え、政府による補助事業や施設整備事業を通じ、現場への適用を目指した信頼性の高い技術の研究開発が進められている。

廃炉委は、政府の中長期ロードマップ、NDF/東京電力の技術戦略プランの情報に基づき、廃炉作業を分析、検討して、課題を抽出し、適切な対応策をとりまとめてきた。これらの内容は、報告書として公開するとともに、学会内外に情報発信し、コミュニケーション活動を積極的に取り組んできた。学会内では秋の大会、春の年会を持ち、春には一般向けのシンポジウムを持ち、説明責任を果たしている。2019 年には、ＪＡＥＡの協力を得て、日本機械学会の動エネ部門およびロボメカ部門と連携して廃炉国際シンポジウム FDR2019（International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research ）を開催した。

2. 1F 廃炉活動

2-1. 最新の中長期ロードマップ

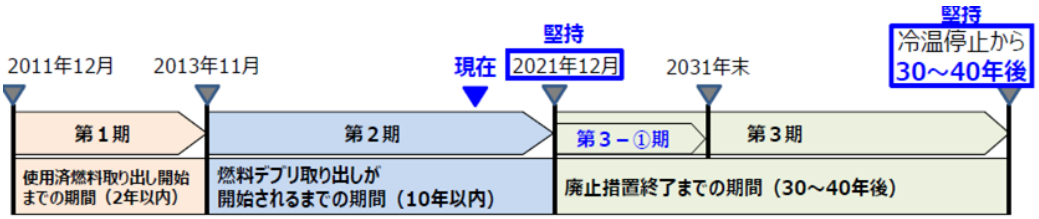
2019 年末に、最新の中長期ロードマップが発表された（図 1 参照）。廃炉作業が終了するまでのマイルストーンを明示し目標となる工程を立てたものである。使用済燃料プール内の燃料取り出し開始までの期間（第 1 期）、燃料デブリ取り出しが開始するまでの期間（第 2 期）、廃炉完了までの期間（第 3 期）に分けられており、現在は第 2 期にあたり、廃炉完了時期を、2011 年 12 月を起点として 30～40 年後としている。使用済燃料プール内からの使用済燃料の取り出しについては、4 号機では 2014 年に完了している。

汚染水対策としては、2020 年内に汚染水発生量を 150m3/日程度に抑制するとともに建屋内滞留水の処理完了を目指している。使用済み燃料プールからの燃料取り出し開始時期については、1、2 号機が 2023 年度目処、3 号機が 2018 年度中頃とされている。燃料デブリ取り出しは、2019 年度に初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定し、事故発生から 10 年後に当たる 2021 年度内に初号機の燃料デブリ取り出しを開始するとしている。

更に、廃棄物対策は、2021 年度頃に、処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通しをつけるとし、燃料デブリの取り出しについては、NDF が「戦略プラン」で技術的検討を行い、以下の方針としている。

取り組みは、ステップ・バイ・ステップのアプローチとして作業は小規模なものから始め、状況を確認しながら、得られる情報に基づいて柔軟に見直しを行いつつ、以下のように段階的に拡大していくとしている。

- 取り出す方法としては、PCV を完全に水で満たす「冠水工法」は技術的難易度が高いことなどから、容器内に存在する燃料デブリを「気中工法」で取り出す工法に軸足を置き進める。
- まず、PCV 底部の横からアクセスして燃料デブリの取り出しを段階的に進める。



作業項目	達成目標	時期
汚染水対策	汚染水発生量を100 m3/日程度に抑制	2025年内
滞留水処理	建屋内滞留水処理完了 建屋内滞留水を2020年度末に半分程度まで低減	2020年内 2022年度～ 2024年度
燃料取り出し	1号機～6号機燃料取り出しの完了 1号機大型カバーの設置完了 1号機燃料取り出しの開始（安全確保・飛散防止対策のため工法変更） 2号機燃料取り出しの開始（安全確保・飛散防止対策のため工法変更）	2031年度内 2023年度頃 2027～28年度 2024～26年度
燃料デブリ取り出し	初号機の燃料デブリ取り出しの開始 （2号機から着手。段階的に取り出し規模を拡大）	2021年度
廃棄物対策	処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し ガレキ等の屋外一時保管解消	2021年度頃 2028年度内

2019年12月27日の見直し決定より

図１　中長期ロードマップ２０１９の要点

2-2. 情報発信・コミュニケーション

廃炉委では、今年度、新たに取り組んだ分科会での成果も出つつある。分科会の最新の活動はセッションの以降の報告で紹介するが、ここでは、その他の最新の活動のいくつかを紹介する。

情報発信は。この 1 年、秋の大会、春の年会に加え、公開シンポジウムを開催した。新たに公開した成果報告は以下の 2 件である。これらは、学会 HP にて公開している。

・廃炉での「リスク評価」
・事故炉の構造健全性評価

１）秋の大会、春の年会「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現状および活動報告-」

・「春の年会」中の 2019 年 3 月 20 日午後、廃炉検討委員会セッション
・「秋の大会」中の 2019 年 9 月 13 日午後、廃炉検討委員会セッション

２）春のシンポジウム

福島第一事故後、9 年が経過する 2019 年 3 月 7 日に、機械振興会館にて、一般向けのシンポジウムをテーマ:「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉－確実な廃炉のために今すべきこと」の内容で開催した。

３）部会、連絡会等との連携

「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」（ANFURD 学協会連絡会）は、原子力関連以外の多くの分野の学術団体 36 団体が参加して、福島第一の廃炉を共に考える集まりである。

改めて参加団体を以下に記す。

エネルギー資源学会、化学工学会、日本物質管理学会、環境放射能除染学会、計測自動制御学会、資源・素材学会、地震工学会、水文・水資源学会、大気環境学会、土木学会、日本アイソトープ学会、日本応用物理学会、日本海洋学会、日本機械学会、日本技術士会、日本気象学会、日本ｺﾝｸﾘｰﾄ学会、日本混相流学会、日本地震学会、日本地震工学会、日本水産学会、日本電気協会、日本土壌肥料学会、日本農芸化学会、日本物理学会、日本放射化学会、日本放射線影響学会、日本保険物理学会、日本保全学会、日本ロボット学会、農業農村工学会、廃棄物資源循環学会、腐食防食学会、プラズマ・核融合学会、レーザー学会

原子力学会内の各部門、水化学、原子力安全、原子力発電、バックエンド、炉物理、核燃料、などの

部門活動と連携した活動を推進している。

４）国際会議の開催　FDR2019「廃炉国際ワークショップ(FDR2019: International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research)」

この会議は、JAEA の協力を得て、日本機械学会（JSME）と日本原子力学会（AESJ）が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、各国の技術者や研究者など１８０人余りが参加した。特に海外からの論文の投稿も多く（40%超）、各会場で常時５０人程度が参加する有意義なものとなった。詳細は、学会誌にて報告、参照願いたい。

５）新たな体制

最新の活動の廃炉委関連の体制を以下にします。

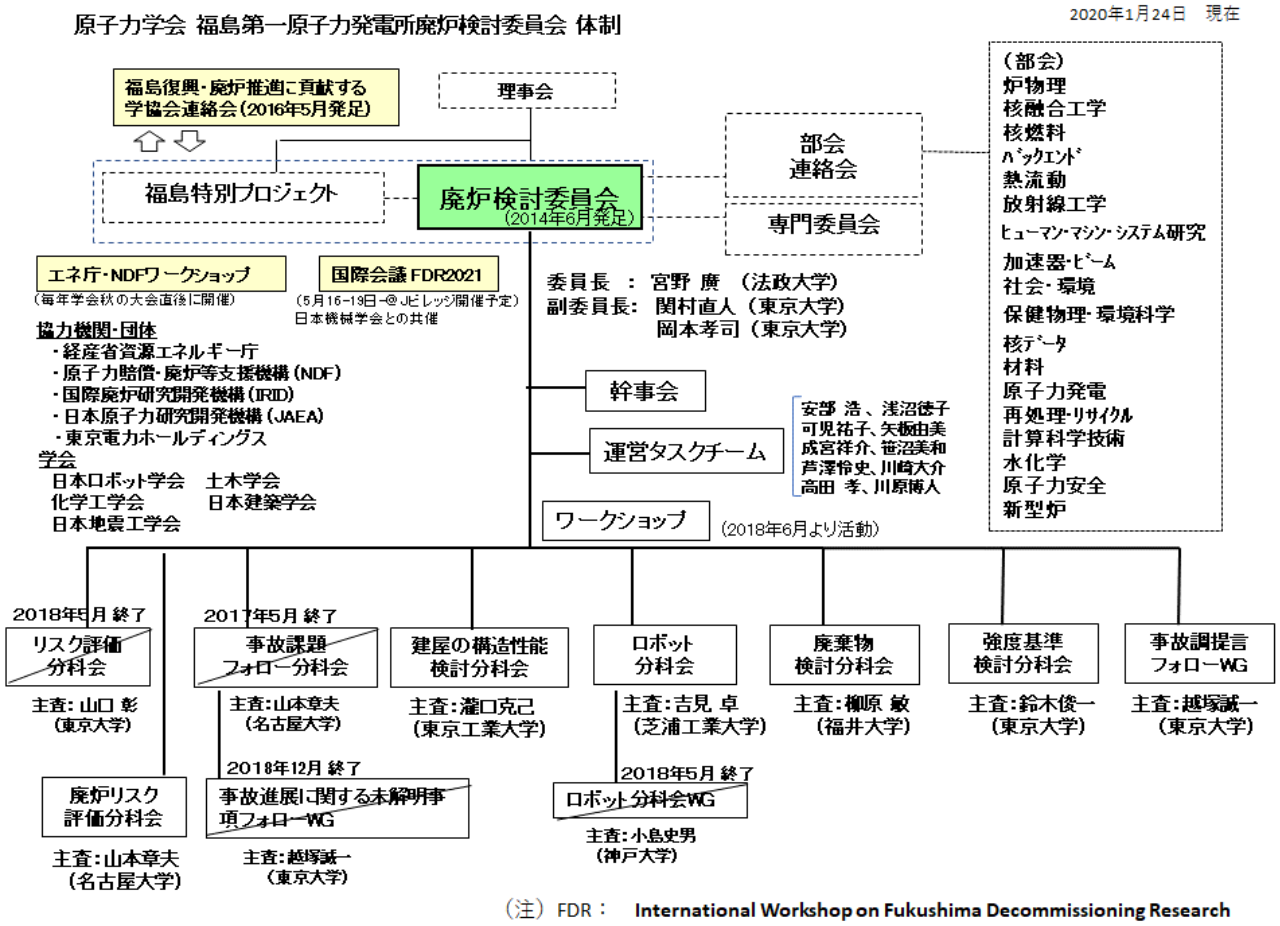


図２　廃炉検討委員会の体制

2-3. 今後の活動

今後の活動の概要を以下に示す。

（１）廃炉委の活動

○福島第一の廃炉作業は、中長期ロードマップに示されたように新たな段階に進む。燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入ると同時に、難しいチャレンジに取り組む。ますます、世界から最先端の技術と英知を結集し、連携を深めて取り組む必要がある。

○2021年の東日本大震災、福島事故から10年目を迎えるに向けた活動に取り組む。

事故調で取りまとめた各界への提言のフォローの活動を始める。廃炉委では学会理事会と連携し、「事故調提言フォローWG」（主査：越塚東大教授）を設置して活動する。

（例）　・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析
・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

フォローテーマの骨子を以下に示す。

１．原子力安全の基本的な事項
（１）原子力安全の目標の明確化と体系化への取組み
（２）深層防護の理解の深化と適用の強化
２．直接要因に関する事項
（１）外的事象への対策の強化
（２）過酷事故対策の強化
（３）緊急事態への準備と対応体制の強化
（４）原子力安全評価技術の高度化
３．背後要因のうち組織的なものに関する事項
（１）専門家集団としての学会・学術界の取組み
（２）産業界の取組み
（３）安全規制機関の取組み
４．共通的な事項
（１）原子力安全研究基盤の充実強化
（２）国際協力体制の強化
（３）原子力人材の育成
５．今後の復興に関する事項
（１）今後の環境修復への取組み

○課題解決型のWSの開催を継続する。
（例）トリチウム水への対応、風評被害、計量管理、弁別の考え方、クリアランスの評価法など
学会としてどのように対応すべきか、議論を進め、社会に発信していかなければならない。

（２）分科会の活動

・「廃炉リスク評価分科会」・・リスク評価法の確立
・「建屋の構造性能検討分科会」・・廃炉の構造評価法の提案(構造劣化の問題)
・「ロボット分科会」・・炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
・「廃棄物検討分科会」・・“目指す姿”（フューチュアプラン）の提言
・「強度基準検討分科会」を新設し、事故炉の強度基準の検討

（３）国際会議

FDR2021（廃炉国際ワークショップ）は、2021 年 5 月 16 日－19 日@J ヴィレッジにて開催を予定している。多くの学会員からの投稿を期待する。

（４）その他の廃炉委のシンポジウム、セッション等の活動

福島の廃炉への取り組みを、今後の原子力発電の安全確保にどのように生かしていくべきなのか。その視点での議論が抜けている。

・福島第一の事故の反省の再考。
・安全確保への本質的な議論と実行に生かす。
・行き過ぎの審査基準の問題への適切な助言（例：厳しすぎる竜巻の風速、津波高さの一律適用と最大予想値を基準とすることの問題）
・「新知見」の問題への対応として、何を「新知見」とするのか、十分に検証されたものを「新知見」とすべきなのか、規格基準への取り込みを論文ベースか、査読論文ベースか

等を検討する。

3. おわりに

福島第一の廃炉作業は、いよいよ初めての取り組みの段階に入る。「燃料デブリのサンプルを取り出しての更なる詳細調査」、「燃料デブリの性状を把握しての取り出し計画の策定」、「燃料デブリの試取り出し」、「燃料デブリの本格取り出し」と段階を踏んで進められる。難しい段階に入る。技術者の英知を結集し、連携を深めていく取り組んでいかなければならない。各組織での活動、連携、さらに廃炉委でのワークショップでの議論を踏まえて、実効的な支援につなげて行きたい。

*Hiroshi Miyano[1]

[1]Chair.of 1F Decommissioning Committee AESJ, Hosei Univ.

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告
Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（2）廃炉作業のリスク評価手法の検討

燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討

(2) Study on risk evaluation methods for decommissioning of Fukushima Daiichi

*山本 章夫[1]，高田 孝[2]，竹田 敏[3]
[1]名古屋大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]大阪大学

1. はじめに

廃炉リスク評価分科会では、原子力損害賠償・廃炉等支援機構がこれまでに開発したリスク評価手法のレビューを中心に、廃炉におけるリスク評価の目的を再確認し、福島第一原子力発電所の現状を踏まえて、合理的に実現可能なリスク分析手法について検討した。本発表では、2019 年 10 月に公開した廃炉リスク評価分科会の報告書[1]をもとに、廃炉作業のリスク評価手法について検討した内容を報告する。

2. リスク評価の考え方

福島第一原子力発電所において燃料デブリを取り出す作業は、現在の準安定状態に手を加え、格納容器に開口部を設けて燃料デブリにアクセスし、準安定状態に変化をもたらす行為である。作業に伴って放射線リスクが増加する可能性があることから、燃料デブリの取り出し作業にかかるリスク評価手法を対象とする。

燃料デブリの取り出しにおいては、原子力安全に関するリスクだけでなく、一般の労働安全に関するリスクや関連する費用が増加するリスク等が存在する。いずれのリスクも廃炉作業の意思決定には重要であるが、燃料デブリの取り出し作業は高い放射能を持つ燃料デブリの状態や位置を変化させる行為であることから、原子力安全に関するリスクを対象とする。

リスクはシナリオ、頻度及び影響の組み合わせ（リスクトリプレット）により表現できることをふまえ、シナリオごとに頻度と影響を評価する必要がある。頻度については、原子力施設で一般的に用いられる単位期間あたりの確率だけでなく、作業達成までの確率の時間積分値も評価する。また、影響については、公衆および環境への影響を代表させるものとして、放射性物質の閉じ込め施設からの放出量と、敷地境界外放出による周辺への影響（敷地境界線量）を評価する。なお、プラント状況には不明確な点が多いことから、まずは全体としてシナリオを把握し、頻度や影響を考慮して絞り込みを行ったうえで、必要に応じて精緻化することとする。

3. リスク分析手法

リスク分析として、まずはハザード分析を実施して、事象進展シナリオを体系的に抽出する。また、概略的なリスク評価を実施して、抽出された事象進展シナリオを、詳細なリスク評価が必要なものとそうでないものにスクリーニングする。その後、必要と判断された事象進展シナリオについて、詳細なリスク評価を実施する。なお、燃料デブリの取り出し作業については得られる情報が限られていることから、現時点で精緻なモデル化を行うことは困難であり、米国で核燃料施設に用いられている総合安全解析（ISA）手法[2]のような簡易的な手法を参考にすることも現実的である。本章ではハザード分析、スクリーニング、定量化について示す。

3-1. ハザード分析

事象進展シナリオを抽出するにあたり、分析対象を明確にする必要がある。具体的には、環境に放出され

る可能性があるリスク源（放射性物質の性状・分布）を特定し、プラント状況（閉じ込め機能や作業状況）を明確にして、その放出経路や誘因事象を特定することが必要となる。

事象進展シナリオの体系的な分析手法としては、MLD、HAZOP 及び FMEA 等がある。MLD は放射性物質が放出されるための要因分析を実施することにより事象進展シナリオを抽出するトップダウン的な手法であり、HAZOP や FMEA は系統設備の機能喪失やプラントパラメータの変化からリスク源が環境へ放出される事象進展シナリオを抽出していくボトムアップ的な手法である。ボトムアップ手法とトップダウン手法の組み合わせにより、論理的で見落としの少ない事象進展シナリオの抽出が可能になる(図 1)。

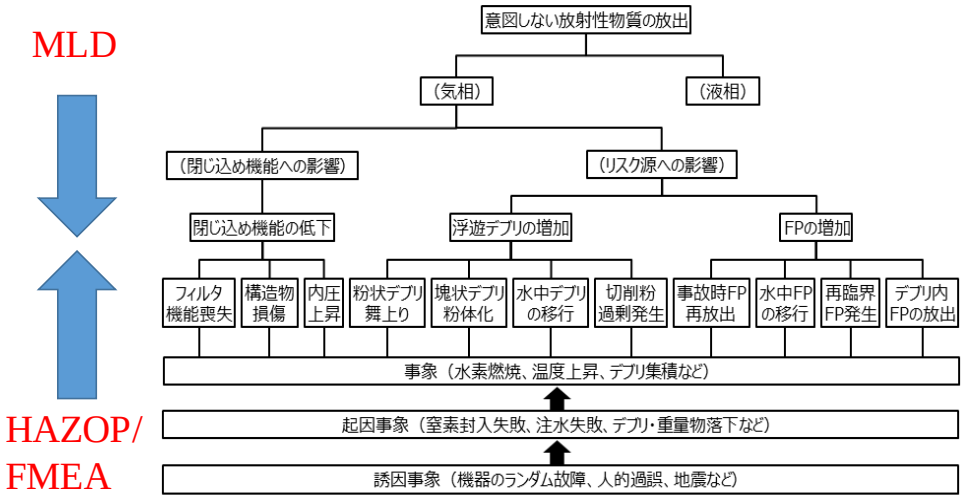


図 1 ハザード分析を整理した気相放出に至るシナリオの例

3-2. スクリーニング

スクリーニングを実施するにあたり、評価者のバイアスを抑制するための仕組みを設けるため、事象進展シナリオの頻度と影響を定性評価するための重要度評価指標を設定してその過程を明示することが必要となる。重要度評価指標は、例えば、事象進展シナリオの発生頻度の判定基準（「非常に起こり難い」、「起こり難い」及び「起こり得る」等）と影響の判定基準（「影響はない」、「影響はほとんどない」及び「影響があり得る」等）を設定した上で、頻度及び影響の判定の組み合わせに対して重要度の「高」、「中」及び「低」を設定する方法等が考えられる。

3-3. 定量化

頻度については、事象進展シナリオを起因事象ごとに ET で整理し、ET のヘディングに設定する各事象の条件付発生確率を FT モデルや工学的判断等により設定することで、一連の発生確率が評価できる。機器の失敗確率や物理・化学現象の発生確率については、公開のデータベースを活用して与えることや、簡易なモデルと工学的判断を組み合わせて評価することが考えられる。

影響については、五因子法[3]により概算評価が可能である。五因子法では放射性物質の総量（MAR)、事象の影響を受ける割合(DR)、事象の影響を受けたもののうち雰囲気中に放出され浮遊する割合(ARF)、肺への吸入性微粒子の割合(RF)、環境中に漏えいする割合(LPF)を乗じて放射性物質の放出量を求める（式(1)）。

$$[\text{放射性物質放出量}] = [\text{MAR}] \times [\text{DR}] \times [\text{ARF}] \times [\text{RF}] \times [\text{LPF}] \quad (1)$$

4. リスク分析手法の適用性検討

リスク分析を実施するにあたり、現状と各作業工程において、リスクに影響し得るプラント状況、工法及び作業の違いを特定する必要があるため、本検討ではこの違いを例示した。また、例示した違いについて、リスク分析手法を用いて評価する方法を示した。

プラントの状況の違いの例として、PCV の補修や開口部の設置により静的閉じ込め機能に変化がある場合、

気相部及び液相部に浮遊する放射性物質の漏えいのしやすさが異なることが挙げられる。この影響は LPF の違いによって表すことができる。工法の違いの例として、燃料デブリへのアクセス方法の違いにより、取り出し装置等の重量や設置高さや、重量物又は燃料デブリや構造物の切削片が落下したときの燃料デブリの粉体化等への影響が異なることが挙げられる。これらの影響は支持構造物の耐震性や、DR、ARF 及び RF の違いによって表すことができる。作業の違いの例として、燃料デブリの取り出し時においては燃料デブリ切削装置の設置や当該設備を用いた人的作業が新たに発生することが挙げられる。当該作業に伴う人的過誤の発生を起点とした事象進展シナリオは、HAZOP による分析において系統設備や作業に伴うパラメータを適切に選ぶことによって抽出できる。

5. まとめと今後の課題

福島第一原子力発電所の廃炉における重要なリスク源である燃料デブリ及びその取り出しについて、リスク評価手法を検討した。今後は、検討した分析手法を活用しつつ福島第一原子力発電所の定量的リスク評価を実施し、安全かつ速やかな廃炉に資するためのリスク情報を提供していくことが望まれる。また、廃炉作業者に対するリスクの評価、経年劣化、廃炉作業で得られる知見の反映が必要となると考えられる。

参考文献

[1] 一般社団法人　日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　廃炉リスク評価分科会 (2019) 『廃炉リスク評価分科会　報告書（燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討)』
(URL: http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public)

[2] USNRC, “Integrated Safety Analysis Guidance document”, NUREG-1513, (2001)

[3] USNRC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410,(1998)

*Akio Yamamoto[1], Takashi Takata[2], and Satoshi Takeda[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JAEA, [3]Osaka Univ.

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS

燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性について

Structural integrity of reactor building until fuel removal

*瀧口　克己[1]

[1]東京工業大学・名誉教授

1. 概要

本講演タイトルは、建屋の構造性能検討分科会が、2019 年 3 月にまとめた中間報告書・第一報のタイトルである。この報告書は日本原子力学会の H.P.の会員限定欄で閲覧可能である。

ここでは、その報告書の概要を説明する。種々の仮定の背景、すなわち、知見の確かさの水準、性能評価上の安全率等について述べることになる。地震動に対する建屋の安全性をどのように評価しているかということを論じるともいえる。

2. 主旨

建屋の地震に対する安全性をどう評価するかという主題は、色々な局面で議論を繰り返す必要がある。例えば、材料の力学特性の経年変化を調べる際に、それが建物あるいは部材の構造特性とどのような関連性をもっているかを十分に把握されていることが前提となるが、現実には、その検討が十分とは言えない場合も散見される。

この活動報告が、解析や調査における重要度の判断に役立てば、また、検討洩れ事象の有無を良く考えてみる契機となれば本望である。次に報告書の目次を示す。

3. 報告書の目次

1. はじめに
   1.1 建屋の構造性能検討分科会について
   1.2 報告書の位置づけ
2. 基本事項
   2.1 福島第一原子力発電所の廃炉と現状のリスク
   2.2 検討対象
   2.3 考慮する地震動
3. 原子炉建屋の耐震性評価
   3.1 福島第一原子力発電所の耐震設計の経緯
   3.2 原子炉建屋の耐震性評価方針,
   3.3　地震応答解析手法の検討
   3.4 耐震性評価の目安値の検討
   3.5 基準地震動 Ss に対する対象施設の評価
   3.6 検討用地震動に対する対象施設の評価,
   3.7 対象施設の耐震性について
4. 建屋の構造性能に関する今後の課題
5. おわりに

---

*Katsuki Takiguchi[1]

[1]Professor Emeritus at Tokyo Institute of Technology

2020年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（4）エンドステートに向けた放射性廃棄物管理に係る様々なシナリオの検討

(4) Study on radioactive waste management scenarios toward end state

*柳原 敏[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）の廃炉に係る中長期ロードマップでは、2021 年から燃料デブリの取り出しを予定している。これは 1F サイトの新な利用を目指すゴール（エンドステート）に向けた第一歩である。ゴールに至る過程には様々な選択肢（シナリオ）がある。廃棄物検討分科会では、国際機関における廃炉・サイト修復に係る検討内容の調査[1],[2]、わが国の廃棄物管理に係る現状の整理、これまでに発生した廃棄物の物量、性状、処理・保管状況の調査を進めるとともに、今後発生すると予想される廃棄物量の推定結果などに基づき、エンドステートを視野に入れた廃炉とサイト修復の方針及び廃棄物管理シナリオを検討した。本報告では廃棄物検討分科会が実施した検討結果について紹介する。

2. シナリオの検討

2.1 タイムライン

廃炉・サイト修復では発生する放射性廃棄物の行先、放射性廃棄物の発生量の抑制、サイトの有効利用を視野に入れたエンドステート及びタイムラインの検討が重要である。また、エンドステートの姿によっては発生する放射性廃棄物の量が異なり、それに応じて廃棄物対策も異なるため、エンドステートや中間エンドステートを定めて、廃炉作業に取り組むことが求められる（図 1）。なお、この検討において重要なことは 1F サイトをどのように活用するかの視点である。

2.2 シナリオの範囲

1F のエンドステートにおける「機器・構造物及び汚染土壌などの撤去の範囲」、また、「機器・構造物の解体からエンドステートに至るまでの期間」を変数とし、その状態を以下の 2 ケースとした。

A： 機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染が全て取り除かれた状態

B： 機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染の一部が管理・監視の可能な状況で残存する状態

また、エンドステートに至るまでの主要な工程は、廃炉作業とサイト修復とし、廃炉作業は即時解体と遅延解体（安全貯蔵のあとに解体撤去）を想定した。

① 原子炉施設に存在する機器・構造物の解体撤去（廃炉工事）

② サイト内の汚染した土壌、構造物などの撤去（サイト修復）

③ サイト修復が終了しサイトの利用が可能になるまでの猶予期間

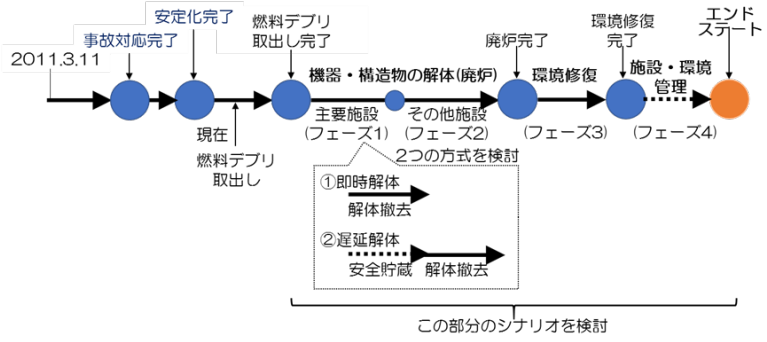


図 1 検討の対象範囲と時間軸

2.3 シナリオの設定

廃炉とサイト修復に係る活動を大きく 4 期（フェーズ 1-4）に分類するとともに、放射性廃棄物の行先としては、概括的に「処分場に処分」、「サイトで貯蔵」、「廃棄物をできるだけ発生させない（除染・解体領域を限定して原子力施設の管理を継続）」の３つを基本とした。また、「放射性廃棄物をできるだけ発生させない」

については、どこまで解体するのか（「建屋解体まで(地下構造物残存)」、「全て解体撤去」など)、どこまで除染するのか（「サイトの除染・修復の程度」）など、様々な選択肢があり得る。これらの選択肢を考慮した上で、上述したタイムライン及び領域区分に対し、2 つのエンドステートの状態（制限なし解放、制限付き解放）と 2 つの廃炉方式（即時解体、遅延解体）を組み合わせた 4 つのシナリオを設定した(図 3)。なお、時間軸の考え方の目安の一例として、A には中長期ロードマップの目標行程として挙げられている 30 年程度、B には 100 年程度、C には低レベル放射性廃棄物処分施設の管理期間と同様の 300 年程度が考えられる。

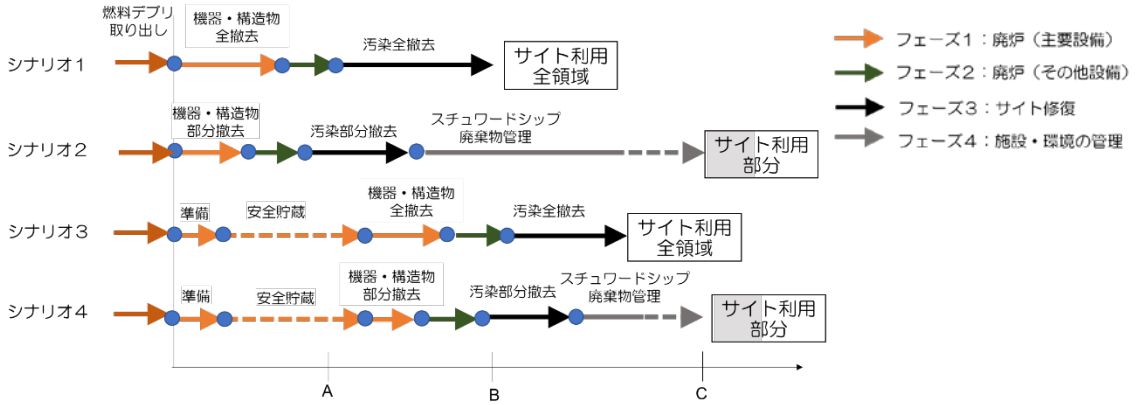


図３ シナリオのタイムラインとサイト利用の可能性

3.シナリオの特徴

①シナリオ 1：即時・全撤去

汚染した機器・構造物及び汚染土壌などを早い時期に全量撤去するため、サイトはクリーンな更地となる。但し、機器・建屋の放射能の減衰はあまり期待できないため、工事が困難となる可能性がある。また、大量の放射性廃棄物が比較的短期間で発生するため（約 800 万トン）[3]、この廃棄物の保管・搬出状況が工事に影響を及ぼす可能性があり、処分が実現できないとサイト解放が不可能となる。

②シナリオ 2：即時・部分撤去

機器構造物の一部（地下構造物）及び土壌等の汚染を管理・監視の状態で残すため、廃炉・サイト修復を早期に終了できる。廃炉工事では、地上部のみの解体であり、サイト修復では安全を確認した上で汚染土壌等を残して一部領域の管理・監視を継続するため、放射性廃棄物の発生量を低減できる。放射性廃棄物は処分施設に搬出可能となるまで保管施設に保管するため、保管が長期に及ぶ可能性がある。

③シナリオ 3：全撤去・安全貯蔵

施設を安全貯蔵の状態に置くため、廃炉工事に取り組む時期は遅くなるが、この間に施設解体の技術的な準備が可能になり、また、放射能の減衰により安全貯蔵後の作業が容易になる。さらに、安全貯蔵期間中には放射性廃棄物の処分施設を確保し、サイト修復を進めることができる。サイト全域の解法が可能であるが、廃炉・サイト修復の終了時期が遅れるため、サイトの有効利用が可能になるまでに長期間を要する。放射性廃棄物は全てサイト外に搬出するが、廃炉・サイト修復の終了（フェーズ 3 の終了）までにはその他の施設の廃炉工事及びサイト修復で発生する放射性廃棄物はほぼゼロになることが予想される。

④シナリオ 4：部分撤去・安全貯蔵

施設を安全貯蔵の状態に置くため、廃炉作業に取り組む時期は遅くなる。この期間中には、施設解体の技術的な準備、機器・構造物の放射能の減衰による作業の容易化、放射性廃棄物の処分施設の確保、サイト修復の実施の可能性がある。施設は地上部のみを解体、また、サイト修復では安全を確認した上で一部領域の継続した管理・監視が行われるため放射性廃棄物の発生量をかなり低減できる。サイトには地下構造物及び汚染土壌等が残存し、また、放射性廃棄物保管施設が設置されるので、サイト解放は限定される。安全貯蔵期間に加えて、放射性廃棄物の処分施設の確保、残存施設の放射能の減衰を待つことが必要なことから長期

間を有する。なお、廃炉・サイト修復の終了（フェーズ３の終了）まで待てば、その他の施設の廃炉工事及びサイト修復で発生する放射性廃棄物はほぼゼロになることが予想される。

以上に示した様に、原子炉建屋、タービン建屋の地下部分及び汚染を管理・監視の状態で残存させる場合(シナリオ2、4)では、主要施設の廃炉工事から発生する廃棄物量を約半分に、またサイト修復で発生する廃棄物量を大幅に減少することができる。なお、放射性廃棄物は時間の経過とともに放射能が減衰するため、レベル区分毎の廃棄物量が変わり、放射性廃棄物として取り扱う必要がなくなる可能性もある。例えば、主要核種が ^{137}Cs であると想定すると、フェーズ１の開始時に比較して放射能濃度はAの段階で約2分の１、Bの階で10分の1、Cの段階で1000分の1程度になることが予想される。また、その他施設の廃炉工事とサイト修復から発生する放射性廃棄物のレベル区分をL3（放射能レベルが極めて低い廃棄物）とし、その濃度に対する放射性廃棄物の重量分布が一様（100Bq/gから0.1Bq/gまで一様に分布）であると仮定すると、シナリオ３，４におけるフェーズ２−４の放射性廃棄物はゼロになる。

4.おわりに

１F廃炉の最終状態として事故前の状態に戻すことが困難であるとすれば、如何なる姿を目標とするかの議論が必要になる。海外の例でも、原子力サイト全体を完全に解放した例は稀であるが、米国エネルギー省の環境管理プログラムにおいてサイトの一部をビジネスセンターや公園に利用している例がある。

エンドステートには、原子力施設としての利用、一般の人々のサイト立ち入りを限定した利用（制限付き解放)、誰もが自由に利用できる土地（施設）として解放（無効束解放）など、様々な選択肢が考えられる。これらの検討では、サイトの利用形態やサイトの活用時期をサイト周辺の環境も考慮して検討することが求められ、以下の視点が必要と思われる。

- サイトの有効利用（一部/全部、制限/無制限）が可能か
- 安全性（作業員及び公衆、合理性（経済性）は確保されるのか
- 放射性廃棄物の安全な管理は可能、また、放射性廃棄物の行先を決められるのか
- エンドステートまでの概略工程が社会的受容性を有するか

参考文献

[1] IAEA, Experience and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of accidents, 2014
[2] OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of Nuclear Installations, 2016
[3] H. Kawamura, et al., Decommissioning and Environmental remediation Scenario development for Fukushima Daiichi, Proceedings of TopSafe 2017, 12-16, February 2017 IAEA

*Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

Planning Lecture | Over view Report | Ministry of Ecnomy, Trade and Industry

[3C_PL] Pursuing Nuclear Innovation

Chair:Seiichi Koshizuka(The Univ. of Tokyo)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C_PL01] Pursuing Nuclear Innovation - METI's approaches -

*Kentaro Funaki[1] （1. METI）

[3C_PL02] Pursuing Nuclear Innovation - MEXT's approaches -

*Takashi Kiyoura[1] （1. MEXT）

[3C_PL03] Pursuing Nuclear Innovation - JAEA's approaches -

*Toshiyuki Momma[1] （1. JAEA）

[3C_PL04] Ecosystem for Promoting Nuclear Innovation 【 Panel Discussion】

*All Presenters[1]、Kimiaki Moriya[2]、Kimura Yoshitaka[3] （2. NSRA, 2. MHI）

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2020年春の年会

総合講演・報告　経済産業省/文部科学省（共催）

原子力イノベーションの追求

Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎[1]，*清浦 隆[2]，*門馬 利行[3]，越塚 誠一[4]，守屋 公三明[5]，木村 芳貴[6]

[1]経済産業省，[2]文部科学省，[3]日本原子力研究開発機構，[4]東京大学，[5]原子力安全研究協会，[6]三菱重工業株式会社

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。

これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。本講演では、関係機関における取組みを共有・議論することにより、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

具体的には、経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進、特に事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に取り組んでいるところであり、参考となる海外諸国での取組み事例とともに紹介する。

文部科学省は、2019 年 8 月の科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において「原子力イノベーションの実現に向けた研究開発・研究基盤・人材育成施策の見直しについて」として、多様な社会的要請に応えつつ、原子力イノベーションを支える基礎基盤研究を戦略的に推進するため、現行の原子力研究開発事業及び人材育成事業の見直しを図ることを打ち出しており、この検討・準備状況について紹介する。

また、日本原子力研究開発機構は、上記の作業部会において、「原子力イノベーションに向けた原子力機構の取組について」として、2017 年 3 月に策定した「イノベーション創出戦略」を強化し、外部との協働・共創によるイノベーションデザイン、自らの知見・技術基盤の活用と他分野の最先端成果の取り込み、オープンイノベーションの場などを新たに加えるべき方向性として打ち出しており、その具体的内容等について紹介する。

上記の３つの講演をもとに、民間企業からの参加を得てパネル討論を行い、原子力イノベーションの推進に向けた関係機関の今後の展望を議論する。

---

*Kentaro Funaki[1], *Takashi Kiyoura[2], *Toshiyuki Momma[3], Seiichi Koshizuka[4], Kimiaki Moriya[5] and Yoshitaka Kimura[6]

[1]Ministry of Economy, Trade and Industry, [2]Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]University of Tokyo, [5]Nuclear Safety Research Association and [6]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Planning Lecture | Over view Report | Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

[3D_PL] Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

Chair:Yosuke Katsumura(JRIA)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D_PL01] Latest status of understanding of FP behavior in the 1F plant

*Junichi Takagi[1] (1. Toshiba ESS)

[3D_PL02] Survey results of experimental studies on FP behavior

*Masahiko Ohsaka[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Short, medium and long term behavior of FPs

*Hidetoshi Karasawa[1] (1. IAE)

[3D_PL04] Major contribution and roles of the committee

*Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

総合講演・報告３

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告

― 3 年間の活動実績と今後の展開 ―

Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

（1）実機での FP 挙動に関わる状況把握の現状

(1) Latest status of understanding of FP behavior in the 1F plant

*高木 純一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

1. はじめに

WG3（**技術課題摘出** WG）の活動を中心に、WG3 で議論された実機での FP 関連実測データを整理し、これまでに報告された 1F での FP 挙動に関わる状況把握の現状をまとめる。さらに廃炉作業に係わる FP 関連の技術課題の整理と今後の対応について言及する。

2. WG3 における活動概要

2-1. WG3 でのこれまでの報告概要（中間成果）

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ることを目的とする。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する。この両輪を適切に回すために、より多くの現場の情報を入手して分析・評価することが必要になる。

これまでの活動では、1F プラントの実機データとして、汚染水処理実績（第 1 回）、格納容器内線量率調査状況（第 2 回、図 1）、1 号機原子炉建屋環境改善の取組み（第 5 回）、2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果（第 6 回、図 2）の報告があった。また、放射性廃棄物に関わる評価結果として、廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ（第 3 回）、汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定（第 7 回）が報告された。さらに、実機放射能挙動の解析コードの観点からの推定評価に関して、汚染水の現状とその評価手法、（第 5 回）、再注水時の H_2/FP 放出促進（第 6 回）、短/中/長期 FP 挙動解析手法（第 7 回）が報告された。これらの成果はいずれも実機の知見に基づく観察結果ないし分析・評価結果であり、1F 事故に基づく課題摘出のためには不可欠な情報である。講演題目の一覧を表 1 に示す。

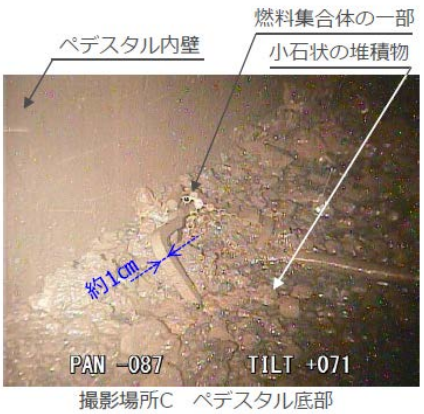


図 1　2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果 [1)]

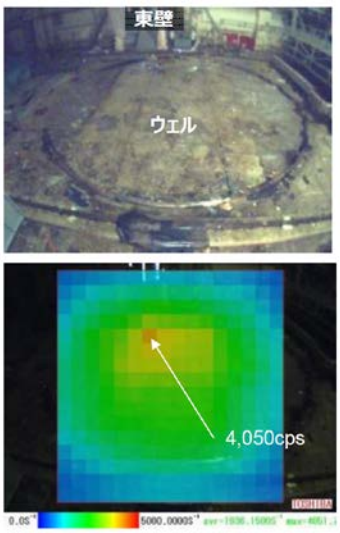


図 2　2 号機原子炉建屋オペフロ－ウェル周辺の主要線源分布 [2)]

表１　WG3 にて報告された講演題目一覧

回	年	月日	分類	講演題目	所属
1	2018年	11月17日	解析評価	Phebus-FPT3 実験結果の概要と福島第一原発事故中のFP挙動との対比	研究機関
			実機データ	福島第一原子力発電所における汚染水処理の実績	メーカー
2	2018年	2月19日	実機データ	福島第一原子力発電所格納容器内調査 線量率調査状況	ＩＲＩＤ
			解析評価	原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価- Backward 評価の例-	研究機関
3	2018年	7月31日	廃棄物データ	廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ	研究機関
4	2018年	11月15日	リスク評価	燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の開発－現状と課題	ＮＤＦ
			性状	核分裂生成物の基礎性状について	研究機関
5	2019年	3月12日	実機データ	福島第一・１号機原子炉建屋環境改善の取組み	メーカー
			解析評価	汚染水の現状とその評価手法	研究機関
6	2019年	7月17日	実機データ	2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について	電力
			解析評価	1F事故注水停止後再注水時の水素およびFP放出促進について	研究機関
7	2019年	11月12日	廃棄物データ	福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定	メーカー
			解析評価	短/中/長期FP挙動解析手法	研究機関

2-2. 1F の放射能データの現状

上述の実機データについては、事故から 9 年が経過した現在でも十分な情報が得られている訳ではない。タービン建屋を経て多核種除去装置に導かれている汚染滞留水のデータは、比較的採取が容易であり、そのデータ点数も多いと言える。しかしながら、これらのデータはソースタームの観点からは下流側のデータであり、発生源からの FP 挙動を推定評価するためには十分な情報とは言えない。一方、格納容器内の調査は漸く進展を見せてきたが、高い放射線量のためにアクセスが極めて困難であり、現時点はまだカメラによる目視の段階であり、放射能データの採取はこれからのチャレンジとなる。従って、核種の分布や化学形態の情報については未だ皆無に近い状況である。

また、建屋から放出された放射能による汚染廃棄物のデータは、金属・コンクリート等様々な形態があるが、その由来は個々に異なっており、ソースタームとの関連を系統的に調査することは困難を伴う。これらのデータは環境影響の評価や処分シナリオの構築に資するものとして重要な意味を持つと言えよう。

このような状況で、核種移行挙動の解析ツールを用いて、Backward 評価の視点からソースタームを推定していく試みがすでに始められており、将来的なベンチマークを見据えつつ、当面は限られた情報から核種の発生、移行、付着、離脱挙動を推定評価する努力を続けていくことが強く求められている。

2-3. 廃炉作業に係わる FP 関連の技術課題の整理

このような現状を踏まえ、本研究専門委員会が 1F 廃炉推進にどのように貢献して行けるかを考える時、WG3 の活動は極めて重要である。WG1 と WG2 との橋渡しを行いながら、解析精度向上とともに、何よりも 1F 廃炉作業の効率的遂行と作業従事者の被ばく低減のための提言を果たして行きたい。

克服すべき技術課題を整理すると以下のようになると考えられる。

①調査に伴う汚染データの取得

PCV 内部調査、オペフロ調査に伴い、今後、多種多様な汚染データ（バルク、付着）や線量率データの取得が図られていく。それらの情報に迅速にアクセスし、分析する体制を整えることが重要である。調査が優先することは当然であるが並行して効率的・合理的なデータ取得の検討が必要である。

②FP 核種の化学形態の同定

通常の元素分析、核種分析に加え、FP 挙動の詳細を把握するためには化学形態の特定が必須である。これまで、ヨウ素やセシウムに関して代表的な化学形態しか考慮されていなかったが、1F 事故の知見から、従来想定していなかったシリコン等を含んだ化学形態の存在が指摘されている。

③燃料デブリ取り出し（少量サンプリング～小規模な取り出し）への要求事項の提言

デブリ随伴 FP（燃料デブリ中の FP）と付着 FP（PCV 内の構造材等への付着 FP）の両面から FP 挙動を総合的に評価する必要があるが、そのためには今後のデブリ取り出しにおいて、サンプリング項目、分析項目を明確にして要求事項をきちんと提言していく必要がある。

2-4. WG3 の廃炉作業への寄与目標と役割

本報告の最後では研究専門委員会の廃炉への寄与と役割を総括するが、ここでは、WG3 が担う廃炉作業へ

の寄与目標と役割について述べる。

まず、事故後 FP の分布、存在形態の把握に関して、実測値の収集とそれに基づく FP 分布、化学形態の把握が必要である。廃炉作業推進の観点では FP の除去性の把握が必要であり、そのためには除染手法とその効果確認法の提案が必要となる。さらに、蓄積 FP の影響評価としては被ばく線量評価手法の提案、汚染水処理法の有効性評価が必要であり、最終的に総合的なリスク評価への提言が求められて行くと考えられる。

このように WG3 では、常に実機データに基づく議論の構築と、そこから得られる廃炉作業推進への寄与目標と役割を常に意識し、WG1、WG2 との共同作業を進めて行くこととする。

3. おわりに

今後の制約の多い廃炉推進作業の中で、作業遂行と被ばく低減を達成するためには、FP 核種のデータ取得が極めて重要となる。全体最適を図りつつ、コンセンサスを得た上で、有用な情報取得を行い、FP 挙動評価を解析、実測の両面から推進していく体制を整えたい。

参考文献：

1) 東京電力 HD、「福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果」（2018 年 2 月）
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf

2) 東京電力 HD、「2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～」、特定原子力施設監視・評価検討会（第 71 回）、（2019 年 5 月）https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf

*Junichi Takagi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2020年春の年会

総合講演・報告３

「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 - ３年間の活動実績と今後の展開 -

Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

(2) FP 挙動評価に関する実験研究の調査結果

(2) Survey results of experimental studies on FP behavior

***逢坂 正彦[1]**

[1]原子力機構

1. 活動の目的

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を評価することが不可欠である。本「WG1 FP 実験」では、解析等に関する他の 2 つの WG からのニーズ等を踏まえ、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して、提案のベースとなる FP 現象・挙動についての課題リストの作成を行ってきた。

2. FP 現象・挙動についての課題リストの作成と今後の進め方

ソースタームに関する PIRT 等に基づき、SA 時の FP 放出移行に係る現象・挙動を時系列や原子炉内で主に生じる場所等に応じて 11 の項目に区分した。これらの区分ごとに、熱流動、SA 解析、化学、計算科学、燃料等、多様な専門性を持つ委員から、FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等について、計 20 件の調査を行い、現象・挙動リストとしてまとめた（表 1）。さらに、1F 廃炉に資するための実験提案につなげるために、各現象・挙動について 1F 廃炉における研究課題等[1]との関係性を考察した結果、「廃炉に要する数十年間にわたる長期的な FP 放出移行」について重要な課題であると考え、今後調査をすすめていくこととした。また、試験的デブリ取り出しが 2021 年内に計画されている状況[2]において、重要課題の解決に必要なデブリの分析及び評価に関して、WG1 として検討していくことも重要であると考えられる。

表１　FP に関する現象・挙動リスト

	項目	概要	講演項目
①	MOX／高燃焼度燃料影響	FP放出挙動への影響	・FP放出挙動
②	FP化学挙動（高温）	Bの化学的影響、Cs等の鋼材との化学反応　等	・FP化学研究 ・付着FPの高度分析
③	デブリ／廃棄物中FP分布	Sr，Ba，B等の残留・分布	
④	FPリーク経路	パッキン、隙間、スクラビング	・SA解析コードのモデルと課題
⑤	FP化学挙動（低温）	I/Cs/Ru化学	・ラジオリシスの影響 ・I/Cs/Ru化学　　・Sr/Iの溶液化学
⑥	FP挙動（低温）	FPエアロゾルのコンクリ等への沈着・浸透・再浮遊	・コンクリートへのFP浸透挙動 ・新規除染材等開発
⑦	水分・酸化等影響（低温）	スプレー、スクラビング、吸湿・溶解	・SA解析コードのモデルと課題
⑧	水相移行	デブリ・沈着物からのFP溶出、壁面等への沈着、水位変化時の移行	・スラグからの元素溶出挙動 ・FP浸出挙動
⑨	物理化学性状変化	デブリ、沈着物の水分等との反応、酸化など、性状変化によるFP溶出・再浮遊・再固着	・1F除染技術開発
⑩	関連	炉外、他施設等	・環境動態研究　　・1F放射性微粒子の分析及び評価 ・再処理事故時のFP挙動評価
⑪	その他	全体、SA、実験設備、Pjサーベイ	・レベル2 PRA　　・FP関連実験調査と国内施設紹介 ・SARNET PIRTの紹介　　・FP関連の計算科学技術の現状 ・ロードマップの作成について　　・廃炉リスク評価

[参考文献]

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、６つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について（案）、廃炉研究開発連携会議（第６回）、平成２９年１２月２１日.

[2] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ、令和元年 12 月 27 日.

*Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年春の年会

総合講演・報告 3

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告

—3 年間の活動実績と今後の展開—

Latest activities of the Research Committee on Fission Product Behaviors under Severe Accident

（3）短/中/長期 FP 挙動評価

(3) Short, medium and long term behavior of FPs

*唐澤　英年[1]

[1]IAE

1. 緒言

ベンチマーク評価 WG は、SA 解析コードの精度向上のため、SA 解析コードに組込まれている FP 挙動評価モデルの内容を検討している。そして、Phebus FP 試験のベンチマークで得られた FP 挙動に対する解析モデルの技術課題を検討している。また、1F 廃炉作業に不可欠な放射性核種の分布を把握するため、SA 解析コードによる 1F 内の Cs 分布評価に対する技術課題を検討している。これら検討状況について報告する。

2. SA 解析コードに組込まれている FP 挙動モデルの概要

SA 解析コードとして、MELCOR, MAAP, ASTEC, SAMPSON, THARES を選定し、これら解析コードに組込まれている FP 挙動モデルを比較検討している。FP 挙動モデルとしては、燃料/デブリからの FP 放出、制御材/構造材の放出、FP 化学形、エアロゾル生成・移行・沈着、スクラビング、ヨウ素化学を検討している。モデルの不確定性については、モデルとして実験で得られた相関式を用いている場合が多いことから、実験条件を調査している。

3. Phebus FP 試験のベンチマークで得られた課題

参考にした解析は、FPT1 ベンチマーク(ISP-46)と FPT3 ベンチマーク(EC-SARNET)で、FP 挙動に対して得られた技術課題を下表に示す[1, 2]。Cs の化学形に関しては、従来 CsOH と CsI とされていたが、多くの解析コードで Cs_2MoO_4 を扱うようになった。また、B_4C 制御棒に関しては、Cs_3BO_3 の生成による I2 割合増加や、リロケーションした B_4C/SS/Zry 混合液体の燃料アッタクによる FP の早期放出などモデルの改良が必要とされている。ただし、Phebus FP 試験は PWR の炉心を模擬した試験であることから、BWR の炉心体系における B_4C 制御棒の挙動に関しては、別途検討が必要である。

表 1　Phebus FP 試験ベンチマークで得られた主な技術課題[1, 2]

項目	解析コード	ベンチマーク結果	技術課題
FP/構造材の放出	・MELCOR ・ASTEC ・MAAP4 ・SAMPSON	・揮発性 FP の積算放出割合は再現 ・Mo は低く Ba は非常に高く評価、Ru/U は分散大 ・構造材は過小評価	・中/低揮発性核種と U の放出モデル ・溶融 AIC からの Ag/In /Cd の放出と Zr 被覆管からの Sn 放出のモデル ・B 放出モデル
一次系での移行・沈着	・ICARE2 ・SCDAP/RELAP5	・UP で過小評価 ・SG で過大評価	・壁への FP 蒸気凝縮モデル ・熱泳動モデル ・Cs/I の化学形
格納容器内での沈着		・拡散泳動と重力沈降が主要沈着機構だが、結果は様々	・拡散による沈着モデル ・ヨウ素化学モデル

4. 1F 事故解析で得られた課題

1F 事故のベンチマーク(BSAF)が、CSNI により 16 機関で MELCOR, MAAP, ASTEC,SAMPSON, THALES2,

SOCRAT を用いて行われた[3]。境界条件を固定した最適解析では、RCS 圧力／水位、燃料温度、水素発生についてはコード間の差は小さかった。しかし、燃料のリロケーション、外部注水による冷却、ベントに関しては、各コードのモデル化の違いにより差が出た。

BSAF フェーズ 2 では、8 機関で MELCOR, SAMPSON, ASTEC, MAAP を用い 1 号機から 3 号機までのソースタームを評価した。得られた環境へのソースタームを用い、SNL 所有の大気拡散モデルで沈着量を評価した[4]。沈着量は、気象条件だけでなくソースタームの不確定性にも大きく依存した。WW ベントによる環境へのソースターム評価は、プールスクラビングモデルに影響される。このため、各コードで使用しているプールスクラビングモデルを比較検討している。

5. 1F 内の Cs 分布評価

1F 廃炉を安全かつ効率的に進めるためには、燃料デブリだけでなく Cs の分布評価が必要である。このためには、BSAF のような SA 解析で得られる事故直後の Cs 分布評価（短期評価）だけでなく、その後の汚染水処理の評価（中期評価）と、燃料デブリ取出しまで、及び燃料デブリ取出し時の放射性核種の移動を評価（長期評価）する必要がある。SA 解析コードは本来ソースターム評価を目的としているので、Cs などの放射性核種の中・長期挙動を評価する 1F 廃炉解析ツールには、下表に示すモデルの追加などの検討が必要である。また、これらモデルの開発には、PCV 内部調査データなど実機測定データを活用することが重要となる。

表 2　1F 廃炉解析ツールに必要なモデル

項目	必要なモデルなど	活用する実機データ等
・配管や機器への FP 沈着	・配管内エアロゾル沈着モデル	・建屋内線量率分布 ・CAMS 線量率
・PCV からのエアロゾルのリーク	・狭隘部でのエアロゾル捕捉モデル	
・冷却水によるエアロゾルの洗浄	・壁沈着エアロゾルの水洗浄モデル	・CAMS 線量率 ・汚染水の核種分析 ・PCV 内部調査
・燃料デブリからの放射性核種の追加放出	・Cs/Sr やアクチノイドなどの放射性核種の水相への溶解モデル	
・コンクリート内への核種浸透	・コンクリート内での Cs/Sr などの放射性核種イオンの吸脱着モデル	
・沈着エアロゾルの形態変化	・壁に沈着したエアロゾルの放射線などによる化学形態変化モデル	・PCV 内部調査
・水素燃焼によるエアロゾルの再浮遊	・壁に沈着したエアロゾルの水素燃焼に伴う高速流による再浮遊モデル	・WSPEEDI 解析結果 ・敷地内デブリ線量率
・解析区画分割	・ソースターム解析では考慮していない PCV 内の機器などを含めた解析区画	・建屋内線量率分布

6. まとめ

今後、各コードで使用している FP 挙動モデルの不確定性を調査するとともに、各 WG と意見交換を行い、モデル高度化に必要な実験や Cs 分布評価に必要な実機データなどを明らかにしていく。そして、SA 解析コードの FP 挙動評価モデル高度化に必要な技術課題をまとめるとともに、!F 廃炉解析ツール開発に必要なモデルとモデル開発に活用できる実機データをまとめていく。

参考文献

[1] B.Clement and T.Haste, Note Technique SEMAR 03/0021(2003).

[2] M.D.Giuli, et.al., Proc. of NENE2014, 312.1(2014).

[3] Phase 1 Summary Report, NEA/CSNI/R18(2016).

[4] https://www.nrc.gov/docs/ML1909/ML19093B815.pdf

*Hidetoshi Karasawa[1]　[1]IAE

2020年春の年会

総合講演・報告３

「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 - ３年間の活動実績と今後の展開 -

Latest Activities of Research Committee on Fission Product Behavior under Severe Accident

（4）研究専門委員会の廃炉への寄与と役割

(4) Major contribution and roles of the committee

***内田 俊介 [1]**
[1]原子力機構

1. はじめに

本研究専門委員会は、3つのWGの活動を通し、福島第一原子力発電所（1F）でのFP挙動の把握、FP挙動評価のためのシビアアクシデント解析コードのベンチマーク評価及びそれらを支える基礎実験の計画･実施を進めている[1]。4年間にわたる本研究専門委員会の活動を通し、実機でのFP 挙動実態の理解を深め、可能な限り事故時にFPがどう挙動し、現状でどう分散しているかを把握して、これらをシステマティックにまとめ、廃炉作業に有益な知見として技術報告書を刊行する予定である。

本セッションでは、円滑な廃炉作業遂行に必要な FP 挙動把握に視点を置き、FP 挙動の把握、予測に係わる諸課題とその対応について議論し、今後のまとめ方の妥当性の確認と必要な軌道修正を図りたい。本発表では、本研究専門委員会の廃炉作業への寄与と役割、今後の進め方、技術報告書の概要を提示し、会場からのコメントを受け必要な修正案について議論する。

2. 本研究専門委員会の廃炉作業への寄与目標と役割

表１に本研究専門委員会の廃炉作業への寄与目標と期待される役割をまとめる。

表１ 研究専門委員会の廃炉への寄与と役割

寄与目標 廃炉のために何が求められているか	役割 研究専門委員会が果たすべき役割	担当 WG
・事故後FPの分布、存在形態の把握	・実測値からFP分布を把握	❸
	・非測定領域への外挿（中/長期FP挙動解析モデルの提案）	❷
	・不足関連データの取得促進計画と実行策の提案	❶
・蓄積FPの安定性の把握	・再溶解、飛散評価のデータベースのサーベイ	❶
・FPの除去性の把握	・除染関連データベースのサーベイ	❶
	・除染手法と効果確認法の提案	❸
	・除染効果評価（線量率/廃棄物量低減）法の提案	❷
・蓄積FPの作業者、環境への影響評価	・線量率/被ばく量評価 手法の提案	❸
・蓄積FPの廃棄物への影響評価	・汚染水処理法の有効性評価	❸
・総合的なリスク評価	・リスク解析/評価の基礎データのサーベイ	❶
	・リスク解析/評価への提言	❸

各WGの寄与については、先の発表でカバーされたものと考える

廃炉はこれまで経験されたことのない新しい分野であり、測定に基づくプラントの実態把握が重要であるが、同時に限られたデータからプラント全体の、特に FP の分布、存在形態を、補完し、把握することが、廃炉作業の円滑遂行、必要な設備開発、作業リスクの低減、最終処分まで含めた法整備のためにも不可欠である。作業を進める中で、想定外の事象に遭遇することもあり得るが、可能な限りの知識で対応し、新しい課題にも臆せず挑戦することが重要であると考える。多分野の技術者、研究者が協力して、廃炉作業の計画、運営に当たるなかで、共通の技術ベースを確保することに少しでも貢献できればと考える。

3. 廃炉作業における本研究専門委員会各 WG の役割

上記２．達成のために、各 WG を如何に有機的に結びつけることができるかが重要である。図 2 に廃炉計画、作業への貢献をターゲットとした各 WG の役割分担と主要成果を示す。WG での議論を通して、これ

までに得られた知見をまとめ、従来知見での 1F 評価の限界を見極め、新たな展開を図る。

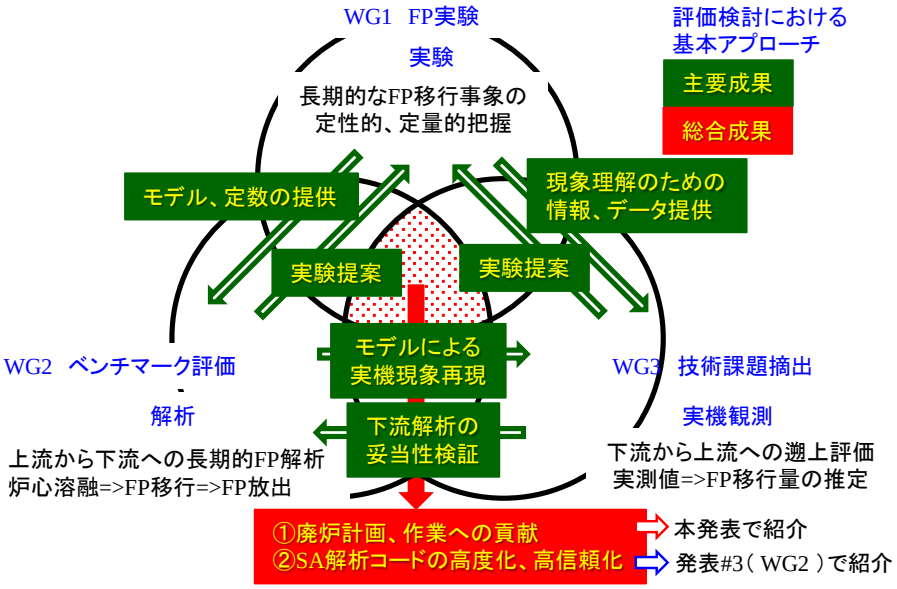


図1 主として廃炉に向けた3つのWGの役割分担と主要成果

4. 今後の進め方

成果の一例として、プラント内の FP のマスバランス表について示す。事故直後の FP 分布と存在形態は SA 解析コードで解析される。格納容器内に分散した FP は、一部は汚染水として処理され、あるものはガス、粒子として環境へ放出される。汚染瓦礫としてプラント内に放出されたもの、また将来は、除染廃棄物あるいはデブリ取り出しの副生物としてプラントに保管されるものも、その量、存在形態を把握することが必須となる。廃炉作業が進み、状況把握および測定が進むと、FP のマスバランスも逐次修正され、修正版に基づいて廃炉作業が進められる。

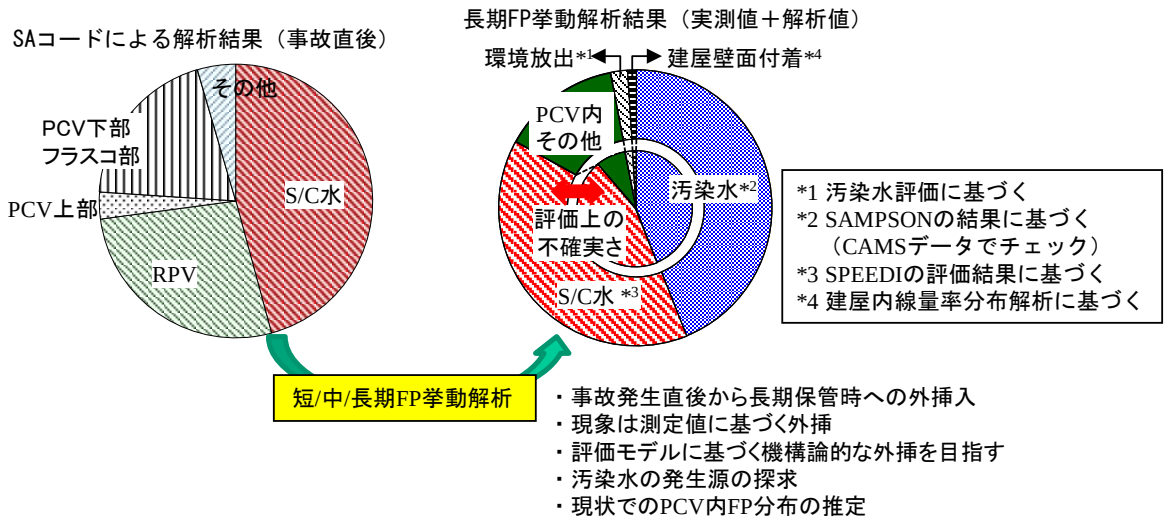


図3 1-3号機各炉のFPバランス図（短期評価値と長期評価値の比較）

5. まとめ

技術を確実に次世代につなぐため、集めた情報、知識を技術報告としてまとめ、関係者の共通の知識ベースとすると共に、次世代の技術者、研究への TT の手段として活用を図りたい。

[参考文献] [1] 勝村庸介ほか、事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動状況、日本原子力学会誌 ASTMOΣ、**60** (10)、pp596-600 (2018).

*Shunsuke Uchida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3G_PL] Activity report of Special Committee on Advanced Hydrogen Safety

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

Chair:Ken Muramatsu(Tokyo City Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

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

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

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

*Masaaki Matsumoto[1] (1. MRI)

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

*Ryo Fukuda[1] (1. MHI)

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

*Atsuhiko Terada[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて

Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

*村松　健[1]

[1]東京都市大学

1. はじめに

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

2. 水素安全高度化事業の概要

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

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

3. 今回の総合講演のねらい

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

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）

(2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析

(3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見

*Ken Muramatsu[1]

[1]Tokyo City Univ.

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について

4. 令和元年度の特別専門委員会の活動

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

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

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

5. 終わりに

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

参考文献

[1] 資源エネ庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化) 」 https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.

[2] 日野竜太郎他(編)、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック (第 1 版)」、JAEA-Review 2016-038、(2016).

[3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」ほか、日本原子力学会「2019 春の大会」予稿集、(2019).

表 1　令和元年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者・機関
第 1 回 2019 年 12 月 26 日(木) 三菱総合研究所	• 水素挙動統合解析システムの構築　全体計画と今年度進捗 ➢ 実機格納容器内の燃焼・爆発解析と得られた知見及びアクシデントマネジメントのための知見の整理方法など。 • 福島第一原発 2 号機の格納容器からの水素漏洩と事故防止安全対策	三菱重工 (福田龍) 東工大 (奈良林直)
第 2 回 2020 年 2 月 7 日(金) メール審議とし、右記情報を配布。	• 福島リサーチコンフェレンス「原子力水素安全に関するワークショップ 2019」の開催結果について（報告） ➢ 欧州の 5 名を含め 45 名が参加。廃炉措置段階での水素安全管理など、口頭及びポスター発表 20 件があったことの紹介。 • 春の年会での企画セッション（総合講演）の提案について	事務局 JAEA (日野竜太郎)
第 3 回 2020 年 2 月 19 日(水) 三菱総合研究所	• 春の年会における総合講演について ➢ これまでに得られた知見、今後の活用可能性等につき議論	東京都市大 (村松健) 三菱総研 (松本昌明) 三菱重工 (福田龍) JAEA (寺田敦彦)

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

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

(2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果

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

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

1. はじめに

経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するために、数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備及び大規模多区画における水素拡散・混合試験の照合解析を行い、CFD 解析コードの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

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

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

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

非均一水素濃度条件下における照合解析結果の一例として、ENACCEF 試験の解析結果を示す。RUN736 については一昨年度も ddtFoam で解析を実施したが、特に水素濃度の低い位置での燃焼の再現性が課題であったため、今年度はメッシュモデルを改良し、Quenching（消炎）効果を考慮しないことで水素濃度が希薄な条件下でも消炎しない解析条

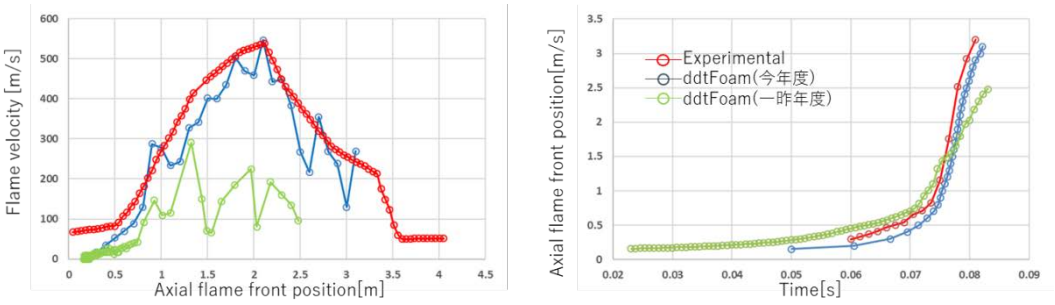


図 1　火炎速度（左）と火炎面位置（右）の時間変化（ENACCEF 試験 RUN736）

*Masaaki Matsumoto[1], Fumiya Sato[1], Masaki Kawai[1], Shono Fujiyama[1], Keishun Nakamura[1]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

件とした。火炎速度及び火炎面位置に関する解析結果を図 1 に示す。特に、一昨年度は再現ができていなかった水素濃度が 10%未満となる領域での火炎速度については消炎を考慮しないことにより実験結果を適切に再現する火炎速度分布を得ることができた。

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

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

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

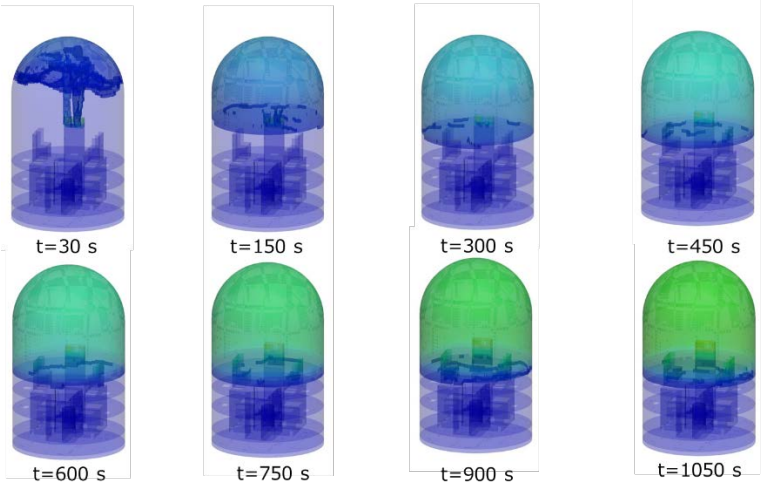


図 2　水素濃度分布の解析結果（25cm メッシュ）

3. おわりに

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

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

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

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

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

(3) CFDによる実機PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
CFD Analysis of hydrogen behavior in PWR CV and utilization of CFD code system for improved hydrogen safety

*福田　龍[1]
[1]三菱重工

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

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

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

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

*Ryo Fukuda[1]
[1]MHI.

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

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

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

・水素燃焼時の安全余裕の適正化と今後の追加知見への対応

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

・水素発生事故時の CV 内状態監視と AM 施策の有効活用

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

・CV 以外の水素安全の評価への適用

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

・外的事象起因の水素発生事故の評価への適用

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

４．おわりに

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

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.

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

2020年春の年会

総合講演・報告３　水素安全対策高度化特別専門委員会

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

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について
Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*寺田 敦彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度から本年度迄、２期（フェーズ１[1]：平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ２：平成 28 年度～令和 2 年度（予定））にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素に関わる安全評価･対策改善に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。本報告では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた現在の取組みを紹介する。

2. システムの構成

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用に注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図１）の整備を進めている。開発は、フェーズ１にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し[1]、現在のフェーズ２では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を行った[2]。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて３つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[3]、OpenFOAM[4]、衝撃解析コード AUTODYN[5]である。本事業では、新たに図１に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮モデル、水素燃焼モデルに関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、ddtFoam[6]をベースに水蒸気特有の燃焼特性や AMR が活用できる改良を行って OpenFOAM で解析できるようにした。さらに、AUTODYN において、構造物の健全性評価を行うために

*Atsuhiko Terada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件とするためのインターフェースプログラムを作成している。

3. 公開に向けた現在の取り組み

システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラムおよびコード間インターフェースプログラム（図１※部分）について、事業終了後に安全性向上に向けた有効的な活用を希望される事業者、メーカ、研究機関等に提供できるよう、環境整備を進めている。一例として、原子力機構の PRODAS[7]を通した提供等を検討している。また、各コードユーザを対象として、各コードマニュアルを補完する仕様と使い方をマニュアルに整備するとともに、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件等のユーザ効果による影響を参考資料として、ガイドラインというかたちに整理する予定である。各文献は、現在、初版を作成中であり、次年度、新たに得られる知見や使い勝手等を考慮して改訂を行っていく計画である。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた取り組みを紹介した。今後、当該システムが事業者、メーカ、研究機関等のユーザが安全性向上に向けて活用できる環境整備の検討を進めていく。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
[2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
[3] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、hyttp://www.ansys.com/.
[4] ESI 他、OpenFOAM、http://www.openfoam.com/.
[5] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、http://www.ansys.com/.
[6] ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.: SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures ”, Journal of combustion,2014.
[7] PRODAS、https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001.

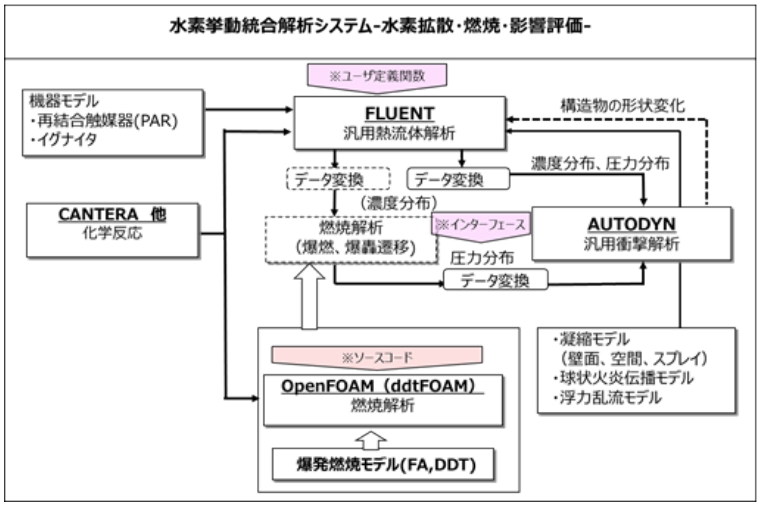


図 1.水素挙動統合解析システムの基本構成

Planning Lecture | Technical division and Network | Human Machine System Division

[3H_PL] Education and Training for BWR Power Plant

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H_PL01] BWR Operator Training after Fukushima Accident

*Takayuki Tsuji[1] (1. BTC)

[3H_PL02] Enhancement of Potentials for Emergency Responces

*Naonari Tsuchiya[1] (1. Tohoku Electric Power)

[3H_PL03] Training for Coping with Unexpected Situations

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

©Atomic Energy Society of Japan

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

（1）福島事故後の BWR 運転訓練の取り組み

(1) Improvement efforts of BWR Operator training in response to Fukushima nuclear accident

*辻 貴行
㈱BWR 運転訓練センター（BTC）

BWR 運転訓練センター（以下、BTC）での福島第一原子力発電所事故後の BWR 原子力発電所運転員に対する運転訓練の取り組みについて紹介し、さらに今後の取り組みや課題についても紹介する。

1. 運転訓練体系

BTC は、1971 年の設立以来、BWR 原子力発電所の運転員の教育、訓練の専門機関として事業展開している。BTC では提供する訓練コースの体系（運転訓練体系）を運転員の職位、技能レベル別に構築しており、運転員訓練における環境変化に応じて適宜見直している。現在の運転訓練体系は（一社）日本電気協会の「原子力発電所運転員の教育・訓練指針」（JEAG-4802）の内容に基づき、SAT（Systematic Approach to Training：体系的教育・訓練手法）を採用し、訓練プログラムを構築している。

2. 福島第一原子力発電所事故後の運転訓練体系の見直し

福島第一原子力発電所事故以降、特に重大事故対応に関する教育・訓練範囲の拡大が図られた。BTC では 2012 年度から福島第一原子力発電所事故時の挙動や時間的な進展状況についてシミュレータで模擬するとともに緊急安全対策の内容について理解を深める「1F 事故振返り訓練」を開発、提供開始した。また、2014 年度からは運転の指揮者や操作員上位職向けに、重大事故に至った場合のプラントパラメータ挙動や対応手順を習得できる訓練として「SA 訓練」も開発、提供開始した。その後、これら訓練の内容や新規制基準に関する内容を体系的に習得できるよう、BTC と電力会社のワーキンググループで新しい訓練体系を検討し、2017 年度から新訓練体系で訓練提供を開始している。また、新訓練体系の構築にあたっては、事故時対応操作手順の内容を網羅できるよう考慮した。

以上により、重大事故やその対処設備までを含め、体系的に訓練できるようになった。

3. 運転員の事故対応パフォーマンス向上のための取り組み

福島第一原子力発電所事故以前から、電力会社では事故対応訓練中の運転員の振る舞い、コミュニケーション、エラー防止ツール使用の定着に関して課題を認識し、取り組みがなされていた。

2013 年に BTC では電力会社とともにベンチマークの機会を持ち、米国における取り組み状況の調査結果を基に「統制のとれたコミュニケーション」を提唱し、訓練時の指導に盛り込んだ。各電力会社においても事故対応時の運転員のパフォーマンス（振る舞い）向上について取り組みがなされた。これら取り組みの標準化を図るため、原子力安全推進協会（JANSI）の提案により BTC 及び BWR 電力各社で検討会を立ち上げ、「BWR 標準的な事故対応パフォーマンスガイドライン」を制定した。

この取り組みにより原子炉スクラム直後の過渡的な状況における発話の重複によるコミュニケーションエラーの防止、明確な指示の実現、クルー全員の意思を統一し事故対応にあたる等、事故時の高ストレス下においてもより確実な対応操作ができることを目指している。

4. 今後の運転訓練の在り方について

福島第一原子力発電所の事故では、手順書で想定されている範囲を超えた事象が発生した。今後は、福島

第一原子力発電所事故のように手順書の想定範囲を超えるような事象についても対応できることが求められる。その技量を習得するための基礎となるものは、発電所の設備や手順に関する本質的な理解であると考えている。

訓練では、これらの技量を身に付けられるよう、講義時には手順の目的や根拠を重点的に解説し、運転訓練シミュレータを使用した対応操作訓練では、対応操作終了後に事象の振返りを行っている。振返り時には、インストラクタが訓練生に対し操作の根拠や判断の理由等に関する質問を行ったり、対応操作時の改善項目を伝えたりしている。そうして学習したものをより定着させるため、同じ事故事象を再度実施し、成功体験ができる機会を設ける取り組みも行っている。

試験では、運転訓練シミュレータでの事故対応操作の評価項目として「発生した異常事象を正しく把握し、適切な手順を選択し的確・迅速な対応操作を実施できること」に加え、「プラント全体へどのような影響が及ぶ可能性があるか予測し、対応できる」ことがある。さらに、対応操作では表面に現れてこない「発電所の設備知識」や「手順の目的、根拠」、「判断の理由」等について問うため、口答による試験を、一部の訓練コースで実施している。これらの取り組みは、手順書に記載されている内容に従って操作を実施できれば良いのではなく、手順書を「理解して使う」段階まで運転員のレベルを上げることを目的としている。

今後はこのような取り組みを通じて身に付けた発電所の設備や手順に関する知識を応用し、手順書の想定を超えるような事象に対応する訓練について検討が必要と考える。

---

*Takayuki Tsuji
BWR Operator Training Center Corp.

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

(2)緊急時対応力の向上に向けた取り組み

(2) Efforts at Onagawa Power Station (Tohoku-epco) for improvement of emergency response abilities

*土屋　直柔[1]，三浦　壮弘[1]，佐藤　貴洋[1]，工藤　隆司[1]
[1]東北電力株式会社

1. 緒言

東北電力では，女川原子力発電所第 2 号機，東通原子力発電所第 1 号機の新規制基準適合性審査を申請し，安全対策工事を実施するとともに，各種訓練を通して緊急時対応力の向上を図っている。本論文では，女川原子力発電所における防災訓練の改善活動（PDCA）と至近の取り組みのトピックスについて紹介する。

2. 防災訓練の改善活動（PDCA）

2.1　訓練計画

当所における防災訓練の改善活動（PDCA）は図 1 に示すとおりであり，規制要求や社会的要請等も踏まえ，3 ヵ年の中期計画を策定して，緊急時対応力における世界最高水準（エクセレンス）を目指した活動を段階的に展開している。特に女川では，計画的に新規制基準に適合する訓練内容へ移行していることから，2019~2021 年度中期計画において「適合性審査の有効性評価シナリオ・起因事象への対応の習熟」および「様々な状況を想定した実施体制の検証」等を課題として，個別の訓練実施計画を策定している。

2.2　訓練体制・評価・改善

訓練は，プレイヤー，コントローラおよび評価者の体制で実施する。

評価は，WANO「PO&C」や JANSI「緊急時対応エクセレンス・ガイドライン」等を参考にした期待事項および基準を設定し，プレイヤー達成度に基づいて定量的に行っている。加えて，プレイヤー自身の振り返りを行い，訓練内容を構築した事務局とプレイヤー間で反省事項の捉え方と改善の方向性を擦り合わせている。これらのように，様々な視点から評価することは重要である。

また，昨年度より指揮者クラス（本部長・統括者・本部長補佐・班長）を 2 チーム体制（ゾウ，トラ）として，訓練のプレイヤーと評価者を交互に分担している（図 2)。この運用により，訓練機会の均平化と相互評価による双方の力量向上が図られ，訓練効率の向上と長期事象への対応可能性の確保に繋げていく。

抽出された課題は，スクリーニングにより優先度を決定して，優先度に応じた対応期限を設定し，改善策の検討と実施により計画的に改善を図っている。

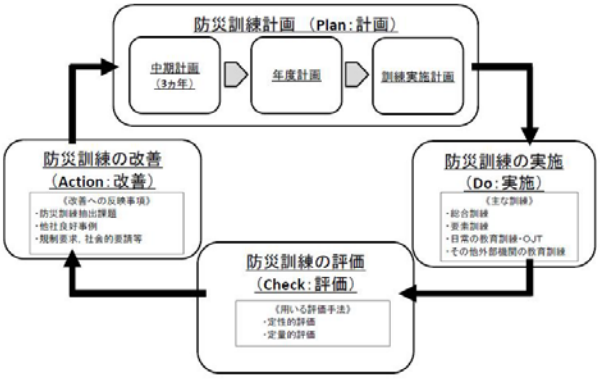


図 1　防災訓練の改善活動（PDCA）

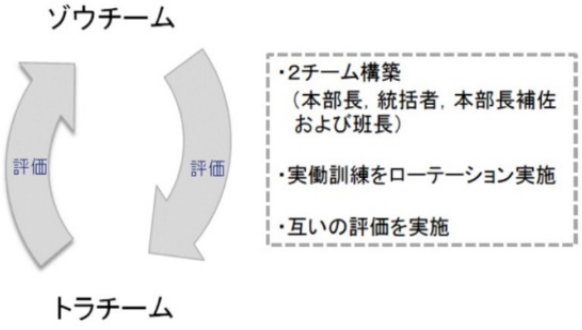


図 2　防災訓練の実施体制

3. 緊急時対応力の向上に向けた各種取組

3.1 訓練シナリオ作成

訓練シナリオは，「考えさせる」「負荷を与える」「これまでやった事がない」という 3 つの視点を意識して作成している（図 3)。そのねらいは以下のとおり。

「考えさせる」　－スキル検証（リスク把握・先読み，回避戦略立案・順位付け，正確な判断ができるか）
「負荷を与える」－スキル検証（リソース・ツール等の活用と有効性検証）
「これまでやった事がない」－タスク対応実効性検証
－対応の改善（責任分担の変更などによる効率化，ツール開発など）

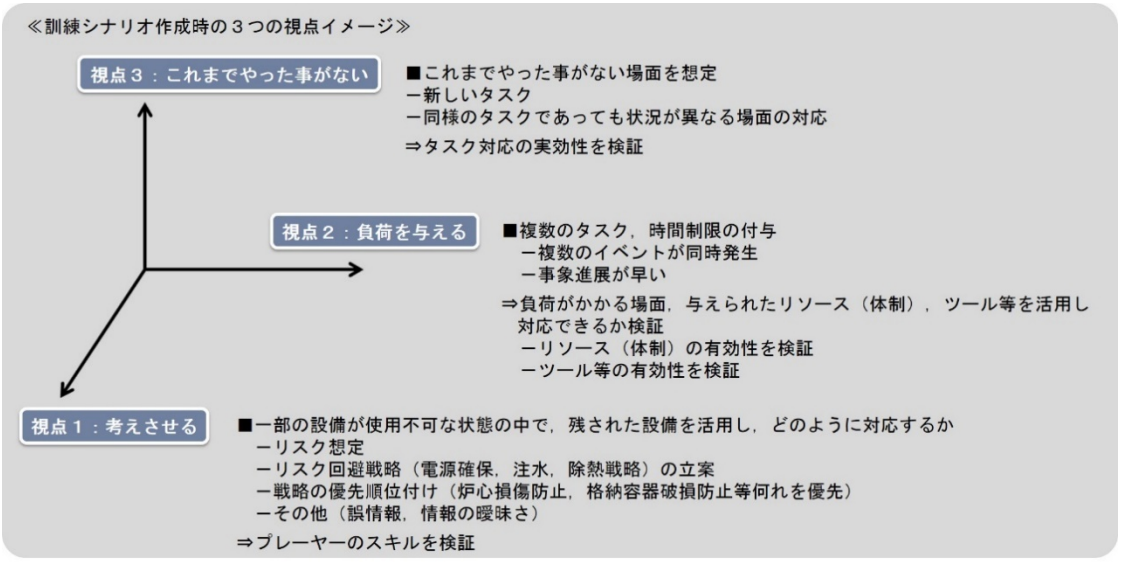


図 3　訓練シナリオ作成時の 3 つの視点（イメージ）

3.2 他社ベンチマークおよび外部機関レビューの活用

当所は，法令要求を満足するだけではなく世界最高水準の緊急時対応力を具備するため，他社の良好事例をベンチマークするとともに，WANO・JANSI 等の外部機関による支援やレビュー結果を積極的に活用していくこととしている。

その一環として，平成 29 年度，JANSI による防災訓練の実効性向上に係る支援「原子力防災訓練アシスタンスビジット」を活用して，他社の担当者ならびに他業界における緊急時対応の専門家と訓練運営について議論した。そこで受けた有用な助言・提案については，中期計画や個別訓練実施計画に反映して改善に取り組んでいる。

3.3 ノンテクニカルスキル向上訓練の導入

当所は，過去に実施した他社ベンチマークの結果を踏まえ，平成 30 年度より，ノンテクニカルスキル向上訓練を導入している。緊急時対応力としては，機材操作やプラント・系統・設備の理解等の技術的な知見を使いこなす技量である「テクニカルスキル」ばかりではなく，状況判断・リーダーシップ・コミュニケーション等の組織のパフォーマンスを向上させるために必要となる人的な技量である「ノンテクニカルスキル」が重要な要素となる。このため，当所は，双方のスキルを総合的に向上させることで緊急時対応力の更なる向上を図ることとしており，平成 30 年度以降，電力中央研究所や JANSI の支援を受けている。

具体的には，勉強会を定期的に開催し，緊急時におけるノンテクニカルスキルの重要性について，要員の理解醸成を図っている。加えて，総合訓練時のプレイヤーの「行動観察」により，ノンテクニカルスキルの実施状況を評価して弱点を分析し，その弱点に特化した訓練を実施するなどにより改善を図っている。

今後は“自立的に計画立案・対応実施を行うことができる人材の育成”を目指した活動を検討していく。

4. 結言

緊急時対応力の向上のためには，法令要求を満足するだけではなく，他社の良好事例やWANO・JANSI等の外部機関のレビュー結果などを積極的に活用することにより，世界最高水準の行動規範を取り入れて継続して改善を行うことが重要である。

女川原子力発電所では，新規制基準を踏まえた防災訓練の改善に継続的に取り組んでいるところではあるが，特にノンテクニカルスキル（組織としてのパフォーマンスを向上させるために必要となる人的技量（状況判断・リーダーシップ・コミュニケーション等））に着目した訓練を導入している。こうした活動を通して，女川2号機の再稼働に向けて必要となる力量を関係要員全体に確実に付与すべく工夫していきたい。

---

*Naonari Tsuchiya[1]　Takehiro Miura[1]　Takahiro Sato[1]　Takashi Kudo[1]

[1]Tohoku Electric Power Company., .

2020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

BWR プラントにおける新しい教育・訓練の動向
Education and Training for BWR Power Plant

（3）想定外事象への対応能力向上のための訓練とは

(3) Training for Coping with Unexpected Situations

*高橋　信[1]
[1]東北大学

1. 3.11 以降の訓練のあり方

福島第一原子力発電所事故の教訓に基づき、原子力発電所の更なる安全性向上のために新規制基準が規定され、様々な規制要求に対応するべく各事業者は対策工事を実施し再稼働に向けて準備を進めている。規制要求の多くはハードウェア上の設計変更、設備追加、土木工事等を通じて安全性を向上させる方向であり、安全上の対応が要求される想定される状況を広範囲にそして厳しく設定することで、「想定外」の状況を最大限減らすことを目指している。このような方向での安全性向上の努力は当然必要であるが、この想定範囲を拡大すればするほど対策コストは増大する。安全性を最優先することは原子力発電を担う事業者にとって重要なことであるが、際限のないコスト増は原子力発電の経済的な成立性そのものを損なう怖れがある。更に重要なことは、このようなわかりやすい想定範囲の拡大による安全性向上は社会的な説明のためという側面が否定できず、その背後にある可能性がある組織的要因によるシステミックなリスクに対する対応が見過ごされる可能性ある。安全性向上のハードウエア対策を補完し安全確保のキーとなるのは、人間だけが有する高い柔軟性に基づく運転員の事象対応能力の向上である。

訓練の観点から考えると、訓練時のシナリオの内容をより厳しくして起こりそうもないことを対象とする訓練を繰り返し行うことが想定外の可能性を減らすためには重要であるが、組み合わせ的な状況の数は膨大になり限られた訓練時間の中で多様なシナリオを経験させることは現実的には不可能である。更には厳しすぎてリアリティの低いシナリオは訓練をされる側にとってはやる気を削がれる可能性がある。3.11 以前の訓練においても安全系の複数同時不作動等の確率的に見れば極めて低い事象に対する訓練も行われていたが、実際に起きたことはその時点では仮定されていない長時間の全電源喪失という事象であり、従来の訓練ではカバーされていなかったことになる。

2. 訓練において考慮すべき点

2.1 手順への盲従の危険性の認識

運転員の訓練においては単に手順に従うだけでなく自ら考えることを重視した訓練が行われていることは評価できるが、プラント全体としてはコンプライアンス重視型のルールを守ることを第一に訓練が行われている傾向も否定できない。規制側に厳しく監視されている現場においては規定を逸脱しないということが最も重視されるのは当然のことであるが、規定を守ること重視し安全が損なわれることもあるということを認識する必要がある。航空機の事故例であるが、離陸後すぐに火災が発生し、本来であればすぐに緊急降下し燃料を廃棄、緊急着陸すべきところ、キャプテンはすぐには降下せずに、規則に従って煙と火災発生時の チェックリストを参照する ことを指示。その間に火災が広がり操縦不能となり海に墜落、299 名が死亡という事故が実際に発生している。この事故の場合はルールに盲目的に従うことの危険性を示しているが、この例とは逆の場合、つまり十分な検討を行わず規則に従わなかったことにより大きなトラブルとなった場合であり、JCO 事故がこれに該当する。ルールを逸脱することのリスクの十分な検討なしに規則に従わなかったことでトラブルが発生した場合は、ルールを逸脱したことに対して厳しく批判されることも同様にあり得ることである。これが現場の人たちがおかれたダブルバインドの状況であり、現場の熟練した人たちはこの状況を理解し、経験に基づき上手く調

*Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

整することによりこの状況に適切に対処している。しかしこの調整が必ずしもいつも適切に機能するとは限らない。

2.2 手順への過度の熟練

予め起こりうる広範囲の状況を予見しそれに対処できるようにシナリオを作って訓練を実施することは重要なことであり、緊急時対策訓練は基本的には手順に基づき起こりうる多様な状況に対処できることを示すことを目指している。しかしながら、前述のように網羅的に起こりうる状況を事前に想定することは不可能であり、常に「訓練では対応した経験のない事象」が発生しうることを前提にする必要がある。手順に従うことを優先した訓練を繰り返すことでその手順がカバーする範囲内に事象に関しては優れたパフォーマンスを発揮することが可能であるが、逆に手順において想定されている範囲を超える事象が発生した場合、より脆弱性が高まることを本研究グループは認知実験を通じて実証している[1]。もちろんある程度は手順に従って作業を行うことは基本であるが、作業手順の意味を考えることなく盲目的に手順に従うことにより、対象システムと手順の意味に対する理解が醸成されず、手順書が使えない「想定外」事象におけるパフォーマンスの低下につながる可能性がある。

3. 想定外事象対応能力の向上

訓練の結果としての理想的状況は、基本的な手順に基づく対応をしっかりと行うことが出来て、手順が対抗できない状況の発生を迅速に認識して、手順から逸脱するリスクを十分に考慮しながら、臨機応変の対応を行うことができる事ではないだろうか。しかし、手順の対応範囲を広げて訓練すればするほど、手順が対応出来ない臨機応変の対応が必要とされる状況が少なくなってくるというトレードオフが生じてしまうとい困難さがある。そもそも「臨機応変の対応能力」というものが存在するのか、存在するとすればそれはどのような要素により構成され、そのような訓練で向上させることができるのか？我々の学生を被験者とした認知実験では、発生することを予測することが難しい事象が発生したときに、その状況を切り抜ける能力に個人差があることまでは明らかにすることに成功している[2]。今後は、その能力の個人差がどのように生じるのか、何らかの介入訓練で向上させることができるのかを検討していく予定である。

参考文献：

[1] 澤里　玄太，佐藤　博則，星井　義隆，中野渡　寛之，高橋　信、手順書の整備が想定外事象のパフォーマンスに与える影響に関する実験研究、ヒューマンインタフェース学会論文誌、Vol. 21、2019, pp. 187-198.
[2] 高橋 一基, 星井 義隆, 狩川 大輔, 高橋 信, 想定外事象対応能力に関する実験研究, ヒューマンインタフェースシンポジウム 2019 論文集, 3C2-3,2019.

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

[3J_PL] Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J_PL01] Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*Masaki Kurata[1] (1. JAEA)

[3J_PL02] Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2020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

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（1）福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*倉田 正輝[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3 号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021 年見込み)』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討に向けて、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29 年度)」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWR プラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等)、ミューオン観測や様々な SA 解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV 内部観察の結果、1F で取得されたサンプルの分析、従来実施された SA 模擬試験、TMI-2 事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している 1～3 号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPV および PCV 内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

表 1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を多く含む）
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物（材質不明）

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。**表 1** に堆積物の種類や破損状態を示す凡例を示す。まず、RPV 内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（UO_2燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には溶融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持したあるいは破損・崩落した制御棒案内管（CRGT: Control Rod Guide Tube）の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構（CRD: Control Rod Drive）内への侵入、金属系デブリ（合金あるいは化合物）の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペデスタル（RPV 直下の円筒形の領域）とドライウェル（ペデスタルの外側の領域）については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3. 1 号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器（IC: Isolation Condenser）による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペデスタルに移行したと推定されている。ペデスタル移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペデスタル内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

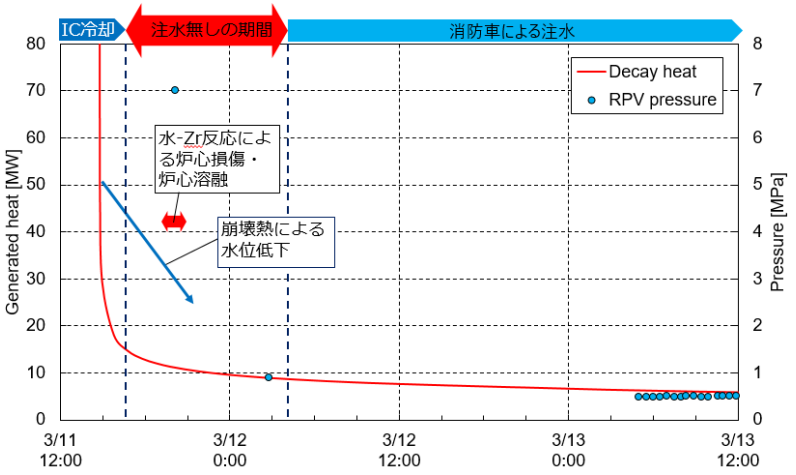


図 1　1 号機の事故シークエンスの概要

2-4. 2 号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System）により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業（SRV 手動開）を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部（BAF: Bottom of Activated Fuel）以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件（水蒸気枯渇条件）で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模の炉心物質の崩落や、冷却水と炉心との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が検討されている[3]。

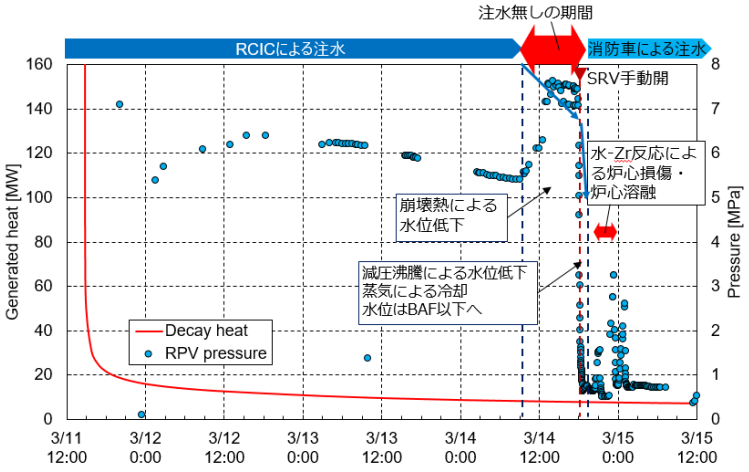


図 2　2 号機の事故シークエンスの概要

2-5. 3 号機の事故進展の概要

図 3 に 3 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3 号機では、RCIC と高圧炉心注水系（HPCI: High Pressure Coolant Injection）が 3 月 13 日の 2 時ごろまで稼働した後、消防車による注水が開始されるまでの約 8～10 時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2 号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融したと評価されている。このため、燃料崩落前に Zry の酸化がかなり進行した可能性 がある。このことから、2 号機と 3 号機では、燃料物質が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性 が示唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペデスタル移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

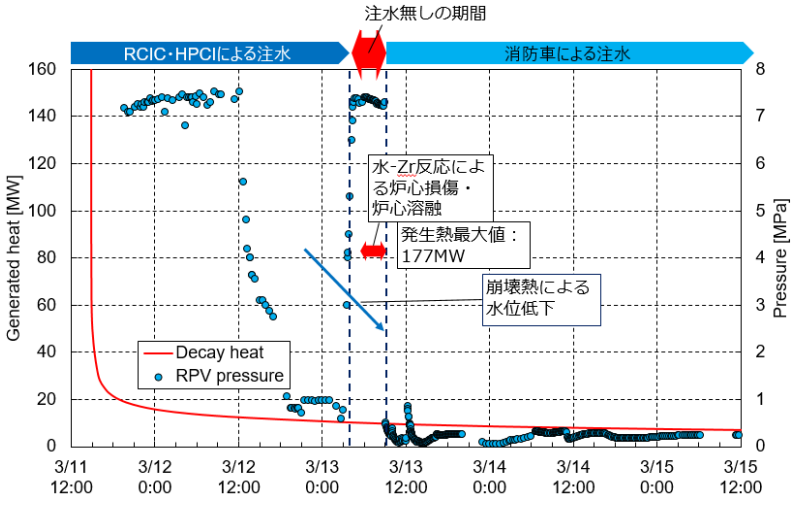


図 3　3 号機の事故シークエンスの概要

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとでの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1 号機の炉内状況推定図

図 4 に 1 号機の炉内状況推定図を示す[3]。1 号機では、RPV 内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRD には燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV 内では、ペデスタルからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPV から崩落してきた炉心物質とペデスタル内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペデスタル底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCI が大規模に発生しなかったシナリオ（後の 3 号機に類似）では、コンクリート面の上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

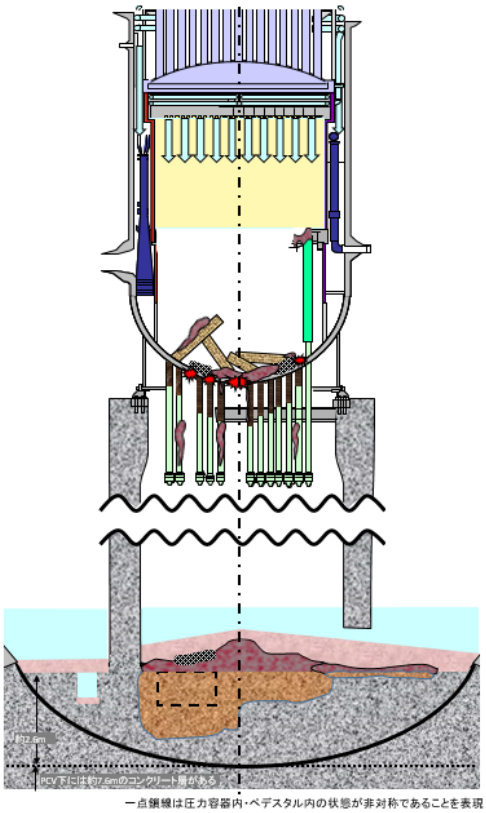


図 4　1 号機の炉内状況推定図

また 1 号機のドライウェルには、最大 1m 以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズの U 含有粒子として少量検出されている。

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、溶融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その組成が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt%であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん溶融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、溶融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん溶融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要があろう。いったん溶融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。UO_2:ZrO_2のモル比として 1:3（TMI-2 事故）から 2:3 程度（VULCANO 試験）が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破砕したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリと予想される。その一部がペデスタルに崩落した可能性がある。

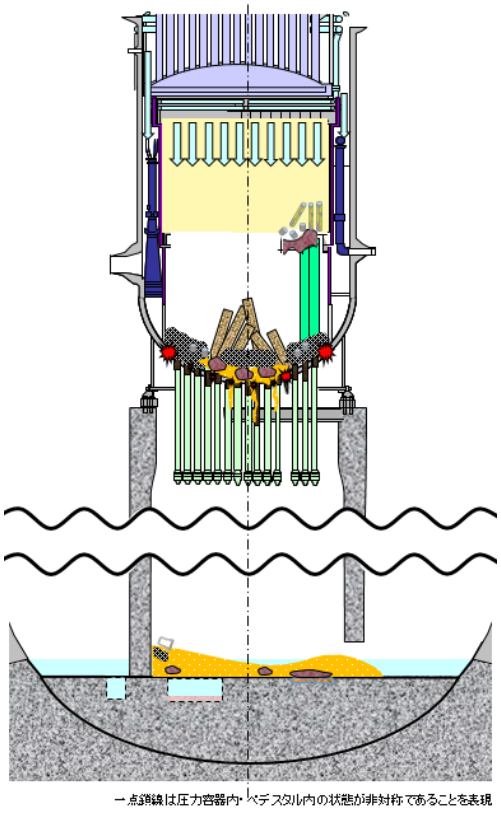


図 5　2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペデスタルには、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量（最大で 1mol%程度）含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペデスタルに少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペデスタル移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペデスタルには、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペデスタルコンクリート面の上に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した構造物が完全に溶融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に溶融した状態ではなく、固体と液体の混合状態であった

可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペデスタル堆積物質はその 2～3 倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要があろう。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

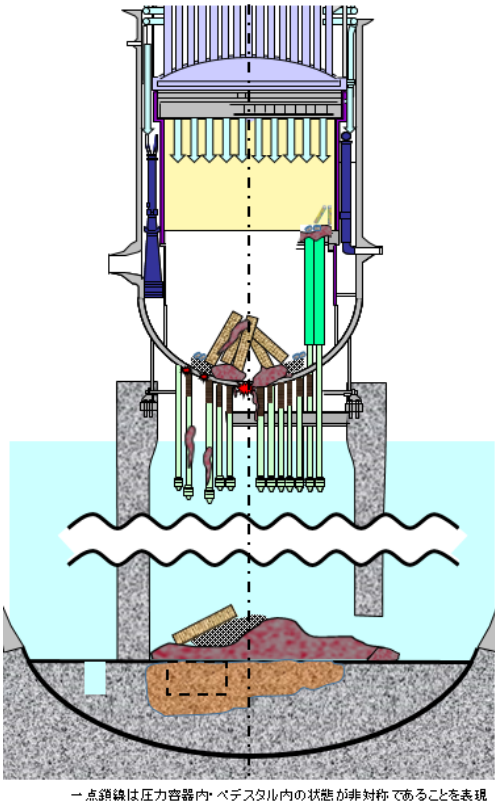


図６　３号機の炉内状況推定図

4. まとめ

現時点で、機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリーに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿では Pu の分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロには U に同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、Pu と U でやや挙動が異なるため、Pu を含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

参考文献

[1] 国際廃炉研究開発機構,“廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
[2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
[3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581.(in press)
[4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles, ”International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

2020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

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（2）燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力 HD 福島第一原子力発電所（1F）からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器（PCV）内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質量を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F 燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F 各号機の PCV 内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力 HD と国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心に進められており[1]、1F の事故進展解析、TMI-2 燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の 1F 燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV 内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている[2]。図 1 は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV 内の主なガンマ線源は、1)溶融燃料から放出された ^{137}Cs、2)事故前に燃料集合体または炉内構造材中の微量不純物の放射化により生成された ^{60}Co、および 3)原子炉圧力容器(RPV)底部及びペデスタル内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計(付与エネルギー領域全体で積分された電気信号)によるガンマ線測定だけでは、汚染 Cs と燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV 内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しかろうという点である。

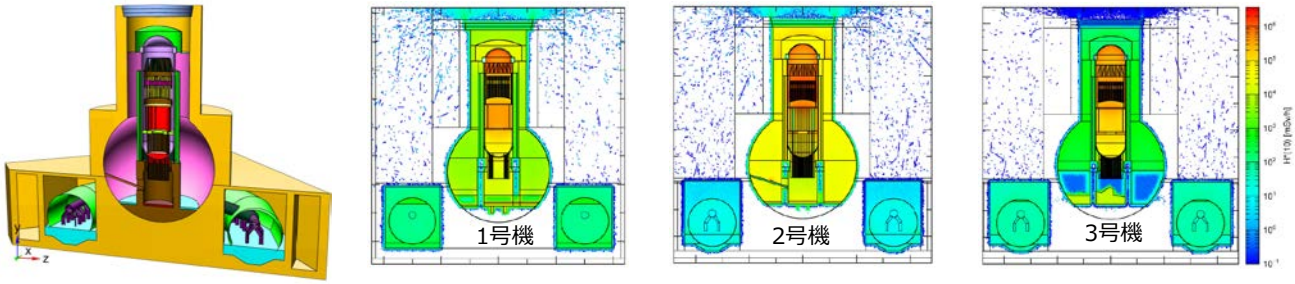


図 1　PCV 内線量率計算モデルと 2021 年 3 月時点の線量率分布予測結果の例

PCV 内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染 Cs と区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる[3]。

*Keisuke Okumura[1]

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

- ^{134}Cs や ^{137}Cs(^{137m}Ba)による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチニド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce(^{144}Pr)の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図１に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、^{60}Co の２本のガンマ線(1.17 MeV, 1.33 MeV)と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチニド核種のα崩壊による(α,n)反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、10^5/cm^2/s 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で 10^2/cm^2/s 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n,γ)反応や(n,f)反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、H(n,γ)反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. １F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるところは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を１F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、１F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある（例えば未燃焼燃料)。

【測定量から核燃料物質量評価に係る課題】

9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
12) 初装荷炉心で約 3 ヵ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が溶融混合しており、燃焼度範囲が広い(0～50 GWd/t)ため、燃焼計算による組成把握が困難。
13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

4. 燃料デブリの核燃料物質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレークダウン発光分光法(LIBS)[6]や、可搬型高エネルギーX 線源を用いた 2 色 X 線 CT スキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図 2 に示す 4 つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミレーションベースで行ってきた[8～10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

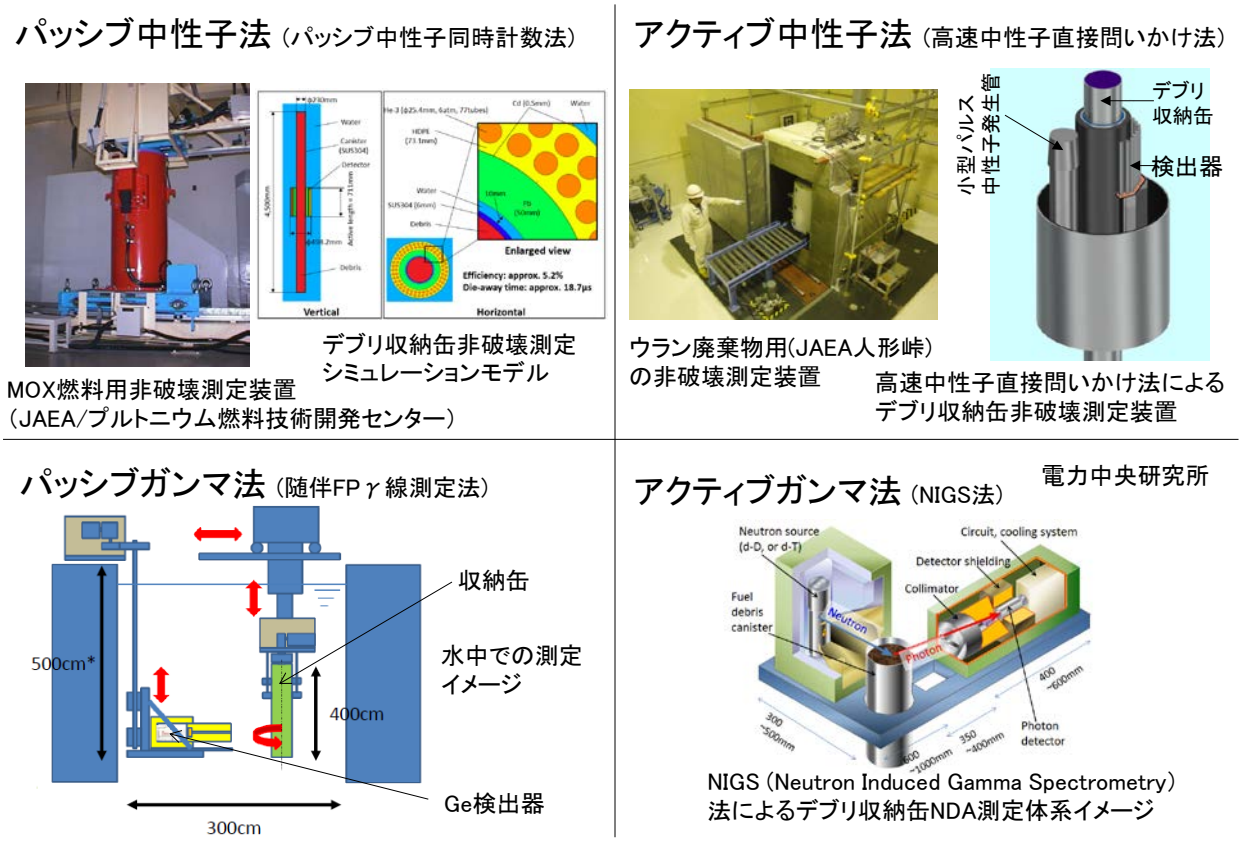


図 2　燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の 4 手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は 2 次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴 FPγ線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS 法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法（ファイマンα法など）を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、α汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位（主に燃料デブリ）については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

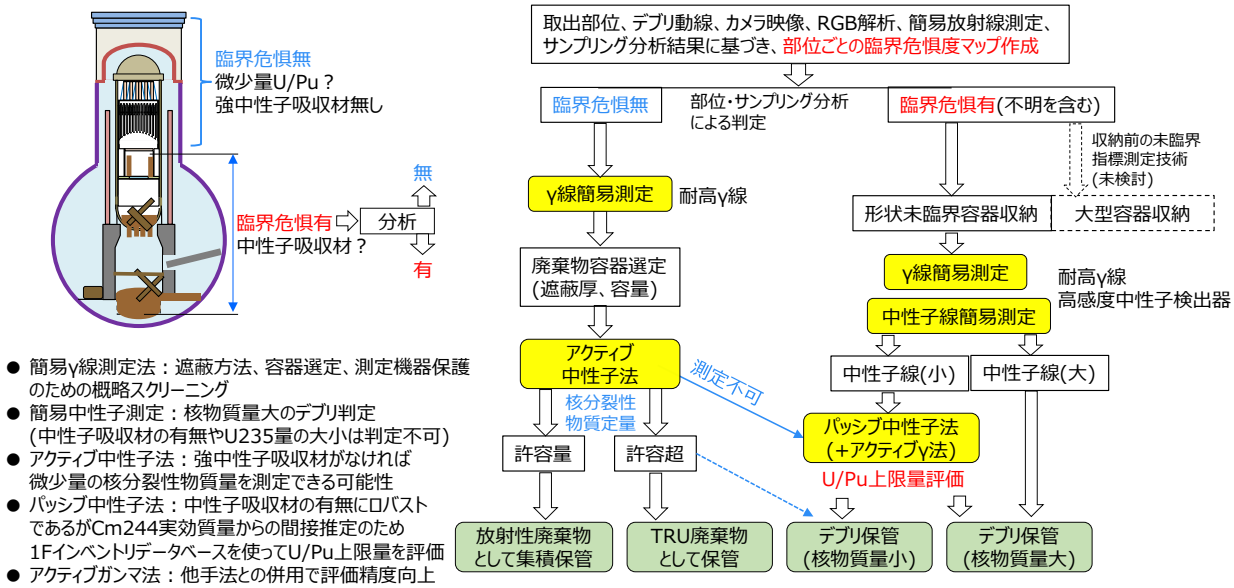


図 3　燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

[1] IRID, 研究開発公開資料, http://irid.or.jp/research/

[2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nucl. Sci. and Technol. 6, pp.108-112, (2019).

[3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 922 (2019).

[4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」 https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/

[5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].

[6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文,他, “レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) - ,” JAEA-Research 2016-005 (2016).

[7] 小沢壱生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].

[8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介,他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18～2D23]、2017 年秋の大会[3L14～3L17].

[9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Energy Procedia, 131, 258 (2017).

[10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 617 (2019).

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

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

Chair:Kai Masuda(QST)

Wed. Mar 18, 2020 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O_PL01] Boron Neutron Capture Therapy

*Yoshihiro Takai[1] (1. Southern Tohoku BNCT)

[3O_PL02] Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*Kohshin Washiyama[1] (1. Fukushima Med. Univ.)

[3O_PL03] Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization (Nano-PALDI) Mass Spectrometry

*Shu Taira[1] (1. Fukushima Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況
Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（1）ホウ素中性子捕捉療法
世界初病院附設加速器 BNCT 研究センターの現状
(1) Boron Neutron Capture Therapy
World's first Accelerator-based BNCT hospital

*髙井良尋[1]、廣瀬勝己[1]
[1]（一財）脳神経疾患研究所附属 南東北 BNCT 研究センター

1. はじめに
ホウ素中性子捕捉療法（boron neutron capture therapy: BNCT）は、従来の放射線治療とは全く異なる機序を利用したユニークな放射線治療で、ホウ素と熱中性子との核反応で生成するα粒子（α線）とリチウム核を利用した治療法である。

本講演では、BNCT に関する歴史的背景、原理、加速器 BNCT システム、頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験結果について解説する。

2. 歴史的背景
BNCT の概念は、中性子発見からわずか 4 年後の 1936 年に物理学者の Locher により提唱された。世界最初の臨床試験は、1951 年に米国のブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉から得られる中性子を用いて行われ、その後、マサチューセッツ工科大学原子炉に引き継がれ 10 年ほど続けられたが治療結果が期待外れであり、その後米国では 1994 年に再開されるまで臨床研究は休止された。一方、日本では 1968 年より悪性脳腫瘍、1987 年より悪性黒色腫に対し、さらに、2001 年には、世界で初めて頭頸部癌（再発耳下腺癌）に対して BNCT が施行され、大きな効果が得られたことが報告されており、日本が大きく世界に貢献してきた治療法である。2000 年ごろより BNCT 用加速器システム開発の機運が世界的に高まり、2009 年 1 月に京都大学と住友重機械工業の共同研究開発により、世界初の中性子発生装置が開発された。2012 年には、その装置とステラファーマ社が合成した Boronophenylalanine（BPA）を用いて再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験（企業治験）が京都大学原子炉実験所（KURRI）で施行された。総合南東北病院では、2014 年に福島県の公募事業である国際的先端医療機器開発実証事業費補助事業に採択される形で、同じ装置を導入し、南東北 BNCT センターを設立した（**図1**）。

図1



南東北BNCT研究センター

2016 年 1 月より、KURRI と共同で当施設において再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対し第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され 2018 年に終了した。現在、薬事承認にむけての手続きを進めているところである。なお、当 BNCT 研究センターは、病院附設施設としては世界初の BNCT 施設である。

3. 原理
BNCT は、ホウ素と熱中性子との核反応（核変換反応）で生成するα線と反跳リチウム原子核の殺細胞効果を利用した治療である。これら粒子は生物学的効果の高い粒子線（高 LET 放射線、LET：Linear Energy Transfer=線エネルギー付与）で、その飛程は約 9μm と 5μm と極めて短いため、影響はほぼ細胞 1 個に限られる。すなわち、BNCT は細胞 1 個内で起こる生物効果の非常に高い、粒子線治療と言うことができる。従って、ホウ素をがん細胞に選択的に取り込ませることができれば、隣接する正常細胞への傷害の少ないが

ん細胞選択的な治療が可能となる(図2)。

従来臨床で使用されたホウ素薬剤はほとんど BSH と BPA の 2 種類であるが、現在は主に BPA が用いられている。BPA はがん細胞に多く発現している膜タンパク質であるアミノ酸トランスポーターを介して能動的に細胞内に蓄積するため、代謝の亢進しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

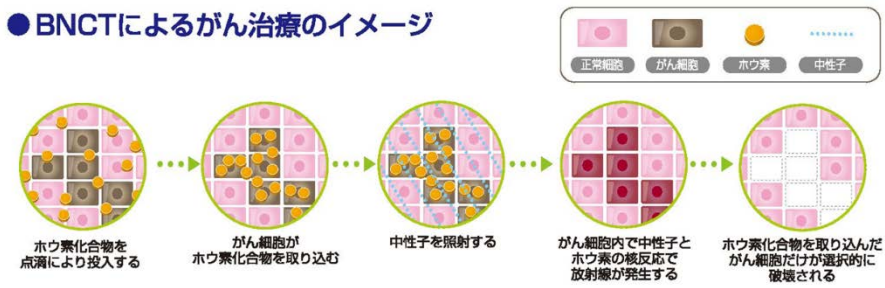


図2　ホウ素と熱中性子との核反応によって生じるアルファ粒子と反跳リチウム核の飛程が短いため、腫瘍細胞を選択的に破壊することができる。

ホウ素と核変換反応を効率的に起こすのは熱中性子であるが、熱中性子では治療ができる深さが 2-3cm に過ぎないので、加速器 BNCT では熱中性子よりすこしエネルギーの高い熱外中性子を用いる。熱外中性子は体表から 6cm 程度の深さまで治療可能となる。熱外中性子は体内でエネルギーを失い熱中性子となりホウ素と核反応を起こす。

4. 加速器 BNCT システムの構成と治療

図3に加速器 BNCT システムの見取図を示す。加速器室、照射室、照射準備室、そして線量評価に必要な血中ホウ素濃度の測定のための検査室で構成されている。このシステムは陽子エネルギー30 MeV，最大 2mA の陽子電流出力が可能なサイクロトロン(HM-30)とベリリウムターゲットを組み合わせたシステムであり，Cyclotron-Based Epithermal Neutron Source (C-BENS)と呼称されている．HM-30 ではイオン源で発生した水素の負イオンを 30 MeV まで加速し，薄いカーボンフォイルを通過することによって荷電変換を行い，ビーム輸送系へと陽子ビームを出射する．治療室は 2 室あり、ビームラインはいずれも水平ビームとなっている。



図3　サイクロトロンで生成された陽子ビームは、照射室の手前に設置されたベリリウムターゲットに照射され、中性子に変換され、患者に照射される。患者は照射室前の準備室で固定され、照射室に自動で搬送される。

別フロアには事前に治療体位の決定や患者固定具を作成するためのシミュレーション室や治療計画用 CT 室，そしてホウ素薬剤を点滴投与するための待機室を 5 室設けるなど，将来的により多くの患者に本治療を提供することを見据えた設計としている．

中性子は照射口から出ると広がる性質をもつため、患者は治療前に照射準備室で必要な臥位または坐位の姿勢で照射口に十分密接するように固定される必要がある。患者のセットアップにおいてこの点が X 線や粒子線治療と大きく異なるところである（通常の X 線治療では癌がどこにあっても患者は治療台の中央に固定すればよい)。治療では患者は 2 時間の点滴静注で BPA 投与を受けたのちに照射準備室から照射室へと自動搬送されるが、BPA 投与は継続したままで中性子照射を受ける。BNCT は基本的に 1 回の治療で終了し、1 回の照射時間は通常 40 分前後である。

5. 再発/局所進行頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験

南東北 BNCT 研究センターでは 2016 年 1 月より再発膠芽腫、2016 年 7 月より再発/局所進行頭頸部癌に対して第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され、それぞれ 2018 年 6 月、2018 年 2 月に終了した。頭頸部癌に関しては、薬事承認申請書がすでに提出され早晩承認される予定となっているので、ここで治療成績を紹介する。

主要評価項目はBNCT施行日から90日以内の腫瘍縮小効果（ORR)、副次評価項目は全生存率他6項目、有害事象等である。全登録症例は21例で、手術不能再発扁平上皮癌（rSCC)（シスプラチンを含む化学療法に抵抗性癌）8例、手術不能再発/局所進行非扁平上皮癌（nSCC）13例であった。完全奏功率/部分奏功率はrSCCで50%/25%、nSCCで7.7%/61.5%、90日ORRは全例、rSCC、nSCCではそれぞれ７１．75%、69.2%であった。外部対象として設定された、セツキシマブの第Ⅲ相ランダム化比較試験（EXTREAM試験）の対照群として設定されたCDDP＋５FUの奏効率20%に比し極めて良好であった。有害事象はほとんどがgrade２以下で、症候性のgrade3以上のものは粘膜炎、頭蓋内感染、皮膚炎がそれぞれ1例ずつであったが、頭蓋内感染、皮膚炎の症例は登録時にすでに頭蓋底浸潤や皮膚浸潤により炎症を起こしていた症例であり、非常に安全で有効な治療法であることが示唆された。

5. おわりに

BNCTは、腫瘍細胞選択的な放射線治療であり、正常細胞には大きな影響を与えることなくがん治療の可能な画期的な治療法である。BNCTが、がん治療手段の一つに加わることにより、一つのがんに対して、特に頭頸部がんに対しては３度の根治治療が行えるようになる可能性がある。手術および根治的化学放射線療法（chemoradiotherapy:CRT）後再発し、他に治療法のなくなった症例でも、3度目の治療としてBNCTを根治的治療として行うことができる。この治療の順番を逆にして、BNCTを先行すれば、BNCTは手術やCRTに対する耐容性をあまり下げないので、腫瘍が残存した場合安全に救済手術やCRTを追加するような治療法が可能になるかもしれない。このようにBNCTは癌治療にパラダイムシフトを起こしうる治療法になると思われる。薬事承認がこの春にも得られる予定であり、夏前にはBNCTの実臨床が開始されると思われる。加速器BNCTが多くの難治癌に苦しむ患者さんに福音をもたらすであろうことを確信している。

*Yoshihiro Takai[1] and Katsumi Hirose[1]

[1]Southern Tohoku BNCT Research Center

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況
Status of accelerator use in Fukushima Prefecture

（2）加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

(2) Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*鷲山 幸信[1]

[1]福島県立医科大学 先端臨床研究センター

1. はじめに

現在のがん治療は「手術療法」「化学療法」「放射線療法」が主である。放射線療法は患者に対して直接的な介入がないことから、患者に優しい手術として確立した地位を占めており、がんの種類やステージ（病期）によっては手術療法と同等の効果が認められる。放射線療法は患者の外側から X 線やγ線（近年は陽子線や重粒子線も利用可能）を患部に照射し、放射線の持つエネルギーを利用してがんを治療する方法である。得意とするのは主に腫瘍の形がはっきりしているものや、原発巣などである。しかし放射線療法も万能ではなく、全身に転移が発生している場合や、骨髄などの放射線に対して感受性の高い組織に隣接しているようながんは得意でなく、治療するにも照射方法に高度な技術を要する場合が多い。これに対して、薬物の持つ標的集積製と放射線の物理的破壊力を組み合わせた方法がホウ素中性子捕捉療法（BNCT）やアイソトープ治療と呼ばれるものである。BNCT の詳細については専門の先生に委ね、ここではアイソトープ治療を紹介する。アイソトープ治療は内用療法とも呼ばれ、アイソトープ（RI）をがんに集まりやすい薬剤（モノクローナル抗体やペプチド等）に標識して体内に投与し標的を治療する方法である。薬剤が持つ標的特異的集積性を利用するため、血流に乗った薬剤は全身の標的（がん）に集積し、そこで RI の壊変に伴い放出される放射線を利用することにより治療を行う。RI は腫瘍の生物的物理的特徴を考慮して、半減期や放出放射線の最適なものを選択することが可能であり、他方、がんへの集積は分子標的薬剤部分が担う。

放射線はその性質からγ線や X 線は診断に用いる一方、比較的高いエネルギーを持つβ^-線やα線は治療に用いられる。従来その入手性からβ^-線を放出する核種が、核医学分野において転移性骨腫瘍の疼痛緩和や非ホジキンリンパ種などのがんの治療に用いられてきたが、近年、α線放出核種をがん治療に用いた薬

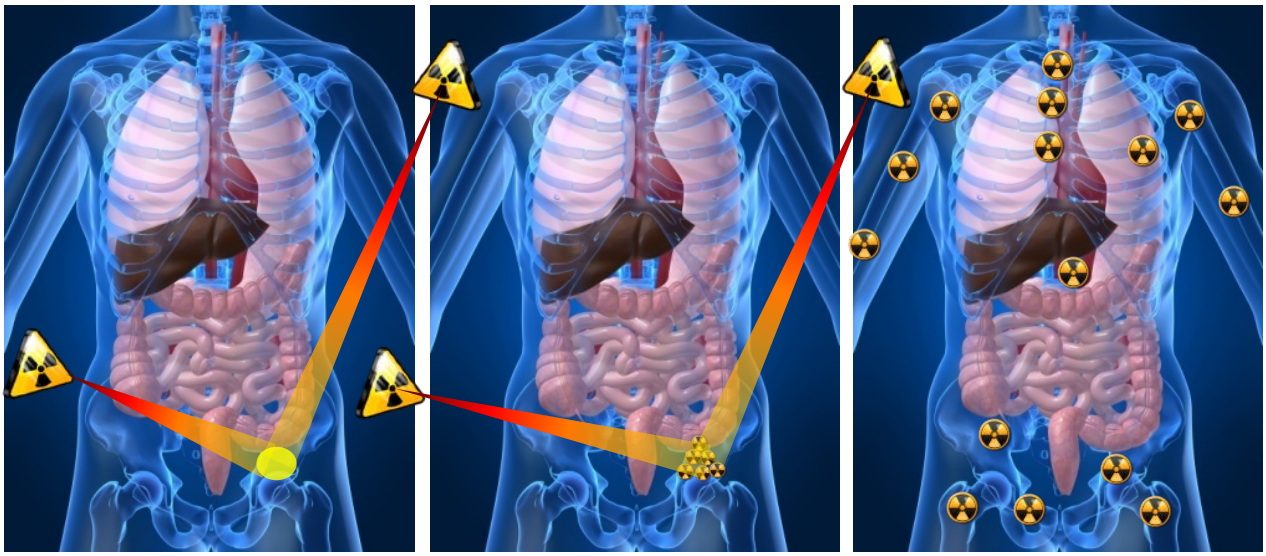


Figure 1　Radiation Therapy, BNCT, and Targeted Radionuclide Therapy

剤の開発が急速に進められている。既に本邦においても去勢抵抗性前立腺がん骨転移に対して塩化ラジウム-223 (ゾーフィゴ®)が利用され、従来の放射性医薬品では不可能であった骨転移患者への延命効果が示されている。海外に目を向ければ、別のα線放出核種であるアクチニウム-225 の標識化合物(225Ac-PSMA-617)により、前立腺がんの全身転移患者の完全寛解が報告され、前立腺がん患者や医師のみならず多くの人々に、α線放出核種への興味を抱かせた。とはいえ、診断用核種の 18F, 99mTc やβ⁻線放出核種の 90Y や 177Lu 等とは異なり、α線放出核種の入手は容易ではない。本講演では、α線やα線放出核種（α放射体）の特徴を紹介し、次いでそれぞれの核種の製造法について紹介する。さらに、国内外における製造と供給に関する研究や開発状況について紹介した上で、福島県立医科大学が現在進めている加速器で製造可能な 211At を用いた放射性医薬品開発について、その取り組みを紹介する。

2. α線およびα放射体の特徴

α線の正体はヘリウムの原子核(He2+)であり、組織中で 30-100μm（細胞数にして 5-10 個）の短い飛程を持つ(β⁻線は 0.05-12 mmである)。線エネルギー付与(LET)は当初 60-80 keV/μmであるがブラッグピークでは 240 keV/μmに達する(β⁻線は距離に依存せず常に約 0.2 keV/μmである)。このようにα線は短い距離の中で直進しながら周囲の原子と相互作用し、高いエネルギーを与えることにより多数の電離や励起を誘導するため、DNA 二重鎖を切断しやすく細胞毒性が高い。しかもＸ線やγ線に較べても酸素効果を受けにくい。また飛程が短いことから標的組織以外の正常組織への被ばくを低減できる。以上の特徴から、微小転移や白血病などの血液の癌、外科処置後の残存腫瘍または骨転移等が治療の対象と考えられている。

α放射体はこれまでに 10 核種が治療用として提案（図 2 と表 1）され、そのうち Bayer 社の 223RaCl2 (Xofigo®)が、40 か国以上で臨床薬として利用されている。また 211At, 225Ac, 213Bi など 6 核種については、転移性がんや白血病・リンパ腫等を対象としたヒト臨床試験が実施されている。

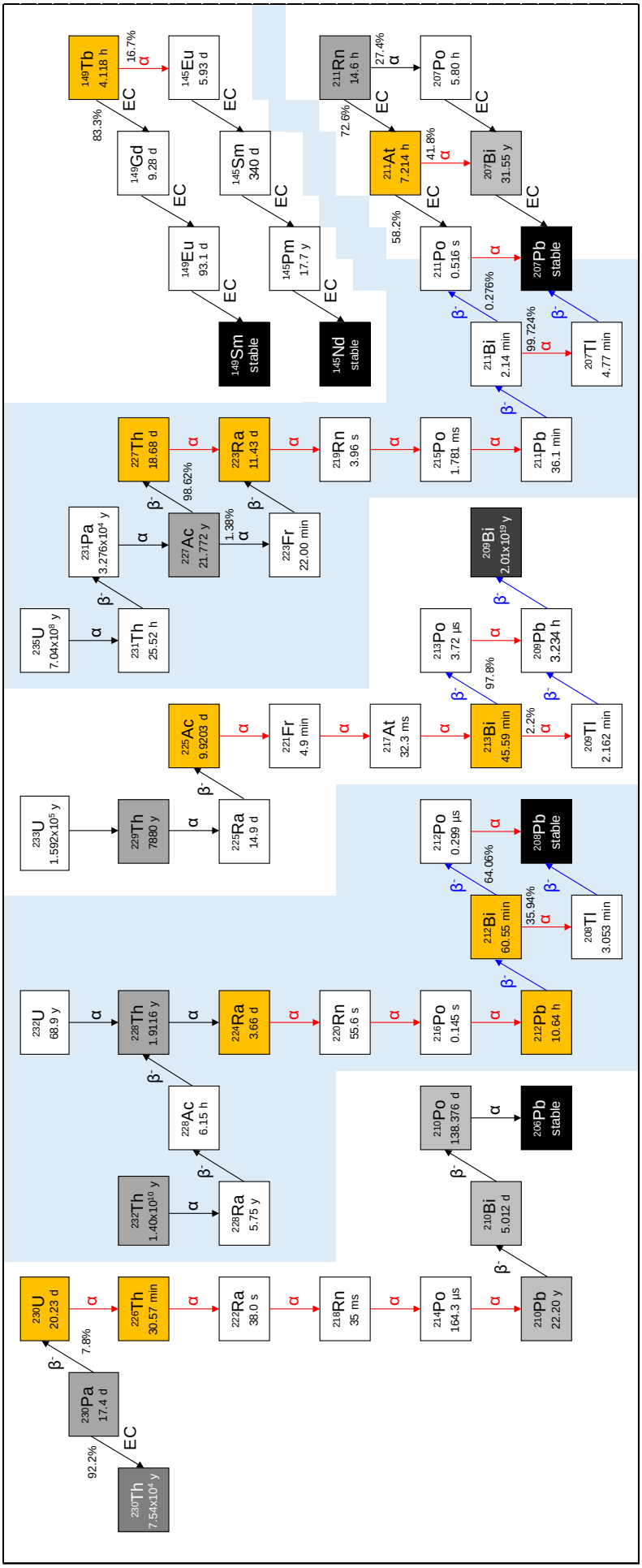
3. 国内での利用とアルファ放射体 211At の特徴について

基礎研究としてα放射体を利用するためには、α放射体を入手しそれを使うことができる環境が必要である。国内でアイソトープ治療用のα放射体を利用できる許可施設（臨床試験を除く）は、現時点では国立の研究機関およびいくつかの大学のみである。これらの施設に共通する点としては、理工学・医学どちらの分野での放射線利用も施設設立時の比較的初期の段階から行われていたことが挙げられる。近年は、α線の医学的有用性が認められたことから、医学専用施設においてもα放射体を取り扱う施設が増えつつある。

では世界的に入手の難しいα放射体の中でどの RI が今後国内で利用するのに最も有望であろうか？α放射体は半減期の長い親核種から分離して入手する方法と加速器を使って製造する方法がある。詳しくは参考文献 1) を参照していただきたい。国内では半減期の長い親核種の保有量が少ないため、加速器での製造が重要な手段となっていく。また、加速器で使うターゲット物質について考えた場合、材料として入手しやすく取り扱いも容易である点が重要である。これらを考慮した場合、211At は日本において最も製造しやすい核種である (表 2)。211At はビスマス金属を標的とし、4He ビームを 28MeV 程度に加速して 209Bi(α,2n)211At 反応で製造する。照射後の標的中の 211At は、乾式分離法を用いて分離精製する。211At の半減期は 7.2 時間であり、製造や化学分離、標識化合物の調製をする際に取り扱いやすい。またこの半減期は、標的腫瘍への取込に時間を要するモノクローナル抗体を用いた場合でも、致死線量を腫瘍に照射するのに充分な時間である。国内では阪大、量研機構(高崎&NIRS)、理研、福島県立医大等が精力的に製造を行っている。

4. 福島県立医科大学が進める核医学治療と 211At 標識放射性医薬品開発

福島県立医科大学は、復興に関わる全ての人との絆を大切にし、医療を通じて震災・原発事故からの福島の復興と光輝く魅力的な新生福島の創造に貢献することを設置理念として、2016 年 12 月 11 日にふくしま国際医療科学センターを開設した。そのセンターを構成する一つとなり、最先端の医療機器を用いた画像診断で各種疾病の早期診断等を実施するための拠点として、先端臨床研究センターが設立された。先端臨床研究センターには、小型と中型のサイクロトロンがそれぞれ 1 基ずつ導入され、サイクロトロンで製造し



Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{230}U	20.23 d	α(100)	5.864
^{226}Th	30.57 min	α(100)	6.309
^{222}Ra	38.0 s	α(100)	6.549
^{218}Rn	35 ms	α(100)	7.128
^{214}Po	164.3 µs	α(100)	7.691
Total α Energy		^{230}U - ^{206}Pb	33.541
		^{226}Th - ^{206}Pb	27.677

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{232}U	68.9 y	α(100)	5.672
^{228}Th	1.9116 y	α(100)	6.287
^{224}Ra	3.66 d	α(100)	6.778
^{220}Rn	55.6 s	α(100)	-
^{216}Po	0.145 s	β⁻(100)	6.052
^{212}Pb	10.64 h	α(35.94)/β⁻(64.06)	8.785
^{212}Bi	60.55 min	α(100)	26.541
^{212}Po	0.299 µs	^{224}Ra - ^{208}Pb	7.803
		^{212}Bi - ^{208}Pb	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{235}U	7.04x10⁸ y	α(100)	5.787
^{231}Th	25.52 h	β⁻(100)	6.304
^{231}Pa	3.276x10⁴ y	α(100)	7.067
^{227}Ac	21.772 y	α(98.62)/β⁻(1.38)	5.846
^{223}Fr	22.00 min	α(100)	8.376
^{227}Th	18.68 d	α(100)	27.477
^{223}Ra	11.43 d	α(100)	8.320
^{219}Rn	3.96 s	α(100)	
^{215}Po	1.781 ms	α(100)	
^{211}Bi	2.14 min	α(99.724)/β⁻(0.276)	
^{211}Po	0.516 s	α(100)	
		Total α Ene	
		^{227}Th - ^{207}Pb	
		^{223}Ra - ^{207}Pb	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{225}Ac	9.9203 d	α(100)	5.787
^{221}Fr	4.9 min	α(100)	6.304
^{217}At	32.3 ms	α(99.98)/β⁻(0.01)	7.067
^{213}Bi	45.59 min	α(2.2)/β⁻(97.8)	5.846
^{213}Po	3.72 µs	α(100)	8.376
	Total α Energy	^{225}Ac - ^{209}Bi	27.477
		^{213}Bi - ^{209}Bi	8.320

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{211}At	7.21 h	α(41.8)/EC/β⁺(58.2)	5.869
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.442
	Total α Energy	^{225}Ac - ^{209}Bi	6.784

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{149}Tb	4.12 h	α(16.7)/EC/β⁺(83.3)	3.967

Figure 2 and Table 1 Promising alpha emitters for therapuetic use, and their characteristics

Table2. Target and projectile for production of alpha emitters for radionuclide therapy

Target	Projectile	Product
^{209}Bi 2.01×10^{19} y (= Stable)	^{4}He	^{211}At
	^{6}Li	^{211}Rn
	^{7}Li	^{211}Rn
^{226}Ra 1600 y	e	^{225}Ra→^{225}Ac
	n (thermal)	^{227}Ac, ^{228}Th, ^{229}Th
	n (fast)	^{225}Ra→^{225}Ac
	p (low)	^{225}Ac
	d	^{225}Ac
^{230}Th 7.54×10^{4} y	e	^{229}Th
	n (fast)	^{229}Th
	p (low)	^{229}Pa→^{229}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	^{3}He	^{230}U
^{231}Pa 3.276×10^{4} y	n (fast)	^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}U
	d	^{230}U
^{232}Th 1.40×10^{10} y	e (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th
	p (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	d	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th

たアイソトープを標識した薬剤を合成し、非臨床試験、臨床試験・治験を行い、新しい診断・治療薬を開発が進められている。またGMP基準の薬剤合成や信頼性基準下での薬効薬理試験を行うために臨床試験を同一施設で行い、基礎から臨床応用までをシームレスに進める体制を備え、実用化を目指した研究を推進している。小型サイクロトロンでは陽電子放出核種である^{11}C、^{15}O、^{18}F等が製造可能であり、特に^{18}F-FDGは日常的に製造され診断に供されている。中型サイクロトロンではα放射体の^{211}Atなどが製造可能であり、^{211}Atを標識した治療薬の開発が進められている。

4.1. MABGを用いた褐色細胞腫の治療

褐色細胞腫は副腎髄質に発生する腫瘍であり、従来はヨウ素の同位体の一つである^{131}I（β^-壊変核種）を用いたmeta-[^{131}I]iodo-benzylguanidine(^{131}I-MIBG)がその治療に用いられてきた。しかしこの薬剤では、ほとんどの患者は完全寛解に到らないため、新たな治療法が望まれていた。周期表上で同じハロゲン族に位置するアスタチンを^{131}Iの代わりに標識したmeta-[^{211}At]astato-benzylguanidine(^{211}At-MABG)は、高いLETと短い飛程というα線の特性を利用した治療薬剤としてその効果が期待され、これまでに量研機構が中心となって動物試験を行い、その有効性や安全性を評価してきた[2)]。福島医大ではMABGを臨床薬として開発し臨床試験を行うために、量研機構と共同で研究を進め、自施設で製造した^{211}Atを標識した^{211}At-MABGを合成し、この薬剤の非臨床試験（有効性試験、安全性試験）を進めている。

4.2. プレターゲティング法を用いた進行性がんの放射免疫療法の開発

再発や転移を伴い体内に広がった進行がんに対する副作用の少ない治療薬の開発は、がん研究に携わる研究者の最大の目標である。抗原抗体反応を利用した分子標的薬は骨髄抑制や消化器症状など副作用が少ないが、反面奏功率が低く効果も限定的である。そこで、放射線のエネルギーを利用したRI標識抗体医薬品による放射免疫療法（RIT）の研究および臨床開発が進められてきた。RITは既に臨床薬として一定の成果を上げているが、抗体はその分子量が約150kDaと重たいため腫瘍到達に約24時間を要する。その結果、血中滞留時間が長くなり正常組織の被ばく線量が高くなる。そのため、どれだけ優れた腫瘍集積性を示すとしても治療の本質を担う線量の観点からは、腫瘍対正常組織被ばく線量比(Therapeutic Index, 以下TI)は低く、副作用があることを前提とした治療を行わざるを得ない。これに対してプレターゲティング法は標的を認識する抗体部分と治療に寄与するRI部分を分けて逐次的に投与する方法であり、その両者をin vivoでつなぐ手

段として結合能力の高いストレプトアビジン・ビオチン系やハプテン、DNA 二重鎖、反電子供与型ディールスアルダー反応（クリック反応）が用いられている。福島医大では、東京大学の児玉グループとの共同研究により児玉らが開発した低免疫原性の人工ストレプトアビジン変異体(Cupid)と改変ビオチン(Psyche)の組み合わせたプリターゲティング系[3]にα線の殺傷能力を付加した ^{211}At 標識 Psyche を進行がんの治療に応用する研究を進めている。

5. 標的α線治療のさらなる発展に向けて

過去の歴史をさかのぼると、α放射体のそのほとんどは理工学分野が扱ってきた。そしてがんの治療薬として Xofigo®が認可されたことに伴い、医学系の分野でもその利用に対する動きが基礎と臨床の両側から活発になってきた。しかしこれからのα線内用療法の推進のためには、^{223}Ra 以外のα放射体を用いた臨床試験が第 II 相より先に進むことと、それを阻む最大の要因であるα放射体の世界的製造＆供給の問題を解決する必要がある。国内では利用できる施設や取扱いに関するノウハウ、さらに法的な取扱い等の諸問題が山積している。原子力や理工学分野の研究ではウラン、トリウムや核分裂生成物の処理等を通じてα放射体に対する経験を持っているが、医学応用は想像すらしたことがなかったであろう。一方、β放射体に対してはある程度の知識と経験を持つ医学・薬学の医師･研究者らにとって、α放射体は未知のものであり、がんの要因になることは史実から知ってはいても、よもやがん治療に応用できるとは夢想だにしなかった。しかし、欧米からの臨床試験の報告や国内での ^{223}Ra の利用によって状況は一変した。今後は理工系と医薬系の間を繋ぎ、双方のことが理解できる或いは歩み寄れる環境作りがα放射体の核医学利用では重要になっておくる。他方、α線の被ばく線量評価に不可欠な Microdosimetry は放射線生物学や医学物理、モンテカルロシミュレーションの専門家無しでは進歩しない。幸い日本はいろいろな分野の多くの専門家が存在し、高性能の加速器群と臨床前試験設備が整っている。ほかに何が欠けているか、どのように歩み寄れば良いかをお互いに考えることであろう。β^-線と異なる治療効果が期待されるα線を出すアイソトープを使ったがん治療が、今後基礎と臨床の互いの歩み寄りによって国内においても活発に行われることが望まれる。

References:

1) 鷲山幸信, アイソトープ治療のためのアルファ放射体の製造, 放射化学 2015:32:11-33
2) Ohshima Y et al. Antitumor effects of radionuclide treatment using α-emitting meta-^{211}At-astato-benzylguanidine in a PC12 pheochromocytoma model, Eur J Nucl Med Mol Imaging 2018:45(6):999-1010
3) Sugiyama A. et al., Cupid and Psyche system for the diagnosis and treatment of advanced cancer. Proc. Jpn. Acad., Ser. B 2019: 95:602-611

*Kohshin Washiyama[1]
[1]Advanced Clinical Research Center, Fukushima Medical University

2020年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況
Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（3）ナノ微粒子支援型質量分析

(3) Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization Mass Spectrometry

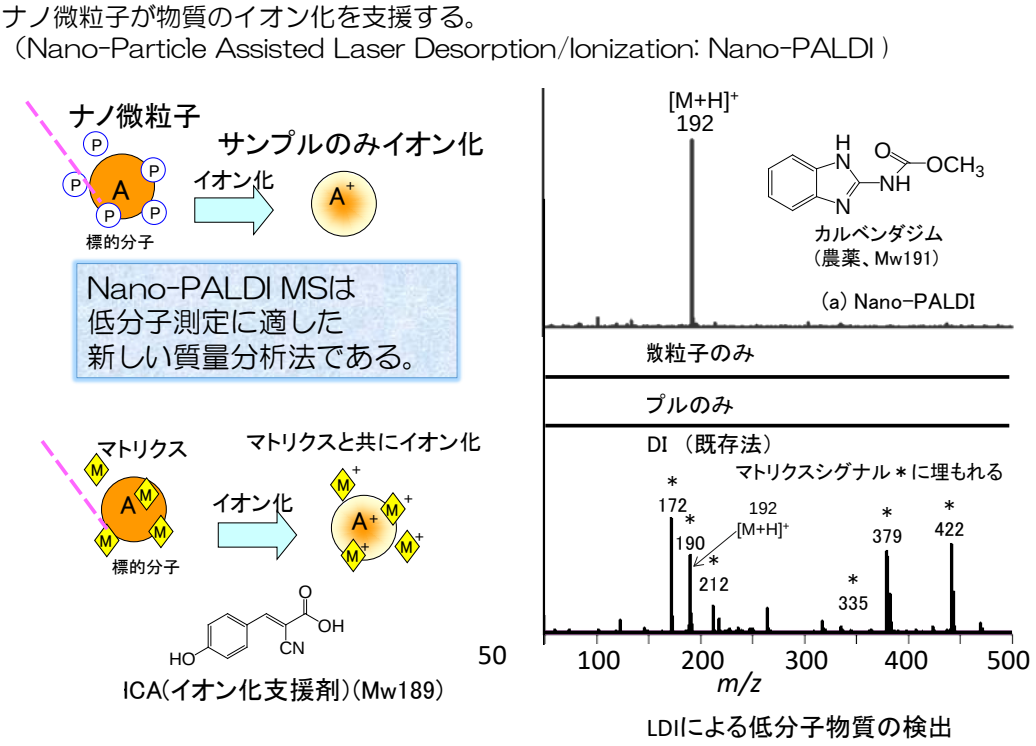
平　修
福島大学農学群食農学類

1。 はじめに

本講演は、セッション趣旨と少しずれてしまうかもしれないが、新しいナノテクを用いた分析技術の紹介であります。また、折角、福島大学で開催される学会で発表の場をいただけたこともあり、2019 年 4 月に東北地区大学最後の農学系組織、「農学群食農学類」についても触れさせていただければ幸いである。

2。 ナノ微粒子支援型質量分析（Nano-PALDI）

ナノテクノロジーという言葉は今や身近なもので、家電や医療分野まで幅広く使用されている。質量分析（MS）分野でも、ナノサイズの粒子（ナノ微粒子：NP）をレーザー脱離/イオン化（LDI）法のイオン化支援剤として用いることができる。コバルト酸化物の NP（d＝30 nm）とグリセリンを混合したものでインスリンをソフトイオン化したのが MALDI の始まりである。筆者は民間研究所に勤務していた頃、ドラッグデリバリーの担体として最適な NP の開発に従事しており、質量分析とはあまり縁のない研究生活を送っていた。民間研究所でドラッグデリバリーの担体開発に NP を用いていたころ、NP に目的の薬剤が吸着しているか MALDI MS で確認を行った。既存の有機マトリクスを加えた NP からは目的の薬剤のシグナルが得られた。一方、コントロールとしてイオン化支援剤を加えず、NP を測定したところ、目的物質のシグナルが検出された。薬剤のみからはシグナルは検出されない測定条件であるので薬剤の自己イオン化は否定できる。NP のみのスポットからは何のシグナルも得られなかった。ナノ微粒子自身はイオン化せず、目的物質のイオン化を支援することが示唆されていた。例として、農薬（カルベンダジム：MW：191）をイオン化した場合の両者の MS スペクトルを図 1 に示す。Nano-PALDI 法ではサンプルのみイオン化しているのがわかる。



MALDI 法では（この場合、有機マトリクスとして CHCA（MW：189）を使用)、有機マトリクス自体がイオン化し、さまざまな付加体としてシグナルが低分子領域に現れ、目的物質が検出できない。ナノ微粒子のみで、低分子をノイズなく測定できるこの手法を、Nano-Particle Laser Desorption/Ionization（Nano-PALDI）法[1-4]と呼ぶこととした。

・Nano-PALDI に用いるナノ微粒子

金属酸化物をコアとしてその表面をシラノール基が被覆しており、さらに、水酸基と、アミノ基が露出した構造となっている（図２)。当初、金属酸化物コアのみのナノ粒子を用いてもイオン化することはできなかった。そこで、表面に親水性を持たせるため、シラノール基を導入したところ、若干標的物質をイオン化することができた。さらなる改善を図るために、官能基を導入し、標的サンプルとナノ微粒子をより近接させることにした。結果、標的物質を効率良くイオン化することに成功した。現在では、この構造を持つナノ微粒子を、2 液を混合するだけで作製することができる。応用として核酸をイオン化する際に、特異的なシグナルパターンを示すことを報告している[2]。また、Nano-PALDI が不得意としていた高分子側のイオン化改善に取り組み、有機マトリクスとナノ微粒子のハイブリッド型で、低～高分子をイオン化する方法も研究している[1]。任意の官能基をナノ微粒子表面に修飾する事も可能で機能性の付与することもできる。

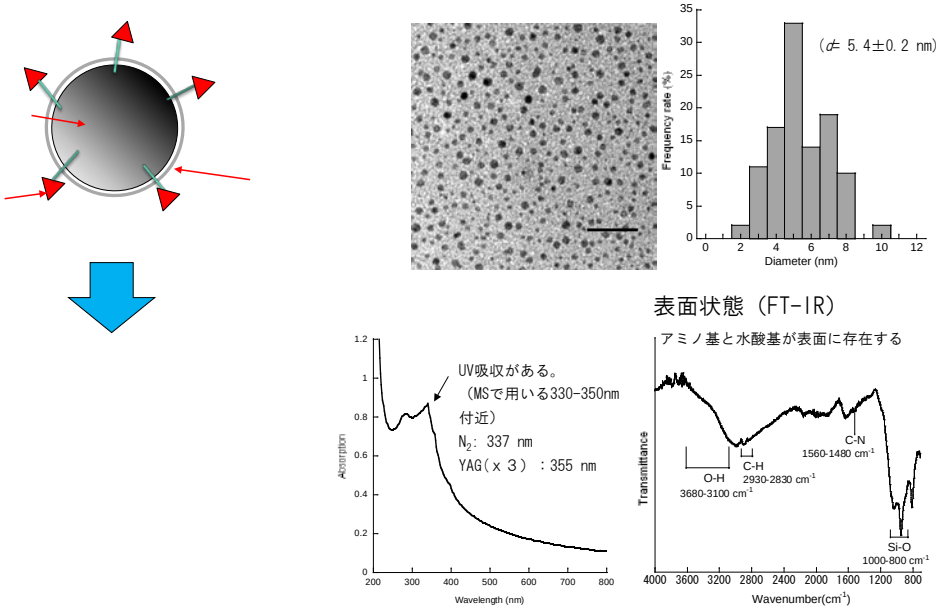


図2 ナノ微粒子の特性解析

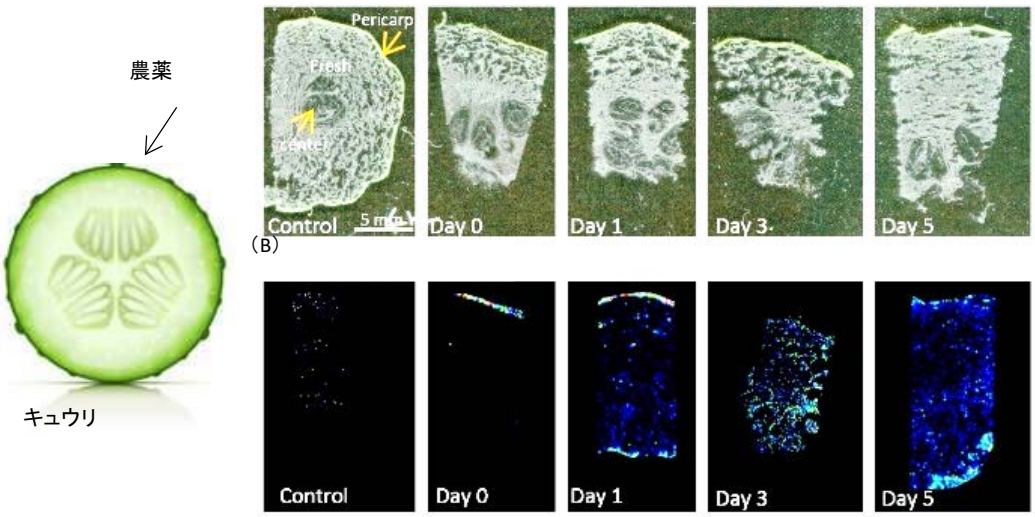
・Nano-PALDI イメージング質量分析（IMS）

近年、MS データを 2 次元的に表すことで、抗体や蛍光物質などを用いずに切片上の標的分子局在解析（視覚化）が可能になっている。Nano-PALDI は低分子検出に優れたイオン化法、イメージングは MS データを 2 次元に表す方法である。この 2 つを組み合わせた Nano-PALDI－IMS について紹介する。

野菜残留農薬の局在解析[5]

通常、残留農薬検査は、ガスクロマトグラフィー（GC)、液体クロマトグラフィー（LC）-MS が挙げられる。ただし、農産物から農薬を抽出するための前処理を行う必要がある。また、農薬の特性によって前処理条件も異なり、複数の処理工程を要するため煩雑である。さて、農薬は低分子量のものが多く、前述の理由から、既存法では IMS が困難である。そこで、Nano-PALDI IMS 法による農薬（防かび剤として用いられるプロシミドン（Mw:283))イメージングが威力を発揮する。自家栽培したキュウリに対して収穫前日にプロシミドン含有の農薬（プロシミドン）を散布し、翌日収穫した。収穫したキュウリを、常温で 0、1、3、5 日間保存した後、IMS 測定を行った。図 3 の通り、収穫当日（day 0）からは果皮に当たる部分からのみプロシミドンが局在しているのがわかる。保存期間が長期になるにつれて、プロシミドンがキュウリに内部に浸透

していくのが示されている。食品衛生学的に、購入後、冷蔵保存前に洗浄することが推奨できる。IMS 法で農産物内の農薬の解析することは特殊な前処理も必要とせず、得られた MS スペクトルから標的物質の質量を選択するだけで、局在情報も得られることから簡便である。農薬に限らず、質量分析で検出できる物質であればその局在が分かることから、機能性成分なども併せてイメージングすることで、食品の安全・品質を同時に保障できる。



3。 食農学類設立

福島に、農学系研究組織、福島大学・農学群・食農学類が 2019 年 4 月に開設された。東北地区の大学では最後に開設された農学系組織である。これまで、福島県は農業県として知られており、我が国に良質な農産物（畜産、水産も併せて）を生産・提供してきた。ただし、震災以降、生産者の減少、風評被害など様々な負の要因が重なり、2020 年現在も価値が戻っていない。福島産というだけで科学的根拠もないままに価値が下がるのは忍びない。また、元々農学を学ぶのに恵まれた土地に研究組織がないのも不思議である。

そういった要因が、事情が、民意が福島に食農学類を設立するきっかけとなった。「研究ファースト」、これが食農学類のモットーである。地方国立大学でこれを遂行するのは困難である。でも、38 名の教員が福島から世界に向けて研究成果を発信、還元するという大義を掲げてもいいのではないか。何人かでも成功すれば。。と複雑な思いを巡らせつつ、新しい組織で奮闘する毎日であります。



食農学類のイメージポスター

食農学類とイメージング MS

福島の農産物の良さを可視化すると、やはりというか機能性に優れていることがわかる。

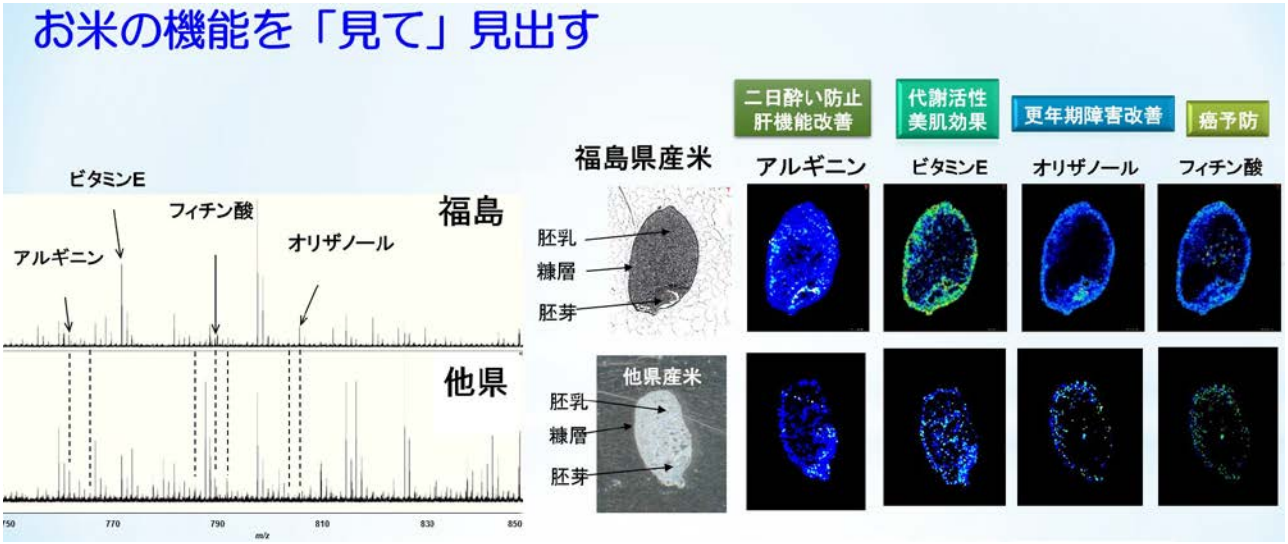


図３　米穀（玄米）のイメージング MS

図 3 左から、福島県産の他県産米を質量分析するとそれぞれ機能性成分の質量が得られる。どちらが良いのかはわからない。しかし、右図で「見る」と福島県産が優れているのがわかると思う。この差がどうして起きるのか、栽培法、天候、肥料の量、播種時期など様々な要因を調べることで科学的にな説明がつくと考える。

4. まとめ

ナノ微粒子を用いたイオン化法、Nano-PALDI について、この講演を通してニーズが広がれば幸いである。また福島の食農学類と皆様とのコラボレーションが生まれるきっかけの一つとなりたい。今後、食農学類を厳しくも温かく興味を持っていただきたい。

1 Komori, H. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization using sinapic acid-modified iron oxide nanoparticles for mass spectrometry analysis. *Analyst* **140**, 8134-8137, doi:10.1039/C5AN02081F (2015).

2 Taira, S. *et al.* Oligonucleotide analysis by nanoparticle-assisted laser desorption/ionization mass spectrometry. *Analyst* **137**, 2006-2010 (2012).

3 Taira, S., Sahashi, Y., Shimma, S., Hiroki, T. & Ichiyanagi, Y. Nanotrap and mass analysis of aromatic molecules by phenyl group-modified nanoparticle. *Anal. Chem.* **83**, 1370-1374, doi:10.1021/ac102741g (2011).

4 Taira, S. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization based mass imaging with cellular resolution. *Anal. Chem.* **80**, 4761-4766, doi:10.1021/ac800081z (2008).

5 Taira, S., Tokai, M., Kaneko, D., Katano, H. & Kawamura-Konishi, Y. Mass Spectrometry Imaging Analysis of Location of Procymidone in Cucumber Samples. *J. Agric. Food. Chem.* **63**, 6109-6112, doi:10.1021/acs.jafc.5b00957 (2015).

Shu TAIRA

Fukushima Univ. Cluster of Agricultural Sciences、 Faculty of Food and Agricultural Sciences

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

[3B01-04] Nuclide adsorption and Separation

Chair:Takayuki Sasaki(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:10 AM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B01] Study of Separation of Cesium compounds Using Argon Plasma

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaka Nishimura[1], Yutaro Aoki[1] (1. Fukui Univ. of Tech, 2. Ontario Tech Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B02] Exchange of Strontium ions between crystalline silicotitanate type adsorbent and aqueous solution

*Toshimasa Ohashi[1], Tsuyoshi Ito[1], Yuko Kani[1], Takako Sumiya[2], Naoki Kanno[2], Takashi Asano[2], Takahiko Sugiyama[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Nagoya Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B03] Development of crystalline silicotitanate for adsorption of strontium

*Keisuke Tokunaga[1], Shigeru Hirano[2], Satoshi Yosida[1], Youju Shimizu[1], Yuki Oba[1] (1. Tosoh, 2. Tosoh Zeolum)

10:30 AM - 10:45 AM

[3B04] Adsorption characteristics of strontium ion adsorbent consisting of potassium hydrogen dititanate hydrate

*Takafumi Tanaka[1], Hidenori Isioka[1], Ayaka Ando[1], Tomoko Yoshimi[1] (1. Titan Kogyo ,Ltd.)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

アルゴンプラズマを用いたセシウム化合物の分離研究

Study of Separation of Cesium compounds Using Argon Plasma

*砂川 武義[1]，Glenn,HARVEL[2]，西村 豊[1]，青木 祐太郎[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

原子力プラント事故における汚染土壌における線量の支配的核種である放射性セシウムの分離捕集を目的に S-band 高気圧マイクロ波放電法により生成した Ar プラズマを用いて塩化セシウム CsCl を対象に、Cs の分離、捕集する手法を確立した。さらに、原子吸光測定装置を用いて Cs の定量分析を行い、Ar プラズマによる Cs の分離後の挙動の検討を行った。

キーワード：アルゴンプラズマ、セシウム、除染、マイクロ波

1. 緒言

1950 年代の大気圏内核実験や 1986 年 4 月に起きたチェルノブイリ原子力発電所事故や 2011 年 3 月に起きた東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故 [1)]において、主要な放射性核種である放射性セシウムの分離捕集を目的に、小型で大気圧プラズマの発生に適したマイクロ波放電装置を用いて Ar プラズマを発生させ、プラズマにより目的核種を短時間で容易に分離し、選択的な捕集を行い、短工程で少量の試料であっても捕集が行える捕集技術を確立した。本研究では、塩化セシウム (CsCl) 試料を対象に Cs の分離捕集を行い、Ar プラズマによる Cs の分離後の挙動の検討を行った。

2. 実験

2.45GHz、最大マイクロ波電力 1.3kW のマイクロ波発生装置を使用し Ar プラズマを発生させた。反応容器は、融点が高くマイクロ波の吸収が少ない約 1m の石英管 (外径 10mm, 内径 8.5mm、外径 6.5mm, 内径 5mm)を二重にして使用した。試料は、マイクロ波の吸収が大きい活性炭 0.05g に CsCl 0.05g-0.25g を混ぜた物を反応容器内に固定し、マイクロ波空洞共振器中の電場強度が最も高い場所に設置した。反応容器を縦に設置し反応容器下方から Ar を体積流量 1.5L/min 流し、Ar プラズマ中で分離した Cs が反応容器の上方で捕集されるようにした。試料を設置した位置を起点に上方への反応管内に捕集された捕集物を定量分析する為に、反応管を 5cm 間隔で切断し、反応管内の捕集物を水で洗い流し、捕集物を含む水溶液を原子吸光分析装置で Cs の定量分析を行った。

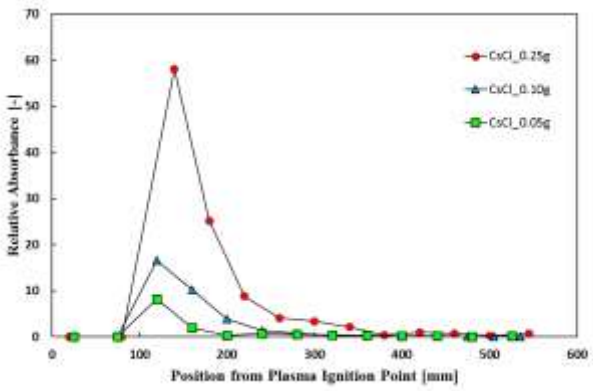


Fig.1 Ar プラズマによる Cs の分離後の挙動

3. 結果

Fig.1 に原子吸光測定装置を用いて測定した Cs の吸光度の結果を示す。試料の位置から約 150mm の位置で極大を示し、急激に減少する傾向が示された。本研究の詳細は講演時に報告する。

参考文献

1) 斉藤勝裕 監修「東日本大震災後の放射性物質汚染対策」 株式会社エネ・ティーエス

* *Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaka Nishimura[1], Yutaro Aoki[1]
[1] Fukui University of Technology., [2] Ontario Tech Univ.

ケイチタン酸系吸着材と水溶液間におけるストロンチウムイオンの交換

Exchange of Strontium Ions Between Crystalline Silicotitanate Type Adsorbent and Aqueous Solution

*大橋 利正[1]，伊藤 剛[1]，可児 祐子[1]，住谷 貴子[2]，菅野 真貴[2]，浅野 隆[2]，杉山 貴彦[3]
[1]日立，[2]日立GE，[3]名大

汚染水には放射性Srよりも海水由来の非放射性Srが多く含まれている。そのため、放射性Sr除去プロセスを評価する際には、Srイオン同士の交換を考慮する必要がある。本報告では、汚染水処理に用いるケイチタン酸（CST）系吸着材と水溶液の間のSrイオン交換反応と、その速度について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、ストロンチウム、吸着、イオン交換、放射性同位体

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理には、海水成分共存下でもCsとSrを選択的に吸着するケイチタン酸（CST）が使用されている。汚染水には放射性Srよりも海水由来の非放射性Srが多く含まれているため[1]、CSTによる放射性Sr除去を評価するにはSrイオン同士の交換を考慮する必要がある。本報告では、非放射性Srが破過したCSTを作製し、放射性Srをトレーサとして添加した試験水を通水することで、CSTと水溶液間におけるSrイオン同士の交換が生じるかを確認した。

2. 試験方法

試験条件を表1に示す。新品材試験では、Na型CSTを充填したカラムに$SrCl_2$溶液を通水した。カラム出入口の溶液中の全Sr濃度を定期的に測定し、全Srが完全に破過するまで通水した。破過材試験では、前述の新品材試験で全Srが完全に破過したSr破過CSTのカラムに、Sr-85トレーサを添加した$SrCl_2$溶液を通水した。破過材試験では溶液中の全Sr濃度に加え、Sr-85濃度を測定した。

表1　試験条件

		新品材試験	破過材試験
吸着材	種類	Na型CST	Sr破過CST
	充填量	1 mL	
試験水	液性	$SrCl_2$溶液 (全Sr = 1 mg/L)	
	トレーサ	なし	Sr-85
	流量	180 mL/h	

3. 結果

試験結果の破過曲線を図1に示す。図1の横軸は通水量をカラム容積で除した相対通水量BV、縦軸は全Srまたは Sr-85のカラム出口と入口の濃度比C/C_0である。新品材試験では、開始直後の全SrのC/C_0は0.02、通水に伴いC/C_0が上昇し、約90,000 BVでC/C_0が1に達し完全破過した。破過材試験では、開始直後から全Srが破過していることを確認した。また、破過材試験におけるSr-85は全Srとは異なる挙動を示した。開始直後のC/C_0は0.3であり、通水に伴うC/C_0の上昇は新品材の全Srと比べ緩やかであった。破過材試験のSr-85の初期C/C_0が0.3と1未満であることは、試験水中のSr-85とCST中の安定Srが交換したことを示している。つまり、CSTと水溶液間におけるSrイオン同士の交換が確認できた。また、新品材試験の全Srと破過材試験のSr-85の破過挙動の違いは、Naイオン-Srイオン間の交換と、Srイオン同士の交換の違いによるものであり、Srイオン同士の交換の方が速度が遅いと推定した。

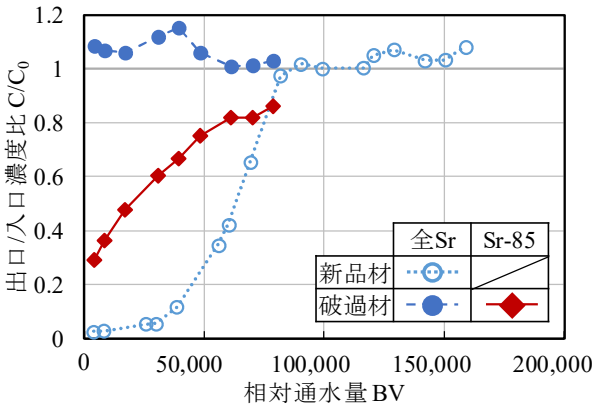


図1　新品材と破過材の破過曲線の比較

参考文献

[1] 東京電力, http://www.tepco.co.jp/decommision/planaction/monitoring2/treatment_facllity/index-j.html

*Toshimasa Ohashi[1], Tsuyoshi Ito[1], Yuko Kani[1], Takako Sumiya[2], Naoki Kanno[2], Takashi Asano[2], and Takahiko Sugiyama[3]
[1]Hitachi, [2]HGNE, [3]Nagoya Univ.

ストロンチウム吸着用結晶性シリコチタネート（CST）の開発

Development of crystalline silicotitanate for adsorption of strontium

*徳永 敬助[1]，平野 茂[2]，吉田 智[1]，清水 要樹[1]，大庭 悠輝[1]，
[1]東ソー，[2]東ソー・ゼオラム

SiO_2、TiO_2から構成される結晶性シリコチタネート（CST）は、Srイオン、Csイオンを選択吸着することが知られている。SiO_2、TiO_2以外の金属酸化物を骨格に組み込み、その吸着特性を調査した。

キーワード：結晶性シリコチタネート，ストロンチウム吸着，セシウム吸着

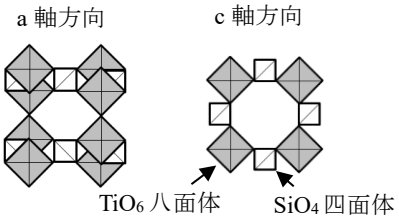
1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理では、Cs、Srの処理に無機イオン交換体が使用されている。汚染水及び除染水の処理能力の向上、二次廃棄物の減容化、安定化のため、より効率的な吸着材の開発が望まれる。

2. 実験

2-1. 結晶性シリコチタネート（CST）合成試験

組成　$a$$Na_2O$・$b$$SiO_2$・$TiO_2$で表される一般的なCST、及び組成　$a$$Na_2O$・$b$$SiO_2$・$TiO_2$・$c$MOで表される他種金属酸化物を骨格に導入した改良CSTを水熱合成にて作製した。



CST（シチナカイト）構造

2-2. 静的試験（粉末バッチ吸着試験）

Na、Mg、Caを共存させたSr（1.0ppm）、Cs（1.0ppm）の模擬汚染水溶液1LにCST粉末0.05gを添加し、室温にて24hr攪拌を行った。試験後の溶液のSr濃度はCSTで0.8ppm（除去率20%）、改良CSTで0.4ppm（除去率60%）であった。Cs濃度はいずれも0.02ppm（除去率98%）であった。

2-3. 動的試験（成形体カラム流通試験）

Na、Mg、Caを共存させたSr（1.6ppm）、Cs（1.0ppm）の模擬汚染水を4.5mlのCST成形体に対して45ml/hrの流量で流通させた。カラム及び液温度は30℃とした。出口Sr濃度が0.2ppmとなる濃度を破過濃度と仮定した場合、破過までの通液量はCST成形体で6L、改良CST成形体で21Lであった。Sr破過時の出口Cs濃度はいずれも0.01ppm以下であった。

3. 結論

SiO_2、TiO_2で構成される結晶性シリコチタネート（CST）はSrよりもCsの吸着に優れる結果となった。その骨格構造に他種金属酸化物を組み込むことで吸着特性が変化すること、特にSr吸着性能が大きく改善することを確認した。Na、Mg、Ca 等の吸着阻害イオンを含む模擬汚染水条件下においても高い除去性能を示した。改良CSTはSr濃度の高い汚染水の処理に有効と考える。

---

*Keisuke Tokunaga[1], Shigeru Hirano[2], Satoshi Yoshida[1], Youju Shimizu[1] and Yuki Oba[1]

[1]Tosoh Corp., [2]Tosoh Zeolum Corp.

二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウムイオン吸着材の吸着特性

Adsorption characteristics of strontium ion adsorbent
consist of potassium hydrogen dititanate hydrate

*田中　尚文、石岡　英憲、安藤　綾香、 吉見　智子
チタン工業株式会社

低塩濃度下において、ストロンチウムの選択吸着性能に優れ、結着剤を使用しないため充填率が高い二チタン酸水素カリウム水和物からなる吸着材を開発し、その吸着特性を評価した。

キーワード：二チタン酸水素カリウム水和物、放射性ストロンチウム、吸着材、ASR-1300

1. 緒言

福島第一原発で発生している汚染水には、核燃料より発生した放射性ストロンチウム以外に、放射性ストロンチウムの吸着を阻害する海水由来のカルシウム及びマグネシウム等のイオンが含まれており、ストロンチウム吸着材には、高い選択吸着性能、コストダウン及び発生する廃棄物量の削減が求められている。これに対応するため、二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウム吸着材 ASR-1300（製品名）を開発し、模擬汚染海水を使用したカラム方式による通水試験により、その吸着特性を評価した。

2. 実験

メタチタン酸スラリーに炭酸カリウムを溶解し、その乾燥物を 770℃で焼成して、二チタン酸カリウムを得た。得られた二チタン酸カリウムを湿式粉砕し、固液分離を行った後、二チタン酸水素カリウム水和物を含むろ過ケーキを押出成型機にて成型した。成型物を乾燥後、300μm 以上 600μm 以下に整粒して、ストロンチウムイオン吸着材 ASR-1300 を作製した。カラム試験は、内径 16mm の円筒状カラムに容積で 20mL、層高で 100mm になるように吸着材を充填し、市販の並塩 0.3 質量%を含む水に、ストロンチウム、マグネシウム、カルシウムがそれぞれ 5ppm、及びセシウムが 1ppm になるように調製した模擬汚染海水を 6.5mL/min（通水線流速 2m/h、空間速度 $20h^{-1}$）の流量でカラムに通水した。出口水を定期的に採取して、ICP-MS を用いてストロンチウム濃度を測定して、破過[注1]した B.V.[注2]を求めた。また、吸着材の水中強度試験は、吸着材 0.5g を 50mL の水中に入れ、24 時間撹拌した後、水の濁度及び透過率（波長：660nm）を測定した。

3. 結果・考察

図 1 はカラム試験の結果を示す。ALPS で使用されていた吸着材（以下、既存品と称す）が 2700B.V.で破過したのに対して、結着剤を使用しない二チタン酸水素カリウム水和物からなる ASR-1300 は 4400B.V.まで吸着性能を維持しており、優れた吸着特性を有する。また、水中強度は、既存品の濁度が 40 で透過率が 81%であるのに対して、ASR-1300 は、濁度が 31 で透過率が 88%であり、水中強度にも優れている。発表では、開発した吸着剤の物性及び経時安定性等についても報告する。

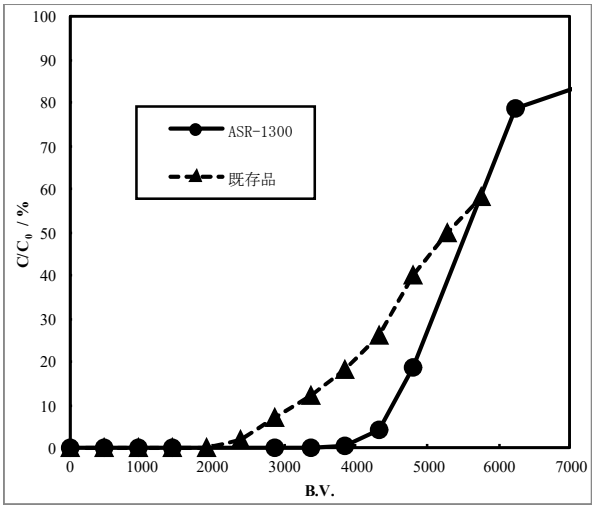


図 1　ASR-1300 及び既存品の模擬汚染海水を用いたカラム試験の破過曲線

注 1）破過の基準は $C/C_0 \geqq 5\%$ とする。

注 2）B.V.（Bed Volume）とは吸着材量に対し通水する流量倍数。

*Takafumi Tanaka[1], Hidenori Ishioka[1], Ayaka Ando[1], Tomoko Yoshimi[1]
[1]Titan Kogyo,Ltd.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-1 Radioactive Waste Management

[3B05-07] Waste Separation, Nuclear Penetration Behavior and Thermal Treatment

Chair:Takeyoshi Sunagawa(Fukui Univ. of Tech)

Wed. Mar 18, 2020 11:10 AM - 12:00 PM Room B (Lecture Bildg. L 1F L-3)

[3B05] Study on penetration behavior of cesium into concrete

*kai yoneyama[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Koki Koshigoe[1], Naoya Miyahara[1], Norihiko Kurihara[1], Eriko Suzuki[2], Osaka Masahiko[2] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3B06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa HIRAKI[1,2], Mayu ENOMOTO[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Jun KATO[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3B07] Development of Waste Recognition System using Artificial Intelligence (AI)

*Yukihiko Yoshida[1], Masashi Murakami[1], Toshiki Sasaki[1] (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

コンクリートに対する Cs の浸透挙動の研究
- 規格化したコンクリートを用いた浸透挙動に関する実験 -

Study on penetration behavior of cesium into concrete
Experiment on penetration behavior using normalize concrete

*米山海[1]　佐藤勇[1]　松浦治明[1]　腰越広輝[1]　宮原直哉[1]　栗原哲彦[1]
鈴木恵理子[2]　逢坂正彦[2]
[1]東京都市大学　[2]日本原子力研究開発機構

コンクリートへの Cs 浸透メカニズムの解明に資するため、代表的なモルタル、粗骨材及びそれらを混合したコンクリートへの Cs 浸透実験を行った。骨材の存在が Cs 浸透挙動に大きく影響することが分かった。
キーワード：放射性セシウム、コンクリート、放射性廃棄物、浸透挙動、分配係数、拡散係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉において、構造材であるコンクリートを含んだ大量の放射性物質を含む解体廃棄物が発生すると考えられており、その安全かつ合理的な処理・処分が必要である。そのためには長半減期核種であり、汚染物質として重要視される放射性 Cs の含有量を正確に把握する必要がある。Cs は化学的に活性で、建屋汚染水などを介してコンクリート内部に浸透している可能性がある。そのため、コンクリート中の Cs 含有量を正確に評価するために、その浸透挙動を詳しくとらえることが必要である。

Cs のコンクリートに対する浸透挙動は、コンクリート主成分である Ca とのイオン交換による収着及びコンクリート内部への Cs の拡散の 2 つのプロセスが重要である。そのため本研究では、収着しやすさの指標である分配係数及びコンクリート中の拡散係数をパラメータとした数値解析によって、浸透挙動モデルの構築を目指している。一方で、コンクリートには構成物として骨材、モルタルが含まれ、成分によって分配係数や拡散係数は異なることが予想されることから、上記の浸透挙動モデルにおいては、これら構成成分の影響を把握し、適切にモデル化する必要がある。そこで本実験では、代表的なモルタル、粗骨材及びそれらを規格化したコンクリートへの Cs 浸透実験を行い、構成成分が Cs 浸透挙動に及ぼす影響について考察した。

2. 実験方法

コンクリート及びモルタル試料は当大学の都市工学科の協力のもと作製した。粗骨材(花崗岩)のみ、粗骨材を含まないモルタル(フライアッシュII種)のみ及び既知の分布で配合したコンクリート(以下、「規格化コンクリート」)の 3 種類を 20.0mm×20.0mm×20.0mm^t のサイズで準備した。

収着試験　上記の試料を粉砕した粉末を 50～100 ㎛の粒径にふるい分けした。遠沈管に作製した骨材とモルタルの粉末試料 5g と 0.01M の CsOH 水溶液 50ml を入れ、振とう器にかけた。3 日ごとに遠心分離器にて固液分離した後、上澄みの溶液を一回につき 500 ㎕ずつ採取し、原子吸光光度計を用いて Cs 濃度を測定し、分配係数を求めた。

浸透試験　浸透試験では既往の実験[1]と同じく、エポキシ樹脂でコーティングした試料を作製し、表面からの浸透深さを一方向に限定するために一面のみに研磨(#60)を施してコンクリート及びモルタル部分を露出させた状態とした。ビーカーの中に一種類ずつ試料を入れ 1M の CsOH 水溶液を 40ml 入れた。これを室温(約 25℃)の実験室で 10 日間保管した。水溶液から取り出し液体をふき取り観察面を研磨した。各研磨で得られた研磨粉における Cs 濃度についてエネルギー分散型蛍光 X 線分析装置を用いて測定した。

3. 結果・考察

収着試験及び浸透試験の結果を図 1 及び図 2 に示す。分配係数に関しては、推定される溶液の濃度から骨材が 0.31ml/g、モルタルが 1.01ml/g となった。骨材は吸着サイトが少ないためモルタルより収着しにくいと考えられ、文献[2]と同様の傾向である。

拡散係数に関しては、規格化コンクリートが 6.0×10^{-12}(m^2/s)、モルタルが 2.1×10^{-12}(m^2/s)となった。骨材では、本分析方法では検出できないほど浸透しなかった。以上より、規格化コンクリートとモルタル及び粗骨材の浸透挙動は大きく異なる。骨材の存在が浸透挙動に影響していると考えられ、今後詳しく考察する。

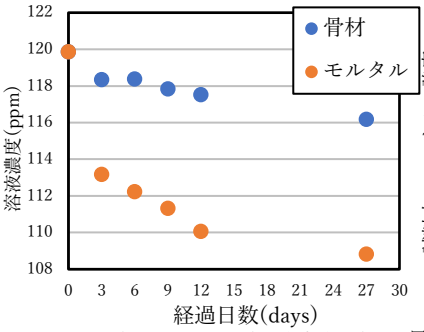


図 1 収着試験における溶液濃度時間変化

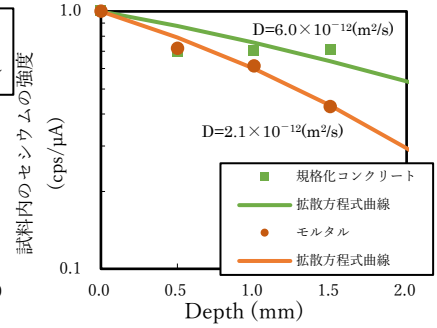


図 2 浸透試験におけるコンクリートへの浸透プロファイル

参考文献

［1］I.Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 52, No.4, (2015) 580-587.
［2］山口紀子 J.Jpn.Soc.Soil Phys. 土壌の物理性 No.126, (2014) 11~21

*Kai Yoneyama[1] ,Isamu Sato[1] ,Haruaki Matsuura[1] ,Koki Koshigoe[1] ,Naoya Miyahara[1] ,Norihiko Kurihara[1]
Eriko Suzuki[2] ,Osaka Masahiko[2]
[1]Tokyo City University. , [2]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （7）様々な容器形状を想定した廃棄物中の 核種インベントリによる固化体温度の解析

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(7) Numerical analysis of temperature rise of solidified waste by radiation applying various container shapes

*平木 義久[1,2]，榎本 真由[1,2]，寺澤 俊春[1,2]，今泉 憲[1,2]，加藤 潤[1,2]，
大杉 武史[1,2]，曽根 智之[1,2]，黒木 亮一郎[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所(福島第一)の汚染水処理から発生する廃棄物を、セメント等で固化処理した場合の固化体の最大温度を評価する目的で、様々な廃棄物保管容器を模擬し、放射線輸送コードおよび熱伝搬コードを用いた解析を行った。解析概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード：シミュレーション，インベントリ，セメント固化，廃棄物保管容器，熱伝搬

1. 緒言

福島第一の廃炉作業では、汚染水処理により固体廃棄物が大量に発生し、その処理処分が課題である。廃棄物の安定保管と処分を念頭に置いた処理の両方に適用可能な技術の抽出を行う上で、必要なデータの取得が求められている。既報[1]では、200L ドラム缶に廃棄物を充填する場合の放射能量と固化体の最大温度の関係を求めた。熱移動は体系に依存するため、廃棄物保管容器の形状および大きさにより、固化体の最大温度の変化が予想される。本研究では、放射性廃棄物の保管に広く用いられている円柱型および角型形状の廃棄物保管容器において、単位体積当たりの放射能量を一定とした場合の固化体の最大温度の変化をシミュレーションによって明らかにする。

2. 解析概要

解析条件は、固形化材料として普通ポルトランドセメントを設定した。廃棄物保管容器に充填する核種として主要核種である Cs-137、単位体積当たりの放射能量として、既報で固化体の温度上昇が確認された 1.0×10^{8} [Bq/cm^3]と設定した。また、廃棄物保管容器は単体で設置し、外部の室温の空気によって冷却される条件とした。放射線輸送コードは PHITS を、熱伝搬コードは COMSOL®を用いて計算した。解析体系は、福島第一やその他原子力施設で用いられている廃棄物保管容器から円柱型および角型の各 3 種類を選定し、その容器形状を設定した。(表 1、表 2)

3. 解析結果

円柱型および角型の各 3 種類の容器における、固化体の最大温度の解析結果を表 1 および表 2 に示す。また、この結果を縦軸に固化体の「最大温度」、横軸に「固化体の体積/固化体中心からエッジまでの距離」で整理すると直線関係が得られた。この結果は、福島第一で用いられている円柱型および角型の容器形状において、固化体の最大温度を予測する際の指標として寄与できると考える。

表 1 円柱型容器の寸法および最大温度

	形状1 (ペール缶相当)	形状2 (ドラム缶相当)	形状3 (高性能容器相当)
モデル内寸 (R×H) [cm]	14.3×34.2	28.3×89.7	75.1×183.1
固化体の体積 (cm^3)	1.76×10^4	1.79×10^5	2.59×10^6
最大温度 [℃]	20.9	24.2	35.9

表 2 角型容器の寸法および最大温度

	形状4	形状5	形状6
モデル内寸 (X×Y×Z) [cm]	116×116 ×57.2	130×130 ×80	200×200 ×130
固化体の体積 (cm^3)	6.16×10^5	1.08×10^6	4.16×10^6
最大温度 [℃]	24.9	28.5	39.3

参考文献

[1] 平木ら (2019):福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発（6）シミュレーションによる廃棄物中核種インベントリと廃棄体温度の解析

※本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Mayu Enomoto[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2]
[1]JAEA, [2]IRID

人工知能（AI）を用いた廃棄物認識システムの開発

Development of Waste Recognition System using Artificial Intelligence (AI)

*吉田幸彦，村上昌史，佐々木紀樹

日本原子力研究開発機構

AI 技術を用いた自動分別システムを適用することにより、膨大な量の廃棄物を合理的に処理できることが期待される。今回、カメラ画像を用いた廃棄物認識システムを試作し、モデルケースとして代表的な廃棄物の認識性能を評価したので報告する。

キーワード：廃棄物処理，人工知能，機械学習，深層学習，物体認識

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、原子力研究開発の歴史の中で発生した様々な物質が混在しているドラム缶廃棄物が多数保管されており、処理・処分に影響のある物質を予め取り除く前処理の必要な廃棄物が多く存在する。また放射性廃棄物分別は、種類が多く高い分別精度が要求されるため現在の産業廃棄物分野で実用化されている自動分別技術では対応が難しいため、手作業により現在実施されている。その結果、多量の廃棄物分別の時間・コスト、また被ばくリスクといった課題がある。しかしながら機械学習・深層学習に代表される AI 技術の発展は日々目覚ましく、これを適用した放射性廃棄物の自動化システム実現に向けて、画像認識システムを試作し、性能を評価した。

2. 廃棄物認識システムの構築

試作した廃棄別認識システムは、カメラおよび PC からなる。物体認識方法として SSD (Single Shot MultiBox Detector)を採用し、まず、Microsoft COCO (Common Object in Context)のデータセットを用いて、ベースとなる学習器を製作した[1,2]。認識対象とする模擬廃棄物として 15 個（フランジ、接続金具、パイプ）、また認識対象としない模擬廃棄物として 15 個（形状が認識対象物と似ていて材質が異なるもの）を準備し、画像を撮影した。ベースとなる学習器は、画像データの一部を教師データ（フランジ型、接続金具型、パイプ型の 3 分類）として転移学習により作成し、残りの画像を用いて認識率を評価した。

3. 結論

認識対象とする模擬廃棄物について、製作した学習器の複数物質同時の認識率は約 99%であった。また、認識対象としない廃棄物の混在下においても、対象物を精度よく認識できた（図 1）。

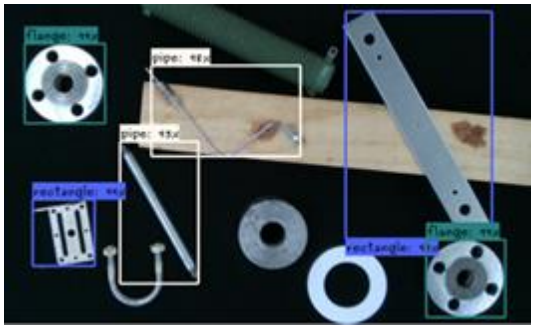


図 1: 模擬廃棄物認識結果の一例

参考文献

[1] W. Liu et al. arXiv: 1512.02325, 2015.

[2] T. Lin et al. arXiv: 1405.0312, 2015.

---

*Yukihiko Yoshida, Masashi Murakami and Toshiki Sasaki

Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C01-05] Decommissioning Technology for Fukushima 3

Chair:Daisuke Kawasaki(Univ. of Fukui)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:20 AM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C01] Fundamental study on fragmentation of fuel debris using high-voltage pulse crushing

*Sayo Suga[1], Atsushi Iizuka[1], Etsuro Shibata[1] (1. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C02] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Hiroyuki Furukawa[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. Institute for Laser Technology, 2. JAEA, 3. Univ. Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[3C03] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

*Yusuke Watanabe[1], Daisuke Ishikawa[1], Shuichi Hasegawa[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3] (1. Univ. of Tokyo, 2. Institute for Laser Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[3C04] Investigation Results on Deposits Accumulating over the Pedestal Bottom of PCV of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*Tessai Sugiura[1], Chiari Shimizu[2], Naoya Sakamoto[2], Naoto Kume[2], Kiyoshi Haruna[3] (1. TOSHIBA ESS, Isogo Nuclear Engineering Center, 2. TOSHIBA ESS, Energy Systems R&D Center, 3. TEPCO, Fukushima Daiichi D&D Engineering Company)

10:45 AM - 11:00 AM

[3C05] 3D structural reconstruction of working space using image sequence for supporting survey task of decommissioning

*Toshihide Hanari[1], Kuniaki Kawabata[1], Keita Nakamura[2], Keitaro Naruse[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Aizu)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高電圧パルス破砕技術による燃料デブリの破砕に関する基礎的検討

Fundamental study on fragmentation of fuel debris using high-voltage pulse crushing

*菅 紗世[1]，飯塚 淳[1]，柴田 悦郎[1]

[1]東北大学

燃料デブリの処理時にウランを多く含む酸化物相と鉄などからなる合金相とを分離できれば、高レベル放射性廃棄物の減容化が期待できる。本研究では、異なる物質の界面における選択的な破砕が期待される高電圧パルス破砕技術に注目し、この技術の有用性について模擬試料を用いた試験を通して検討した。

キーワード：燃料デブリ，高電圧パルス破砕，異相界面優先破壊

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリは、主に酸化物相と合金相とで構成されている。ウランを多く含む放射線量の高い酸化物相と、鉄などを主とする合金相や巻き込まれた炉内構造物とを分離できれば、高レベル放射性廃棄物の減容化に繋がると考えられる。本研究では、異なる物質の界面における選択的な破砕が期待される高電圧パルス破砕技術に注目し、この技術の有用性について単純構造の模擬試料を用いたコールド試験を通して検討した。

2. 試験の概要

2-1. 試料

FeO, CaO, SiO_2 試薬を 1:1:1 の mol 比で混合したものを純鉄製の坩堝（外径 42 mm、内径 32 mm）に入れて 1400 ℃で溶融し、純鉄と酸化物が複合した試料を作製した。これを約 9 mm の厚さの扇形に切り出したものを高電圧パルス破砕試験の試料とした。また、坩堝内の形状を変化させて界面形状を複雑化させた試料、試薬に ZrO_2 を 4 mol%混合して溶融した試料、ならびに酸化物相内に Zr ロッドを立てて入れた試料も同様に作製した。

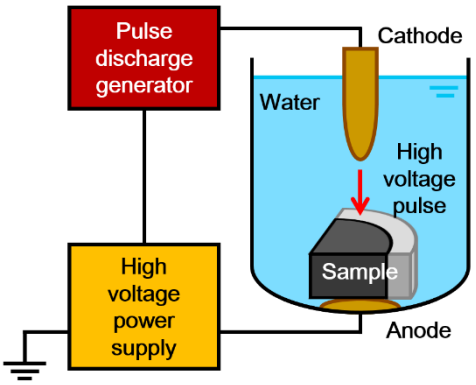


図 1. 高電圧パルス破砕装置の概略図

2-2. 試験方法

高電圧パルス破砕試験は、破砕条件のうち電極間距離とパルス放電の周波数を固定し、印加電圧を 120 kV～180 kV、パルス放電の回数を 1 回～100 回まで変動させて行った。破砕後の試料は乾燥させた後に篩を用いて分級し、合金相から分離された分の酸化物相の粒度分布を質量ベースで求めた。

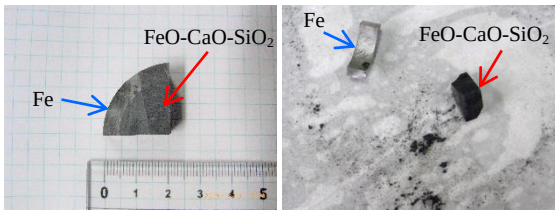


図 2. 破砕試験前後の試料の様子 (150 kV×10 回)

3. 結果

模擬燃料デブリ試料を作製し、高電圧パルス破砕試験を実施した。合金相と酸化物相の分離のしやすさは各相の組成によって多少変化するものの、高電圧パルス破砕によって酸化物相の過破砕を防ぎつつ効率的に分離できることがわかった。ただし、界面の形状が複雑であるとき、一部で酸化物相が合金相から剥離せずに残る場合があった。

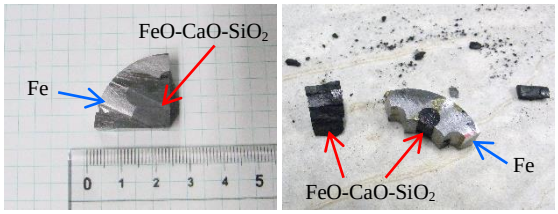


図 3. 界面形状を複雑化させた試料の破砕試験前後の様子 (150 kV×10 回)

*Sayo Suga[1], Atsushi Iizuka[1] and Etsuro Shibata[1]

[1]Tohoku Univ.

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(2)
(1) レーザー照射金属、セラミックス、コンクリートにおける微粒子発生過程の観察

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

(1) Observation of fine particles produced from laser irradiated metals, ceramics and concrete

*大道 博行[1]，山田 知典[2]，伊藤 主税[2]，宮部 昌文[2]，柴田 卓弥[2]，古河裕之[1]、長谷川 秀一[3]
[1]レーザー総研，[2]JAEA，[3]東大

We precisely observe dynamical behaviors of plume and particles ejected from a high-power fiber laser irradiated samples made of stainless street, alumina (ceramics) and heavy concreate using high speed cameras. Based on the results, we investigate the physical processes of these processes.

Key words： Decommissioning Laser processing, Aerosol

1. 緒言

廃炉への利用が期待されるレーザー加工に伴い発生する浮遊する微粒子の核種同定手法開発を進めている。これに資するため、高速度カメラを用いレーザー照射によるセラミックス、ステンレス鋼、重コンクリートから噴き出したプルームおよび微粒子群の観察・記録、レーザーと被照射材料、プルームとの相互作用に関する検討を行った。

2. 微粒子発生過程の観察

直径1μm以下の微粒子発生は、レーザーにより固体が加熱され液体となり、さらに加熱されることにより蒸気になり、その蒸気が急冷される過程で直径1μm以下の微粒子になるとされている。このような過程は高いエネルギー密度で物質を照射することができるレーザー加工技術の特徴と考えられる。下図にそれぞれの材料にレーザー照射した際のプルームのセルフエミッション光を示す。セラミックス、重コンクリートでは物質内部の応力破壊に由来する粒径の大きな破砕物と溶融物と蒸気由来の微粒子が混在していると考えられる。これらに注目して単色のインコヒーレント光照明、コヒーレント光照明により影絵を高速度カメラを用い記録した。その結果さらに詳細な微粒子発生過程を観察することができた。関連する物理過程の数値計算による検討、捕集した微粒子等の顕微鏡観察を合わせて、レーザー照射によるプルームと微粒子生成、破砕等による粒子生成過程に関する物理的検討を行った。



本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

---

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Hiroyuki Furukawa[1] and Shuichi Hasegawa[3] [1]Institute of Laser Technology, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発 (2)
（2）微粒子核種分光分析に向けた半導体レーザー装置の開発

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (2)

(2) Development of External Cavity Laser Diode System for Laser Spectroscopic Nuclide Analysis of microparticles

*渡辺 悠介[1], 石川 大裕[1], 長谷川 秀一[1], 大道 博行[2], 山田 知典[3], 伊藤 主税[3], 宮部 昌文[3], 柴田 卓弥[3]

[1]東大, [2]レーザー総研, [3]JAEA

Littrow 型外部共振型半導体レーザーを光源とする吸収分光装置を製作し、Gd 原子の基底準位からの遷移の吸収信号を取得する。

キーワード：吸収分光，外部共振型半導体レーザー，ガドリニウム

1. 緒言

燃料デブリの切断には、放射性微粒子が生じる。放射性微粒子の元素同定や同位体組成を分析するためには、化学的な前処理をすることなく分析操作が望まれる。本研究では、これらの要件を満たす吸収分光装置を製作し、原子炉の制御材料に使われる Gd 原子の基底準位からの遷移の吸収信号を取得する予定である。

2. 実験

本研究では、Gd 中性原子の吸収信号の取得を目指している。真空容器内で、高電圧印加により発生させたグロー放電を用いたスパッタリングに基づき、Gd 中性原子を蒸気化させる。蒸気化させた Gd 中性原子にレーザー光を入射させ、透過光強度の変化を測定することで、吸収信号を取得できる。本研究では、光源の小型化と同位体レベルでの分解能を達成するため、CW 発振可能で波長可変の半導体レーザー(Tholabs, DL5146-101S)を光源とする、Littrow 型の外部共振器を組んだ ECLD を製作した。また Gd 中性原子が蒸気化していることを確認するため、Gd 中性原子の発光信号を観測した。現在、Gd 中性原子の吸収信号取得に取り組んでおり、詳細は当日に報告する。

3. 結論

真空容器内で Gd 中性原子の蒸気化を確認した。現在、Littrow 型の外部共振器を組んだ ECLD を用いて、Gd 中性原子の吸収信号の取得を目指している。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

---

*Yusuke Watanabe[1], Daisuke Ishikawa[1], Shuichi Hasegawa[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3], Tomonori Yamada[3], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3] and Takuya Shibata[3]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Institute for Laser Technology, [3]JAEA.

福島第一原子力発電所２号機におけるペデスタル下部堆積物調査の結果について

Investigation Results on Deposits Accumulating over the Pedestal Bottom of PCV of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2

*杉浦 鉄宰[1]，清水 智得[1]，坂本 直弥[1]，久米 直人[1]，春名 清志[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]東京電力ホールディングス株式会社

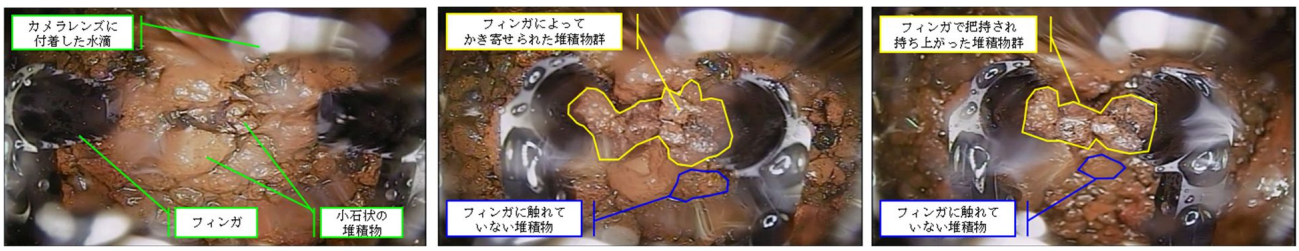
東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所２号機（1F-2）のペデスタル底部は、小石状の堆積物等で覆われていることが 2018 年 1 月に確認されており、その一部は、事故で溶融した燃料（燃料デブリ）と推定されている。燃料デブリ取り出し工法に資する情報取得を目的に、堆積物に接触する調査装置で接触調査を実施し、堆積物の一部が動かせることを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，燃料デブリ，PCV 内部調査

1. 緒言　1F-2 原子炉圧力容器下のペデスタル底部およびプラットホーム上に存在する堆積物の性状（堆積物が動くかどうか）を確認する調査を、2019 年 2 月に実施した。ここでは、堆積物の性状確認方法とその結果について述べる。

2. 調査ユニットおよび接触調査方法　調査ユニット[1]は､2 つのフィンガが開閉動作する機構を持つ｡また、調査ユニット自身はケーブルの巻き取り動作で、ペデスタル底部に対して昇降できる。この動作を組み合わせて堆積物に「フィンガで把持し、持ち上げる」方法で接触し、堆積物が動くかどうかを確認した。確認方法はカメラ映像による目視とした。

3. 調査結果　接触調査は、小石状、岩状そして構造物の一部と推定される堆積物に対して、ペデスタル底部 6 箇所、プラットホーム上 4 箇所で実施した。ペデスタル底部の小石状の堆積物に対する調査結果を図 1 に示す[2]。フィンガを開いた状態で調査ユニットを下降させ、フィンガ先端と堆積物を接触させた後、フィンガを閉じる動作を行うと、動作範囲内の堆積物はかき寄せられるように動いた。これらのうち、フィンガで把持されたものは調査ユニットの上昇と共に持ち上がった。映像では、堆積物同士の固着や、フィンガに付着する様子は確認されなかった。同様の方法で、構造物の一部と推定される堆積物も動くことを確認した。岩状の堆積物は、同様の方法では動く様子を確認できなかった。



(1)フィンガ「開」／調査ユニット下降　(2)フィンガ「閉」　(3)調査ユニット上昇

図1 小石状の堆積物に対する接触調査結果（[2]に基づき注釈付与）

4. 結論　1F-2 ペデスタル内の堆積物の一部は動くことを確認し、燃料デブリ取り出しに資する情報を得た。

謝辞　調査ユニットは、経済産業省／廃炉・汚染水対策事業費補助金に基づく資産を活用し、開発したものです。

参考文献　[1] 杉浦 他, 東芝レビュー, Vol. 74, No.6 (2019). [2] 東京電力ホールディングス(株), ホームページ公開動画. https://www4.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=107299&video_uuid=yq53a9f4

* Tessai Sugiura [1], Chiari Shimizu[1], Naoya Sakamoto[1], Naoto Kume[1] and Haruna Kiyoshi[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けた時系列画像を用いた作業空間の構造物立体復元

3D Structural Reconstruction of Working Space Using Image Sequence for Supporting Survey Task of Decommissioning

*羽成　敏秀[1]，川端　邦明[1]，中村　啓太[2]，成瀬　継太郎[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]会津大学

我々は、福島第一原子力発電所(1F)の廃炉作業の遠隔操作支援を目的として、時系列画像から構造物を立体復元する手法の研究開発を行っている。1F 調査動画に対して開発手法を適用し、構造物の立体復元が効率的に実現できることを確認した。

キーワード：時系列画像からの立体復元，画像選択手法，　廃炉作業

1. 緒言

現在、1F 廃炉作業のために遠隔機器を用いた作業が行われている。機器の遠隔操作は主に搭載カメラからの映像をもとに行われているが、作業空間の十分な把握が難しい場合がある。このため、我々は遠隔操作支援を目的として、時系列画像から立体復元計算に寄与しない重複画像を除去する画像選択手法を組み合わせた構造物立体復元手法の研究開発を行っている。本稿では、開発手法の適用可能性を検討するために、1F の原子炉格納容器(PCV)内部調査動画に対して立体復元を行った結果について報告する。

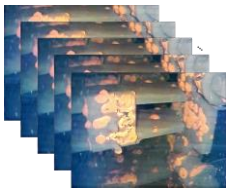
2. 実験条件

立体復元手法を用いて構造物の立体復元を行う対象として、東京電力ホールディングス(TEPCO)が公開している 1F3 号機 PCV 内部調査[1]の動画を用いた。この動画の中で比較的長く連続して撮影されており、建屋内の典型的な構造物が映り込んでいる箇所として、制御棒駆動機構(CRD)ハウジング付近で撮影された部分を対象として立体復元を試みた。

立体復元計算には、画像から構造物を立体復元する技術である Structure from Motion(SfM)を用いた。SfM は、入力画像から特徴点を抽出して画像間における対応付けを行うことで画像間の相対的な位置関係を計算し、構造物の形状データ(3 次元点群データ)を推定する手法である。我々は、動画から時系列画像を抽出する際に、立体復元計算の負荷低減のために計算に寄与しない重複画像を除去するための画像選択手法を提案した[2]。また、画像への前処理(コントラスト調整、先鋭化)[3]を適用することで、SfM の復元精度が向上することを確認している。さらに、SfM で得られる疎な密度の 3 次元点群に多視点ステレオ(MVS)を適用することで、復元対象の視認性が改善されることを示した[3]。これらの手法を前述の復元対象に適用し、立体復元を行った。

3. 実験結果

前述した開発手法を 1F 調査動画に適用した立体復元結果を図 1 に示す。画像選択手法により、復元対象の動画の該当部分約 6.7 秒(画像数 203 枚)から 41 枚の時系列画像(約 20%)が抽出された(図 1(a))。これにより、立体復元計算の負荷低減につながる画像数低減が行われた。得られた抽出画像を用いて立体復元を行った結果から、復元された CRD ハウジングの支持金具とその間にある CRD ハウジングを確認することができる(図 1(b))。立体モデルは上部支持金具の一部が欠損しているが、構造物を確認するために十分な視認性を有していると考えられる。



(a) 抽出された時系列画像



(b) 立体モデル

図 1　立体復元結果

4. 結論

本稿では、1F 調査動画のうち炉内構造物である CRD ハウジングおよび支持金具を対象として、我々が開発を行ってきた立体復元手法を適用して復元可能であることを示した。今後は、より効率的に立体復元を行ってオペレータの遠隔操作支援に資するために、画像選択手法におけるパラメータの最適化や復元データのオペレータへの提示方法について検討を進めていく。

参考文献

[1] 東京電力ホールディングス: “動画・写真ライブラリー 写真集 3 号機 PCV 内部調査進捗～21 日調査速報～ (2017 年 7 月 21 日)”, http://photo.tepco.co.jp/date/2017/201707-j/170721-01j.html (Jan., 2020).
[2] 羽成 他: “遠隔操作ロボットによる収集画像に基づいた立体復元のための画像選定手法”, 第 20 回計測自動制御学会システムインテグレーション部門講演会講演論文集, pp.1652-1656, 2019.
[3] T. Hanari, K. Kawabata:“3D Environment Reconstruction Based on Images Obtained by Reconnaissance Task in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, E-Journal of Advanced Maintenance, 11(2), pp.99-105, 2019.

*Toshihide Hanari[1], Kuniaki Kawabata[1], Keita Nakamura[2] and Keitaro Naruse[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Aizu

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C06-08] Decommissioning Technology for Fukushima 4

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 11:20 AM - 12:10 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C06] Risk-based optimization of decommissioning of severe accident reactor:FEM analysis of structural integrity

*Kohei Mizuta[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Takayuki Aoki[2] (1. Kyoto Univ., 2. Tohoku Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3C07] Reactor containment vessel sealing method using steam engine and radiation shielding and sealing method from reactor

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morisihge[1], Yosuke Yamashiki[1], Shigemi Morishige[1] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:35 AM - 11:50 AM

[3C08] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: Pros and cons of contaminated water released into the ocean and future plans

*Yosuke Yamashiki[1], Haruo Morishige[2], Shigemi Morishige[2], Yasufumi Kitamura[2] (1. Kyoto Univ., 2. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

リスクに基づく事故炉廃止措置の最適化:構造健全性の FEM 解析

Risk-based optimization of decommissioning of severe accident reactor:
FEM analysis of structural integrity

*水田 航平[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]，青木 孝行[2]
[1]京都大学，[2]東北大学

福島第一原子力発電所のような事故炉は，事故によって損傷を受けており，構造健全性の低下が予測されている．廃止措置を合理的に進めるためには廃止措置中に構造健全性を評価し保全を行っていくことが必要となる．本研究ではリスク情報を活用した構造健全性評価手法について検討を行った．

キーワード：リスク，構造健全性，事故炉，廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所のような事故炉は損傷を受け構造健全性の低下が予測されている．廃止措置は長期間に及ぶことが予測されており，廃止措置中の様々な劣化によって，構造物の健全性が更に低下する可能性がある．廃止措置を合理的にすすめるためには，各種機器の健全性が保たれることを確認するだけでなく，破壊するまでの余裕を評価し，保全が必要な重要部位を決定する必要がある．健全性の評価には構造物の状態についての情報が必要であるが，内部状況が不明であり，損傷状態および劣化についての予測情報は曖昧さを含んでいる．本研究では，曖昧さを含んだ情報をもとに構造健全性評価を行う手法について検討した．

2. 方法

本研究では，評価の一例として，RPV 支持スカートを選定した．劣化事象として腐食減肉を想定し，減肉量と自重によって発生する応力の関係について，有限要素法を用いて評価した．解析は下鏡とスカート部の 3D モデルを用い，荷重条件を RPV と炉内構造物の重量とした．スカートが座屈するかの評価を行うために，日本機械学会　発電用原子力設備規格　設計・建設規格の許容圧縮応力の値を用いた．腐食減肉量は 10～100 年分および 1000 年程度経過した場合とした．

3. 結果

スカート部の応力分布を図 1 に示す．図 1 よりスカート部分に発生している応力は，スカート中央部分でやや大きくなっているが，許容圧縮応力以下となっている．許容圧縮応力と FEM 結果の応力値を評価に用いているが，材料強度や作用応力はともにばらつきを持つものであり，より低い応力でも破壊に至る可能性がある．これらのばらつきを用いて，破壊確率（リスク）を評価し，得られたリスクを用いることで保全重要部位の選定が可能になると考えられる．

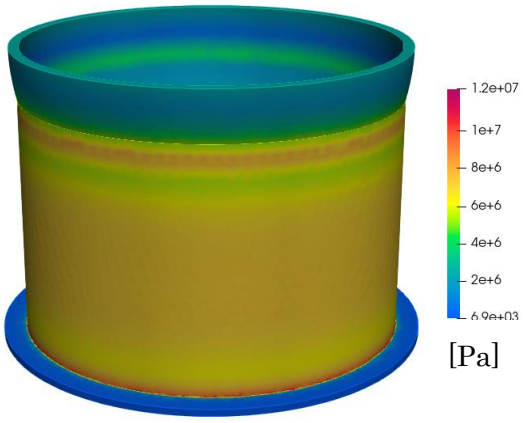


図 1 スカート部応力分布

*Kohei Mizuta[1], Toshiki Nakasuji[1] Kazunori Morishita[1] and Takayuki Aoki[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ.

蒸気エンジンを用いた原子炉格納容器封鎖方法と原子炉から放射線の遮蔽及び密封方法 格納容器内の凍結

Reactor containment vessel sealing method using steam engine and radiation shielding and sealing method from reactor

＊北村康文[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[2]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

蒸気を冷媒とし、格納容器を凍結させ無潤滑で燃料デブリを低温冷凍させるシステムである。
キーワード：燃料デブリ，保管容器，蒸気冷却，福島第一発電所

1. 緒言

蒸気冷媒冷凍システムは、蒸気を超膨張させて排気する事により、水分を一瞬で氷結させて原子炉内部を冷却するシステムである。東電が常温での空冷を検討した案よりも100℃以下の低い温度である。原子炉内部へ注水しながら冷却する必要がなく、汚染水の量を大幅に減らす事ができる。これによって、処理水の低減と共に燃料デブリの凍結固定が可能になる。

2. 蒸気冷凍システム

2-1. システムの概要

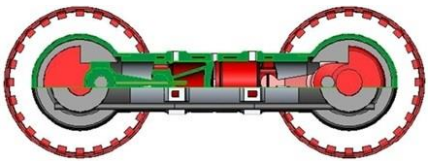


図１蒸気冷媒冷凍システム

蒸気を吸気側で超膨張させて排気すると、水分は一瞬で氷結し、低温冷気と氷になる。蒸気を超膨張させるには、エンジンのシリンダー内の容積を増やし、蒸気を断熱膨張させ、体積を増やして排気すれば良い。断熱膨張による蒸気の体積を増やすには、シリンダー内の容積を増やす必要があるが、ピストンを対向させて使用すればよく、高レベル放射線下でも安定して使用でき、低コスト、燃料デブリを凍結して固定、隔離する事ができる。蒸気機関の歴史は 200 年以上あり信頼性も高い。

2-2. システムの特徴

システムの駆動は４気圧程度の蒸気で運転可能である。通常の蒸気エンジンに比べてストロークが２倍、蒸気膨張比で４倍のエンジンになり、低温・低圧の膨張蒸気を作る事ができる。

3.燃料デブリの閉じ込めと格納容器の密閉効果

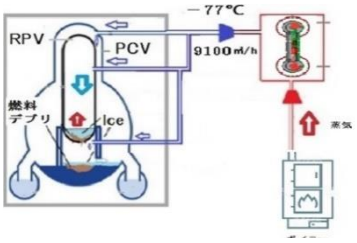


図２蒸気による原子炉冷凍システム

水は200℃まで温度を上げると体積は2000倍以上に膨張する。この膨張した水を更に断熱膨張させて一気に大気放出すると膨張エネルギーは、結露水や他の蒸気の冷却に使われ氷結する。原子炉内には水蒸気が多く、顕熱変化が大きくなるため冷却効果も大きくなる。結果、汚染水の量を減らし、原子炉内部の燃料デブリの凍結固定も可能になる。

4. 結論

蒸気によって原子炉内部を冷却し氷結させる事で、燃料デブリを完全に隔離できる。冷却水を大幅に低減でき、汚染水の増加を食い止める事ができる。

Yasufumi Kitamura[1] , Haruo Morishige[1]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, Yosuke Yamashiki[2,] Kyoto Univ

福島第一発電所　汚染水の海洋放出是非と今後の進め方

アイス工法を用いた完全な汚染水解消

Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant:

Pros and cons of contaminated water released into the ocean and future plans

*山敷庸亮[1]，森重晴雄[2]，森重茂美[2]，北山康文[2]，

[1]京都大学，[2]福島事故対策検討会

汚染水は、止水壁内のサブドレン（井戸）から 1 日約 170 ㎥（2018 年度実績）で回収されている。この汚染水が処理され汚染水タンクに貯蔵されている。いま、増え続けるタンクの設置場所を確保することが困難なことから処理水の海洋放出が議論されその是非が問われている。本投稿では海洋放出是非と今後の進め方について提案していきたい

キーワード：汚染水，海洋放出，水冷

1. 緒言

止水壁内のサブドレンから汚染水が回収されている。凍土壁完成前にはこのサブドレンの水位は 1 日 2 回、水位の変化がある。この水位変化は発電所前の海面が潮汐変化し護岸下の砂質土を浸透しさらに止水壁の隙間を通した海水の移動によって生じていた。その移動量は数万ｔであった。そのなかに汚染水が拡散されていた。止水壁完成前はサブドレンの水位変化は約 2m位あったが、小名浜の潮汐記録とほぼ同期していた。しかし、凍土壁の完成後、1 日 2 回の潮汐による水位変化がなくなった。海洋流出が止まった。その意義は大きい。しかし今でも 1 日 170 ㎥の汚染水がサブドレンから回収されている。その回収水が処理され汚染水タンクに溜まっている。

2. 海洋放出の是非

海洋放出に関して、(1)現在福島第一原発 1-3 号機の使用済み核燃料の総ベクレル数の概算値は、壊変も考慮して 2020 年 1 月現在ストロンチウム 90(Sr-90)1,235 PBq (Dose Equivalent (DE) I-131 24,709 PBq)，ルテニウム 106 (Ru-106) 2.281 PBq (DE I-131 14 PBq) 、セシウム 134(Cs-134) 24.8 PBq (DE I-131 74 PBq)，セシウム 137(Cs-137) 1,724 PBq (DE I-131 68,975 PBq)、プルトニウム 239 9.02 PBq (DE I-131 90,241 PBq) プルトニウム 240 (Pu-240) 15.5 PBq、プルトニウム 241 (Pu-241) 1,183 PBq 、アメリシウム 241 (Am-241) 8.819 PBq，キュリウム 244 (Cm-244) 18.2 PBq と試算される(ただし、プルトニウム 239，240，241 の量は通常の使用済み核燃料を想定、MOX 燃料分を考慮していないため過小評価)。これらが全量溶出することはないにせよ、水による冷却を続ける限り、これらのソースからの溶出は続く。アルプスでの処理は可能だが、処理後の分離液もタンクに保管しなければならず、汚染水を発生させない工法への切り替えが急務。

4.今後の進め方

(1)汚染水タンクが廃炉を進める上で障害となるので、1 個ずつ汚染水タンクから一旦汚染水を抜き発電所横の隣接地にタンクを移動する。この時にタンクに防錆処理を行い、耐震対策を施す。再度、汚染水を入れる。その後適切な時期にタンク内に入った汚染水をそのままコンクリートで固める。

(2)燃料デブリの冷却を水冷から循環冷却を伴う空冷に切り替える。当方から提案しているアイス工法で格納容器全体を冷却し、汚染水を今後、出さないようにする。

5. 結論

使用済み核燃料に含まれる放射性物質の総量を考慮し、それらの溶出を最小限にし、長期に保管する為に後にコンクリートで固め、燃料デブリを低温空冷で冷却し汚染水を環境中に放出しない工法を採用。

参考文献

[1]「汚染水対策の全体概要」（東京電力ホールディングス㈱　2019 年 6 月 3 日）

[2] 「Earthquake resistance assessment of contaminated water storage tank at Fukushima and its reinforcement basic design」 Haruo Morishige*1 Haruki Morishige*1Katsuhisa Fujita*2 and Yousuke Yamashiki* ASME PVP2017 IN HAWAII July 017

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[2], Yosuke Yamashiki[2] and Yasufumi Kitamura[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[3C09-13] Analysis, Evaluation, System Development

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 2:45 PM - 4:00 PM Room C (Lecture Bildg. L 1F L-2)

[3C09] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning (3)

*hideo ezure[1] (1. NAIS)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C10] Radioactivity calculation of JPDR biological shielding concrete and examination of radioactivity evaluation technique for trench-type disposal

*Mami Kochiyama[1], Akihiro Sakai[1], Chikara Konno[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3C11] Production of MAXS/AD-2017 multigroup library and its test

*Chikara Konno[1], Mami Kochiyama[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C12] Study on Waste Management Scenarios for Decommissioning Nuclear Power Plant

*Tatsuro Ishikuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1], Satoshi Yanagihara[2] (1. Kanden Power-Tech, 2. Univ. of Fukui)

3:30 PM - 3:45 PM

[3C13] The data structure for the plant characterization in the planning of decommissioning for nuclear power plant

*Ken-ichi Tanaka[1], Yusuke Shimizu[2], Kazuma Mizukoshi[2], Isao Yamaoka[3] (1. IAE, 2. NEL, 3. JANSI)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響 (3)

Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning (3)

*江連 秀夫　　株式会社 ナイス

2019 年春と秋の大会では、主に BWR のシュラウドと RPV の ^{59}Ni の内部制動放射による線量率等について発表した。今回の発表では、PWR のバッフル及びバレルの線量率を評価し、この結果が廃止措置計画に及ぼす影響、中性子スペクトル、不純物の含有率に関わる課等について発表する。

キーワード： ^{59}Ni、PWR、バッフル、バレル、放射能、線量、廃止措置、内部制動放射

1. まえがき　「2019 年秋の大会」では、BWR の RPV(クラッド＋母材)の ^{58}Ni が放射化し、^{59}Ni が生成され、その内部制動放射(IB)による線量率等について発表した。今回は、PWR のバッフル及びバレルの線量率を計算し、この結果が廃止措置計画に及ぼす影響、中性子スペクトル、中性子束及び不純物の含有率に関わる課題等について考察する。^{59}Ni の IB による線量の評価方法は前回 [1]と同じである。

2. 解析　JPDR の RPV での放射能濃度の測定、解析 [2]を行なっているので、これを参考にして、PWR の運転履歴、核断面積等を用いて年間 80%の稼働率で 60 年間運転したとし、前回と同様な方法で、次式でバレル及びバッフル(SUS)の放射能濃度を求め、線量換算係数から線量率を求めた。それぞれの線量率の計算値を図 1 及び図 2 に示す。ただし、中性子束分布は Trojan(P1095MWe,PWR)、バッフル及びバレルの中性子束比は JPDR の炉心境界及びシュラウドでの値を採用した。

$$(\lambda n)_\ell = (\lambda n)_k \frac{\Sigma_\alpha \Sigma_{i=0}^{p} \sigma_{\alpha\to\ell}\varphi_i N_\alpha \left(1-exp(-(\lambda_\ell+\sigma_\ell\varphi_i)T_i)\right)exp(-\lambda_\ell t_i)}{\Sigma_\beta \Sigma_{j=0}^{q} \sigma_{\beta\to k}\varphi_j N_\beta \left(1-exp(-(\lambda_k+\sigma_k\varphi_j)T_j)\right)exp(-\lambda_k t_j)}$$

記号：汎用例と同じ。孫核種、異性体転移：省略、ただし ^{166m}Ho は、半減期が 1200 年、直接 β 崩壊して安定核種になるので考慮。σ_k, σ_ℓ：(n,γ)、(n,p)等の反応断面積の和。サフィックスkとℓ及びiとj はそれぞれ放射能を測定、評価する核種とその照射時の運転履歴を表す。中性子束は運転履歴毎の平均炉出力に比例し、放射化断面積は運転条件に対して一定と仮定した。

図 1 及び図 2 から運転停止直後は ^{60}Co、^{134}Cs 及び ^{54}Mn が線量率の主要核種であるが、50 年を過ぎると、^{59}Ni(IB)、^{94}Nb 及び ^{166m}Ho による線量率が支配的で、全線量率はほぼ一定となり、バレルで約 9.7E+05 μ Sv/h、バッフルで約 1.4E+05 μ Sv/h である。^{59}Ni(IB)及び ^{94}Nb による線量率は、バレルとバッフルとで反転し、いずれも ^{166m}Ho より大きい。この反転の理由は、実効断面積が表 1 に示すように原子炉運転中の中性子スペクトルに左右されるからである。また、バレルの ^{59}Ni(IB)が大きく、約 90mSv/h である。従って、安全貯蔵−解体撤去時の被ばく及び解体廃棄物の長期保管時の支配核種は、^{59}Ni(IB)である。なお、^{166m}Ho の SUS 及び鋼材の含有率は 1ppm 以下で、その変動巾も大きい。

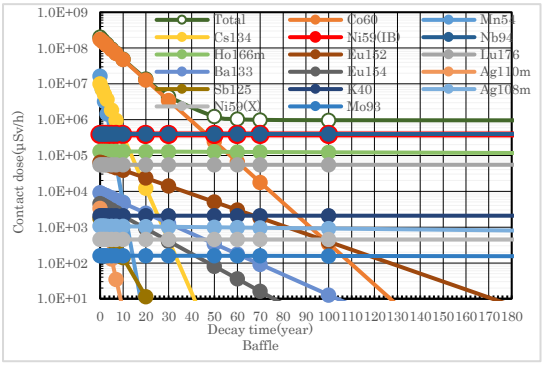


図 1 PWR Barrel の線量率の時間変化

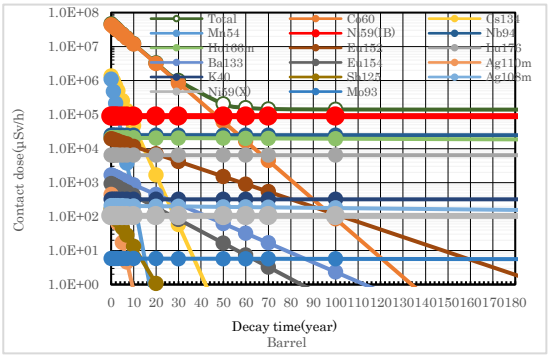


図 2 PWR Baffle の線量率の時間変化

Reaction	Ni58(n,γ)Ni59	Nb93(n,γ)Nb94	Ho165(n,γ)Ho166m	Lu175(n,γ)Lu176
Cross section of mother nuclide(b)				
Mother nuclides	Ni58	Nb93	Ho165	Lu175
Thermal c.s.	4.6240E+00	1.1430E+00	3.4053E+00	6.5341E+00
RI	2.2140E+00	8.9820E+00	3.5879E+01	1.7598E+02
Fast c.s.	8.7000E-03	1.0020E-03	3.9800E-03	3.6209E-02
Equivalent effective cros section of mother nuclide(b)				
Core	3.2500E+00	1.7212E+00	6.1789E+00	2.8900E+01
Shroud	3.0507E+00	9.6701E-01	3.1719E+00	8.6872E+00
Cladding	3.1526E+00	1.3441E+00	4.6746E+00	1.6076E+01
Mother material	4.1122E+00	4.9171E+00	1.8891E+01	8.6258E+01
Crosss section of daughter nuclide(b)				
Daughter nuclide	Ni59	Nb94	Ho166m	Lu176
Thermal c.s.	7.5650E+01	1.5760E+01	3.6090E+03	2.0970E+03
RI	1.1980E+02	1.2920E+02	6.7730E+02	9.2090E+02
Fast c.s.	1.0949E-01	3.8892E-02	5.4760E-02	1.2790E-01
Effective cros section of daughter nuclide(b)				
Core	6.2203E+01	2.4343E+01	2.4083E+03	1.4854E+03
Shroud	5.2006E+01	1.3474E+01	2.3516E+03	1.3797E+03
Cladding	5.7128E+01	1.8912E+01	2.3799E+03	1.4183E+03
Mother material	1.0569E+02	7.0554E+01	2.6493E+03	1.7850E+03

表 1　(n, γ)反応の断面積と構成物の実効断面積

3. 結論　運転停止後 50 年を過ぎると、バッフル及びバレルの ^{59}Ni(IB)、^{94}Nb 及び ^{166m}Ho による線量率が支配的になり、^{166m}Ho は一番小さい。バッフルでは ^{59}Ni(IB)による線量率が約 97mSv/h である。従って、安全貯蔵後の解体撤去開始時期、その被ばく及び解体廃棄物の長期保管時の決定要因核種は ^{59}Ni(IB)である。

参考文献　1)“^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響 (2)”、2019 年秋の年会, 2C14)、2)江連秀夫、“^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響”、2019 年春の年会, 2C14-17, 3) 助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏, 原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討、JAERI-Tech 2001-058, 2001 年 9 月. 4) B. Pritychenko and S. F Mughabghab, “Thermal cross sections, Wescott factors, resonance integrals, Maxwellian averaged cross sections and astrophysical reactions rates calculated from the ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1.2, JENDL-4.0 ROSFONO-210, CENDL-3.1, and EAF-2010 evaluated data libraries”, National data center, Oct. 2012, 5) JAEA NDC, JENDL/AD-2017, 2018/05 5) JAEA NDC, Table of thermal cross sections, resonance integrals, etc., 2019/01 7) ICRP 116, 付属書 A, 2010, 8) アイソトープ手帳 11 版, p29, 日本アイソトープ協会, 平成 23 年 3 月、9) www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients,July 2004 NISTIR 5632, 10) H. Ezure, “Effect of Neutron Spectrum on Effective Cross Section in Evaluation of Residual Radioactive Inventory in Nuclear Reactors”, J. Nucl. Sci. Technol. 35, 4, pp255-263.

*Hideo Ezure　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

JPDR 生体遮蔽コンクリートの放射化計算と トレンチ埋設に向けた放射能評価手法の検討

Radioactivity calculation of JPDR biological shielding concrete and examination of radioactivity evaluation technique for trench-type disposal

*河内山 真美[1], 坂井 章浩[1], 今野 力[1]
[1]日本原子力研究開発機構

動力試験炉 JPDR の生体遮蔽コンクリートを対象に DORT および ORIGEN-S コードを用いて放射化計算を行い、測定値と比較した上で計算値によるトレンチ処分の放射能濃度の確認手法を検討した。

キーワード: JPDR 生体遮蔽コンクリート、トレンチ埋設処分、放射性廃棄物、核種組成比、DORT、ORIGEN-S

1.緒言 研究施設等の廃止措置で発生する廃棄物を埋設処分するにあたり、廃棄体中の放射能濃度の確認が必要となる。本報告では、JPDR の生体遮蔽コンクリートを対象に、放射化計算による放射能濃度の評価方法について試料の測定値と比較することで検討を行った。

2.計算・解析 放射化計算は、中性子輸送計算コード DORT で得られた中性子スペクトルおよび放射化計算コード ORIGEN-S を用いて、JPDR 生体遮蔽コンクリートで現在保管されている廃棄物について実施した。計算対象核種[1]のうち Co-60、Cs-134、Eu-152、Eu-154 については、原子炉中心高さ付近から水平方向にコアボーリングして採取した試料の測定値が多数あるので、測定値と計算値でそれぞれ求めた核種組成比について統計的な検定を行い計算値の有用性を評価することにした。具体的には、Eu-152 の核種組成比から各核種の放射能濃度を評価することを想定し、Eu-152 に対する核種組成比を計算値と測定値で求め、核種毎に F 検定を行った。

3.結果・考察 F 検定の結果、Cs-134 と Eu-154 については計算値と測定値の母集団間で有意な差が無いと判定されたが（図 1）、Co-60 については、計算値と測定値の母集団間で有意な差があると判定された（図 2）。Co-60 における両者の違いは、コンクリートに含まれる微量元素の設定などに起因すると考えられる。

実際の廃棄物処分の放射能濃度評価において、スケーリングファクタ法では、核種組成比の平均値で評価することから、計算値の核種組成比の平均値を測定値の核種組成比の平均で補正することで、放射能評価に用いることが可能であると考えられる。今後は、本評価方法に微量元素の取扱いなども含めて他の核種や研究炉でも検討を行い、評価の信頼性を高めていく予定である。

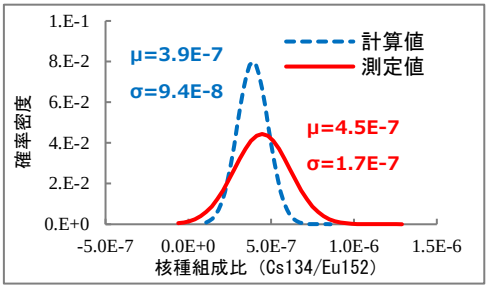


図 1. 計算と測定の核種組成比分布（Cs-134）

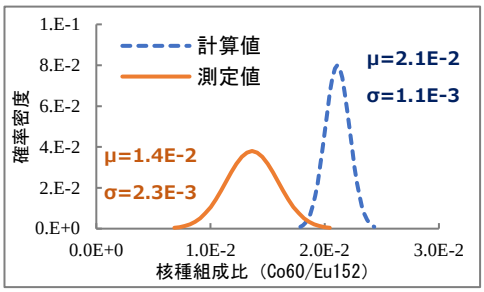


図 2. 計算と測定の核種組成比分布（Co-60）

参考文献 [1]坂井章浩 他，研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価上重要核種の選定（その 3）－RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設毎の重要核種の予備評価－，JAEA-Technology 2010-021，2010.

*Mami Kochiyama[1], Akihiro Sakai[1] and Chikara Konno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

MAXS/AD-2017 多群ライブラリ作成とその検証

Production of MAXS/AD-2017 multi-group library and its test

*今野　力[1]、河内山　真美[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

2018 年に公開された JENDL 原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017(JENDL/AD-2017)の MAXS フォーマットの多群ライブラリ MAXS/AD-2017 を PREPRO2018 コードで作成した。作成した MAXS/AD-2017 の検証として、MAXS/AD-2017 から ORIGEN-S のライブラリを作成し、ORIGEN-S で原子力機構 JPDR の放射化解析を行なった。

キーワード： JENDL/AD-2017, MAXS/AD-2017, PREPRO2018, ORIGEN-S, JPDR

1. 緒言

2018 年に公開された JENDL 原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017(JENDL/AD-2017)[1]を、原子炉施設廃止措置のための 199 群多群ライブラリ MAXS2015[2]と同じフォーマットの多群ライブラリに変換し（MAXS/AD-2017 と呼ぶ)、そのテストを行なったので報告する。

2. MAXS/AD-2017 作成方法

MAXS2015 は NJOY2012 コードと補助プログラムで作られたが、その作り方は公開されておらず、また、NJOY コードでは準安定状態核種を生成する多群断面積を扱うことができないことが判明したため、IAEA の PREPRO2018 コードで作成した 199 群多群ライブラリを独自の補助プログラムで MAXS フォーマットに変換し、199 群多群ライブラリ MAXS/AD-2017 を作成した。作成した MAXS/AD-2017 のうち、^{59}Co の捕獲反応の断面積を連続エネルギーの断面積と合わせて図 1 に示す。MAXS/AD-2017 は連続エネルギーの断面積をよく再現しており、MAXS/AD-2017 に問題がないことがわかる。なお、本ライブラリ作成手法は DCHAIN-SP コードの 1968 群ライブラリ作成にも適用でき、最新版 PHITS3.17 コード付属の DCHAIN-SP コードにはすでに JENDL/AD-2017 から作られた 1968 群ライブラリが添付されている[3]。

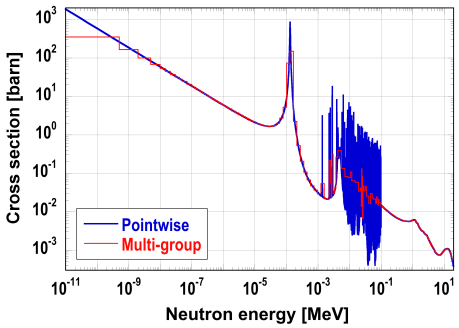


図 1　^{59}Co の捕獲反応の断面積（赤線が MAXS/AD-2017）

3. JPDR 放射化計算による MAXS/AD-2017 の検証

MAXS/AD-2017 の検証のために、MAXS フォーマットの多群ライブラリを SCALE6.0 の ORIGEN-S で使える 3 群ライブラリに変換するプログラムを独自に作成し、原子力機構 JPDR（Japan Power Demonstration Reactor）生体遮蔽コンクリートの放射化計算を SCALE6.0 の ORIGEN-S で行なった。ORIGEN-S の入力の 3 群中性子データは、MATXSLIB-J40 から TRANSX、GIP コードで作成した上方散乱を考慮した 199 群多群ライブラリと簡略化した 2 次元 JPDR モデルを用いて DORT 計算で得られた 199 群中性子束データから作成した。比較のために、SCALE6.0 付属の 3 群ライブラリ、MAXS2015 から作成した 3 群ライブラリを用いた計算も行った。3 つの放射化計算結果はほぼ一致し、MAXS/AD-2017 および 3 群ライブラリに変換するプログラムに問題がないことを確認した。

4. まとめ

JENDL/AD-2017 の MAXS フォーマットの多群ライブラリ MAXS/AD-2017 を作成し、JPDR 生体遮蔽コンクリート放射化計算で検証を行い、MAXS/AD-2017 および 3 群ライブラリに変換するプログラムに問題がないことを確認した。今後、MAXS/AD-2017 を公開し、ユーザーへの普及を目指す。

参考文献　[1] https://wwwndc.jaea.go.jp/ftpnd/jendl/jendl-ad-2017.html、[2] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2015-003(2016) p. 43、[3] https://phits.jaea.go.jp/indexj.html

---

*Chikara Konno[1] and Mami Kochiyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所の廃止措置で発生する廃棄物管理シナリオの検討

Study on Waste Management Scenarios for Decommissioning Nuclear Power Plant

*石黒 達郎[1]，田中 貴史[1]，津原 裕生[1]，柳原 敏[2]
株式会社 関電パワーテック[1]，福井大学[2]

原子力発電所の廃止措置に伴い発生する廃棄物の管理は、廃止措置工程を遅滞なく実施する上で重要な課題である。そこで、廃棄物の発生から処分場への搬出に至るいくつかの廃棄物管理シナリオを作成し、解体工程、廃棄物量、保管容量を条件に物流のシミュレーションを行い作成したシナリオの特徴を分析した。
キーワード：廃止措置、放射性廃棄物、廃棄物処理、プロジェクト管理

1. 緒言

廃止措置で大量に発生する廃棄物を円滑かつ適切に処理するためには、様々なケースを考慮した上で、発生から処分場への搬出までの工程が滞らないよう最適な廃棄物管理シナリオを選定しておくことが重要である。そこで、廃棄物の物流をモデル化し、保管量の推移など廃棄物管理シナリオの特徴を分析した。

2. 検討方法

本研究では、原子力施設管理区域内におけるポンプ・タンク等の解体撤去を想定し、廃棄物の発生から一時保管、処理、搬出までの全体プロセスを廃棄物管理モデルとして作成した。ここで、解体エリアを A、B、廃棄物保管エリアを C とし、ポンプ・タンク等の機器を撤去した後の A、B の空きスペースを各々A’、B’とした。A’、B’は廃棄物処理および一時保管場所として活用するものと想定した。また、解体エリア A、B で発生する廃棄物を各々a、b とした。図 1 に 4 つの廃棄物管理シナリオを示す。シナリオ 1-①は、A、B の機器を解体した後、まとめて廃棄物処理を行う工程である。シナリオ 2-①は、A の機器を撤去した後に a を優先的に処理し、続いて B の機器を撤去して b の処理を行う工程である。シナリオ 1-②、2-②については、廃棄物保管容器の充填率を上げることを目的として機器を細かく切断（減容切断）する作業を追加した工程である。以上の 4 シナリオについて、廃棄物量と保管容量の推移に関するシミュレーションを行った。

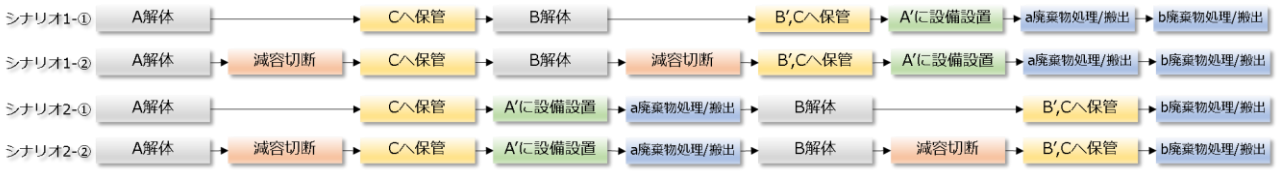


図 1 一部エリアの解体撤去を想定した廃棄物管理シナリオ

3. 結果と考察

図 2 と 3 に 4 つのシナリオのシミュレーション結果を示す。シナリオ 1-①、2-①では解体開始 1 年程度で発生する廃棄物量が保管容量を上回る。シナリオ 1-②、2-②では発生する廃棄物量が保管容量を上回ることはないが、シナリオ 1-②は、解体開始 2 年程度で保管容量上限近くまで廃棄物量が増える。即ち、保管容量がひっ迫することにより工程が遅延するリスクが高くなる。以上の特徴から、今回の条件下ではシナリオ 2-②が最適であると判断した。このようなシミュレーションにより、廃棄物の発生から処分場への搬出までの工程が予定通りに実施できるか否か（工程遅延リスク）の検討が可能になり、最適な廃棄物管理シナリオの選定に役立てることができる。

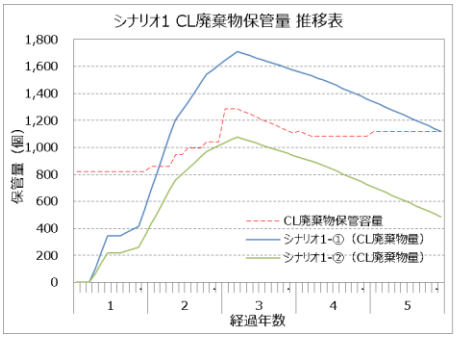


図 2 シナリオ 1 のシミュレーション結果

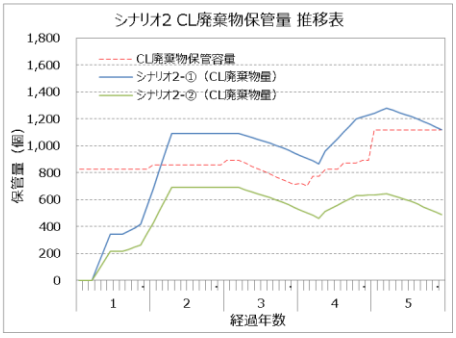


図 3 シナリオ 2 のシミュレーション結果

4. 結論

廃棄物の物流シミュレーションは廃棄物管理シナリオの評価に有効な手段であることが分かった。今後、廃止措置の全工程に対してシミュレーションを行い廃棄物管理シナリオの選定に活用する計画である。

---

* Ishikuro Tatsuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1] and Satoshi Yanagihara[2]
[1]Kanden Power-Tech Corporation, [2]University of Fukui.

原子力発電所の廃止措置計画時の施設特性評価作業におけるデータ構造の検討

The data structure for the plant characterization in the planning of decommissioning for nuclear power plant

*田中 健一[1]、清水 祐輔[2]、水越 和満[2]、山岡 功[3]

[1]エネ総研, [2]NEL, [3]JANSI

原子力発電所の廃止措置計画を立案する準備作業の最上流で実施する廃止措置対象施設の工学的特性及び運転の履歴等を調査する施設の特性調査作業及び施設の放射能インベントリ特性を評価する放射能インベントリ評価作業(この二つの作業を総称して施設の特性評価作業という。)において用いられ，結果として得られるデータの構造について詳な検討を行った。特性評価で得られるデータは，廃止措置対象施設の状況に関する”事実”を示すものであり，準備作業の下流側で実施される廃止措置作業の立案，廃止措置作業の安全評価及び費用評価で参照される。このデータの信頼性は廃止措置計画の安全性を担保し，効率的及び効果的な廃止措置の実施に対して大きな影響を与えるものである。ここでは，“事実”を把握するために必要なデータの構成及び下流側で容易に参照可能とするデータ構造についての検討結果を紹介する。

キーワード：廃止措置準備作業、施設の特性調査、放射能インベントリ評価、データ構造

1. 緒言

廃止措置対象となる原子力発電所(発電所)の特徴及び特性を把握するために実施する作業(施設特性評価作業)は，発電所の施設の配置，構造及び運転履歴を調査する施設の特性調査作業及び発電所に残存する放射性物質の性状，量及び分布を調査し評価する放射能インベントリ評価作業からなる。この2つの作業は，相互に異なる工学分野の情報を取り扱うものである。両作業結果の信頼性はもとより，相方の結果を適正に関連付けし，かつ，廃止措置作業の立案や廃止措置作業の安全評価で効率的に利用可能とすることが求められる。

2. 特性評価で把握すべき情報

施設の特性調査作業及び放射能インベントリ評価作業それぞれの作業フローに着目し，調査／評価すべきデータを明らかにすると共に，作業フローにおける中間的なデータと結果として整理しておくべきデータ(評価結果データ)の識別を行った。また，両作業間でのやり取りされるデータも明確にした。

3. 特性評価結果のデータ形式例

廃止措置準備作業の下流側で実施される廃止措置作業の立案，廃止措置作業の安全評価及び費用評価の各作業で必要となるデータの整理を行い，特性評価で得られる評価結果データとの関連付けをおこなった。この関連付けに基づき，評価結果データを管理するデータベースの構造を検討した。データベースとしては，リレーショナルデータベースの形式を採用し，施設特性評価作業の結果と放射能インベントリ評価作業の結果を「名称」をキーにして関連受ける方式を提案する。この取り纏め形式の例は図1の通りとなる[1]。

図1 特性調査作業結果の取り纏め形式の例

名称 Name of SSC	設置場所 Location	重量 Wt	設置個数 #s	汚染面積 Area of surface		材質 Mt	系統 Name of sys.	寸法 Size	形状 Shape	その他附属物 Appendage	有害物 Hazardous	設置の履歴 History	参照図書 Ref.
				外表面 Outer	内表面 inner								
□△ポンプ (ポンプ本体)	C/V EL.○m エリア番号XX (Area XX)	XX t	1台	XX m²	XX m²	SUS	RCS①	Xm*Ym*Zm (縦,横,高さ)	立方体 cube	保温材	なし	XX年	[設計図面] [系統図]
□△ポンプ (ポンプモータ)	C/V EL.○m エリア番号XX (Area XX)	XX t	1台	XX m²	なし	CS	RCS①	Xm*Ym*Zm (縦,横,高さ)	立方体 cube	なし	なし	XX年	[設計図面]
○○タンク	C/V EL.○m エリア番号XX (Area XX)	XX t	1基	XX m²	XX m²	SUS	RCS②	Xm, Ym (直径,高さ)	円柱 cylinder	保温材 ヒータ	保温材 (石綿)	XX年	[設計図面] [系統図]

参考文献

[1] k Tanaka,et.al, ICONE27-1004, Proceedings of ICONE-27, 2019

Ken-ichi Tanaka[1], Yusuke Shimizu[2], Kazuma Mizukoshi[2], Isao Yamaoka[3]

[1]IAE, [2]NEL, [3]JANSI

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3D01-04] Corrosion Chemistry and FP Behavior 1

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:05 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D01] Studies on Radiation Effects on High-viscous Fluids of Co-precipitate and Clay Systems

*Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1] （1. JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[3D02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Noshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] （1. R&D group, HITACHI, Ltd., 2. HITACHI-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electric Power Co.,Inc.）

10:15 AM - 10:30 AM

[3D03] Effect of reaction time for rare earth element reaction of cladding alloys in FBR

*TAKANORI TANIGAKI[1], YUICHI TABATA[1], KEN-ICHI FUKUMOTO[1] （1. Research Institute of Nuclear Engineering）

10:30 AM - 10:45 AM

[3D04] Detection of small mass transfer in liquid metals by quartz crystal microbalance

*Reo Iizuka[1], Masatoshi Kondo[2] （1. Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, Mechanical Engineering, Nuclear Engineering, Kondo Laboratory, 2. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

凝集沈殿系や粘土系の高粘性流体の放射線効果に関する研究

Studies on Radiation Effects on High-viscous Fluids of Co-precipitate and Clay Systems

*永石 隆二，桑野 涼

日本原子力研究開発機構

2015 年春の多核種除去設備（ALPS）の高性能容器（HIC）で起きた溢水は，凝集沈殿の炭酸塩スラリー中の水の放射線分解による水素発生に伴うスラリー容積増大や上澄み水発生が原因であるが，このような長期間（高線量）照射に伴う高粘性流体の放射線効果（放射線分解・材料劣化）は水溶液等の低粘性流体とは大きく異なる。これを科学的に理解することは，地層処分での粘土系緩衝材の懸濁水とともに，放射性廃棄物の長期保管・処分において重要である。そこで本研究では，電子線ビーム（EB）やガンマ線（γ）を用いて，凝集沈殿系や粘土系の高粘性流体の物性（密度，粒度等）と粘度特性を照射前後に測定して，物性と粘度特性との関係等について議論した。

キーワード：高粘性流体，放射線分解，材料劣化，水素分子，粘度（特性）

1. 緒言

炭酸塩スラリーの水素保持 [1]や粘土の透水阻害 [2]は発現機構こそ異なるものの，これらスラリーや懸濁水が高粘度であることに起因する。これらが放射線環境に晒されると，一般的に粘度とともに水素保持や透水阻害の性能は低下（材料劣化）するが，これらの低下は積算線量 D での水の分解量（$G \cdot D$, G：分解 G 値）だけでは必ずしも説明できない [1]。従って，粘度低下は水の分解（直接作用）以外の作用も間接的に影響していると考えられる。さらに，低下した粘度は時間経過とともに一部または全部が復帰する場合があるため，放射線効果の全容は複雑で，現象論・巨視的な従来研究では捉えきれず，系統・微視的なアプローチによる整理・理解が解明の鍵となる。

そこで本研究では，スラリーや懸濁水の物性値を粘度特性とともに EB・γ線照射前後に測定して，物性値から導出した懸濁物（SS: suspended solid）の微視的な状態と巨視的な粘度特性の照射効果を定量的に議論した。

2. 実験

炭酸塩スラリーには主に栗田工業（株）が調製したもの（懸濁物濃度 C_{SS} = 90–150 g/L 等）を用いて，これらをそのまま／希釈して試料とした [1]。粘土鉱物のベントナイトにはナトリウム型モンモリロナイト（層状構造）が主成分のクニミネ工業（株）製のクニピア F を用いて，これを純水と混合して懸濁水試料とした [2]。

試料照射は量研機構（QST）高崎研の電子線加速器施設（EB：0.5–2.0 MeV）及びコバルト照射施設（γ線：平均 1.25 MeV）で行った。EB 照射では試料を耐食性で熱・電気伝導性に優れたチタン製容器に入れて，カプトンフィルムで覆った後にアルミ製ホルダーに固定して，これを SUS 製水冷却板の上に載せて，垂直ビーム照射した [3]。ここで，照射中の試料の温度変化は 1 K 未満であった。線量測定は化学線量計（重クロム酸）及びフィルム線量計（三酢酸セルロース CTA-125）を用いて，線量計と試料の吸収係数等の比較から試料の吸収線量を評価した。

3. 結果・考察

凝集沈殿系での粘性発現は粘土系での結晶同士の静電相互作用（card-house structure）に対して，高濃度／飽和塩水溶液と同様に「水分子（水和水）の共有」に由来して，これに懸濁物中の水酸化マグネシウム（$Mg(OH)_2$）の親水性が深く関与する。148 g/L スラリー（>50 wt% Mg, pH=12）[1]では，Mg と等量以上の水分子が $Mg(OH)_2$ に吸着（結合）していて，懸濁物粒子中にさらにそれ以上の未吸着の水分子が疎水性の炭酸塩（Ca, Sr）とともに内包されていると評価できる。このスラリーに EB やγ線を高線量で照射すると，その粘度の不可逆な変化とともに物性の変化が確認された。図 1 に Co-60 γ線照射によるスラリー中の懸濁物の粒子数濃度の変化を，粘土系の懸濁水のものとあわせて示す。どちらも粒子サイズが照射前後で大きく変わっていないのに対して，スラリー中の粒子数濃度が大きく減少した。処理水によるスラリーの希釈 [1]と同様に，この粒子数濃度の減少が粘度低下の一因になっていると考えられる。

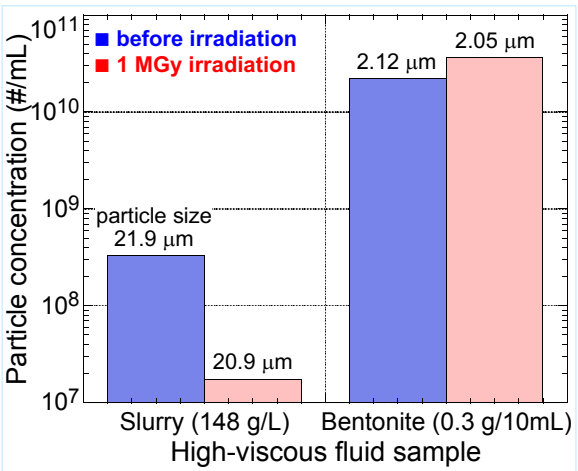


図 1 Co-60 γ線照射による懸濁物の粒子数濃度の変化
（線量率 5 kGy/h，空気飽和）

参考文献

[1] 山岸功，永石隆二，本岡隆文ら，「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験」，原子力学会 2016 年春の年会, 2I19–21 (2016) 他.
[2] 永石隆二ら，「ベントナイト懸濁水の放射線分解による水素発生に関する研究」，原子力学会 2015 年秋の大会, H01 (2015).
[3] 永石隆二，森田圭介，山岸功，「高線量照射の及ぼす吸着材の表面構造への影響」，原子力学会 2013 年秋の大会, N17 (2013).

* Ryuji Nagaishi, Ryo Kuwano
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
- (8) 鉄/ニッケル比制御模擬条件における、通常時水質、および水素注入時水質での燃料被覆管へのクラッド付着・溶出試験結果 -

Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization
- (8) Deposition and dissolution behavior of crud on the surface of fuel cladding tube under NWC and HWC conditions on simulated Fe/Ni ratio control conditions. -

*橘　正彦[1]，石田 一成[1]，細川 秀幸[1]，佐々木 麻由[2]，
清水 亮介[2]，碓井 直志[2]，稲垣 博光[3]
[1]日立・研開，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]中部電力

沸騰水型原子炉を対象とした腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を目的として、燃料被覆管への不純物の付着・溶出挙動に及ぼす亜鉛注入の影響を調べた。燃料被覆管へのコバルトの付着挙動は、通常時水質、水素注入時水質とも鉄付着密度が支配的であることが分かった。

キーワード：沸騰水型原子炉、燃料被覆管、被ばく低減、亜鉛注入

1. 緒言

近年沸騰水型原子炉(BWR)では、水素注入時水質(HWC)、鉄/ニッケル比制御、亜鉛注入など、様々な水質管理技術が適用されている。そこで、多様な水質下における炉水中放射能濃度を評価するための腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を目的として、コバルト等の液相側の不純物の燃料被覆管への付着・溶出挙動に及ぼす亜鉛注入の影響を実験的に調べた。本報告では、鉄/ニッケル比制御プラントの、通常時水質(NWC)条件と HWC 条件とを比較した結果を報告する。

2. 実験方法

試験には水質調整系を接続した高温槽を用いた。試験片には予め鉄クラッドを付与したジルカロイ-2 管を用いた。付着試験では、溶存酸素濃度を 300 ppb に調整した 559 K, 6.8 MPa の純水に、炉心部の高酸化性雰囲気を模した過酸化水素、および炉水中不純物を模した Fe、Co、Ni、Cr、Zn を所定濃度で添加した。ヒーターピンにより沸騰条件で 250h 保持した後、被覆管表面に付着した酸化物を酸溶解して各クラッドの付着密度を求めた。溶出試験の試験片には付着試験と同手順で作製した試験片を用いた。溶出試験では 553 K, 7.6 MPa の非沸騰条件で浸漬し、高温槽から試験水を直接採取して、試験水中に溶出した不純物の濃度を分析した。

3. 結果

コバルト付着密度と鉄付着密度の関係を図 1 に示す。燃料被覆管へのコバルト付着密度は、NWC・HWC とも鉄付着密度に比例していることが分かった。ただし、HWC 条件で亜鉛添加濃度が 10 ppb と高い場合、コバルト付着密度がその他の条件に比べ 3～4 倍に増加した。亜鉛添加によるフェライト化率増大により、コバルト付着密度が増加したものと推定した。一方、コバルトの溶出濃度に及ぼす亜鉛注入の影響は、NWC・HWC とも明瞭には確認されなかった。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発フェーズ２」の成果の一部である。

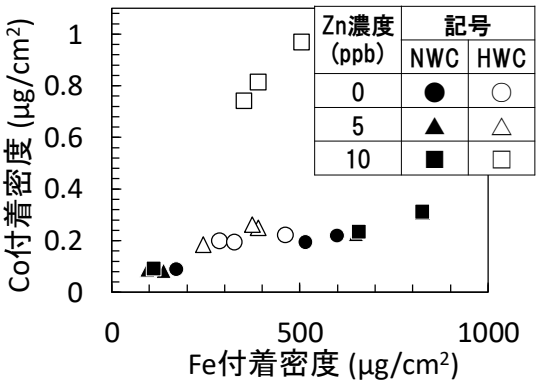


図1　Co付着密度のFe付着密度依存性

*Masahiko Tachibana[1], Kazushige Ishida[1], Hideyuki Hosokawa[1], Mayu Sasaki[2], Ryosuke Shimizu[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3].
[1]Research & Development Group, Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power Co.,Inc.

高速炉燃料被覆管材の希土類元素反応における反応時間の影響

Effect of reaction time for rare earth element reaction of cladding alloys in FBR

*谷垣 考則[1], 田端 優一[1], 福元 謙一[1]
[1]福井大学附属国際原子力工学研究所

Na 冷却小型高速炉の実用化に向けて、「燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）」への対処が課題として挙げられる。本件では、金属燃料 FCCI の主要元素の一つである Ce と次世代高速炉燃料被覆管候補材である PNC-FMS 鋼との長時間の反応試験を実施し、長時間試験後の反応相及び反応深さについて報告する。

キーワード： 燃料-被覆管化学的相互作用、希土類元素、金属燃料

1. 緒言

近年、小型原子炉のプロジェクトが各国で進められており、中でも数十年単位の長期運転を想定している Na 冷却型小型高速炉の設計が進められている。長期運転における課題として、使用する金属燃料及び炉内で発生する核分裂生成物（FP）と燃料被覆管が反応し、減肉等の問題が発生する「燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）」への対応が重要である。過去、炉内・炉外試験が行われているが、長時間試験後の反応相や反応深さについて明らかとなっていない。本件では金属燃料 FCCI の主要元素の一つである Ce と PNC-FMS 鋼（Fe-Cr 鋼）との長時間反応試験を実施し、反応相及び反応深さについて調査した。

2. 実験

実験に用いたPNC-FMS鋼（11Cr-0.4Ni-0.12C-2W-Fe）は、板材から放電ワイヤーカットにてΦ10mm×2mmの試験片に加工した後、機械研磨にて鏡面に仕上げた。アルゴンガス置換をしたグローブバッグ内でCe（grain）をテーブルプレス機にて円柱状に成型し、PNC-FMS鋼と貼り付けたままTa箔とZr箔で覆い、試験体とした。作製した試験体はバルブ付き石英管内に装荷し、真空ポンプによる真空状態（1×10^{-1}Pa）で610℃×1,100,300hの昇温試験を実施した。分析は走査型電子顕微鏡(SEM)による断面組織観察、エネルギー分散X線分光法(EDS)、集束イオンビーム法(FIB)で作製した試料を用いて透過型電子顕微鏡(TEM)による組成分析を実施した。

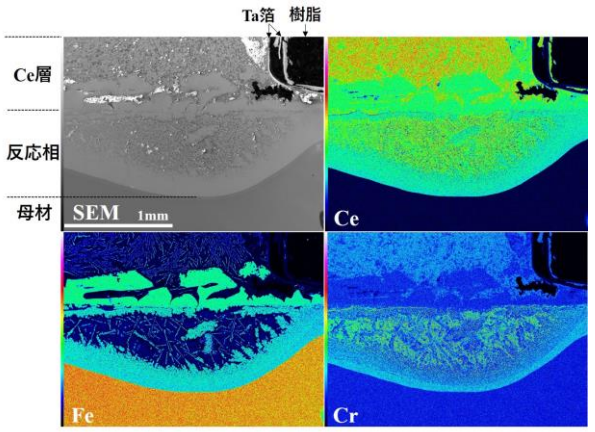


図 1　試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図

3. 試験結果

図1に300h試験後の試験片断面SEM像とCe,Fe,Crの元素マッピング図を示す。試験片断面の観察結果から、1,100,300hすべての試験結果において、母材へのCeの拡散による反応相（Fe-Ce相、Fe-Cr-Ce相、Cr濃化相）の形成及び試験時間に増加による最大反応深さの増加を確認した。また、詳細分析により、各反応相はFe-Ce相：$CeFe_2$、Fe-Cr-Ce相：$Ce_3(Fe,Cr)_{29}$、Cr濃化相：金属Crを主体として構成されていることが確認できた。一定深さの反応相が形成されてもCeが供給され続ける限り反応は進行し、反応初期に形成されるFe-Cr-Ce相はCeの供給増加に伴い安定なFe-Ce相となることを確認した。詳細については当日報告する。

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Ken-ichi Fukumoto[1]
[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering.

水晶振動子マイクロバランス法による液体金属中の微小物質輸送現象に関する研究

Detection of small mass transfer in liquid metals by quartz crystal microbalance

*飯塚　玲雄[1]，近藤　正聡[1,2]，
[1]東京工業大学工学院機械系,[2]東京工業大学科学技術創成研究院

液体リチウム(Li)は、核融合炉の液体燃料増殖材や強力中性子源のターゲット材として期待されている。水晶振動子の電極上の質量増減を振動数の変化として取り出す水晶振動子マイクロバランス法を用いれば、腐食による微小な重量変化が評価可能である。本研究の目的は、液体 Li へ Ni コーティングした水晶振動子を接触させることにより、微小物質輸送現象の挙動を明らかにすることである。

キーワード：液体金属，水晶振動子マイクロバランス法，物質輸送現象，腐食，

1. 緒言　液体リチウム(Li)は核融合炉の液体燃料増殖材や強力中性子源のターゲット材として期待されている。液体 Li と構造材との化学的両立性は溶存酸素や窒素に影響を受けることが分かっており、液体 Li を高純度で維持する技術が開発されている。Fig.1 は液体金属中の様々な腐食に関する物質輸送現象を短冊用試験片(15 mm×10 mm×2 mm)の場合を想定しまとめたものである。鉛系合金中で生じるコロージョンエロージョンは、材料の形状変化を伴う大きな現象であるが、一方で弱い腐食による微小な重量変化を従来の浸漬型の試験で評価することは困難となっている。本研究では、腐食による質量増減は振動数の変化として取り出す事が可能な水晶振動子マイクロバランス法(QCM)を用いて、壁面材質からの液体 Li 中への短時間における微小な重量変化を評価した。

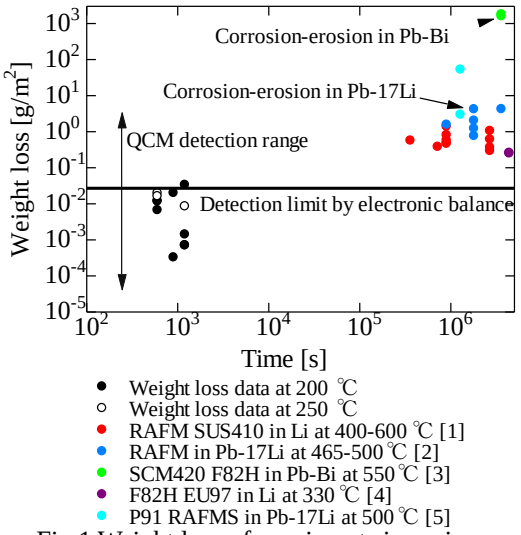


Fig.1 Weight loss of speciments in various mass transfer phenomena in liquid metals

2. 実験方法　基本振動数が約 9 MHz の水晶振動子の直径 5 mm の電極板に、厚さ約 300 nm のニッケル(Ni)コーティングが施された水晶振動子を用いた。Fig.2 に示すように、Ar ガスで満たされたグローブボックス内で、コーティングの上に同径の筒を配置し、切断した Li を入れ加熱温度を 200 °C と 250 °C にして、加熱時間を 600 s と 900 s 、1200 s とした。実験後、水晶振動子に付着した Li を水とエタノールで除去した。その後、水晶振動子の振動数を測定し、実験前後の振動数の変化と Saurbrey の式(Eq.(1))から溶出した Ni の質量を評価した。

$$\Delta f = -\frac{2f_0^2}{A\sqrt{C_q \rho_q}}\Delta \mathrm{m}(1)$$

Δf;振動数変化[Hz],f_0;固有振動数[Hz],A;電極面積[cm^2],C_q;剛性率[g/(cm s^2)],ρ_q;密度[g/cm^3],Δm;質量変化[g]

3. 実験結果・考察　Ni コーティングから液体 Li への微量の溶出現象を確認した。加熱温度が高くなると重量減少が大きくなることがわかった。Fig.1 に示すように、実験結果は 10^{-3}g/m^2 程度の精度まで測定することができた。今回の水晶振動子を用いた QCM 法による実験を先行研究と比較すると、短時間かつ重量変化の小さい現象を捉えられることが分かった。

4. 結論　本実験では、これまでの従来型の腐食試験では検出できなかった、微量な物質輸送現象を測定することができた。今後、高純度の液体 Li だけでなく他の液体金属の微小物質輸送現象の解明にも応用が可能である。

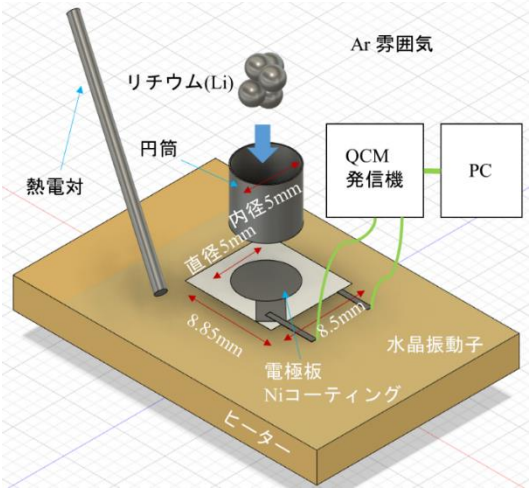


Fig.2 Test section of QCM experiment

参考文献[1] Masatoshi Kondo et al, Journal of Nuclear Materials 417 (2011) 1200-1204, [2] Masatoshi Kondo et al, Fusion Engineering and Design 136 (2018) 1581-1587, [3] Masatoshi Kondo et al, Journal of Nuclear Materials 343 (2005) 349-359, [4] P.Favuzza et al, Fusion Engineering and Design 136 (2018) 1417-1421, [5] Poulami　Chakraborty et al, Fusion Energy (2015) 34:293-297

*Reo Iizuka[1], Masatoshi Kondo[1, 2]
1Tokyo Institute of Technology, School of Engineering, 2Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research,

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 503-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3D05-07] Corrosion Chemistry and FP Behavior 2

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 11:05 AM - 11:55 AM Room D (Lecture Bildg. L 1F L-1)

[3D05] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

*Fumihiro Nakamori[1], Kinya Nakamura[1], Kenichi Ito[2], Masato Mizokami[2], Shinya Mizokami[2,3] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD, 3. IRID)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D06] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naito[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D07] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

東京電力福島第一発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討
（13）ドライウェル内壁塗膜へのセシウムの沈着・浸透の検討

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(13) Investigation of cesium-deposition / penetration into coating of drywell

*中森 文博[1]，中村 勤也[1]，伊東 賢一[2]，溝上 暢人[2]，溝上 伸也[2,3]

[1]電中研，[2]東電 HD，[3]IRID

福島第一原子力発電所(1F)1–3 号機ドライウェル(D/W)内壁の塗膜が、事故時の高温水蒸気によって劣化し、セシウム(Cs)が塗膜に沈着・浸透している可能性が考えられる。本研究では、D/W に施工されている塗料の熱劣化挙動を評価し、D/W 内壁の模擬試料を用いて Cs の沈着・浸透性を検討した。その結果、Cs が塗膜へ沈着・浸透する可能性が示唆された。

キーワード：セシウム，格納容器，ドライウェル，塗膜，沈着，浸透

1. 緒言

1F 廃止措置における被ばく管理や、燃料デブリ取出し工程の安全性確保は不可欠である。そのため、格納・圧力容器内の主要な放射線源と考えられている Cs の存在状態の把握が求められる。除染方法などを検討する上で、Cs の化学状態の理解は必要であり、その沈着・浸透メカニズムの解明が重要である。現在までの 1F の調査・解析結果から、D/W 内壁に施工されている塗膜が事故時の高温水蒸気によって劣化し、Cs の偏在箇所になっている可能性が考えられる。そこで本研究では、D/W 内壁塗膜に使用されている塗料の熱劣化挙動を把握し、D/W 内壁塗膜を模した試料を用いて Cs の沈着・浸透性を検討した。

2. 実験方法と結果

(1) 塗料の熱劣化挙動評価： 3 号機 D/W 内壁塗膜は、2 種類のエポキシ樹脂系塗料（上塗、中塗）と無機亜鉛塗料（下塗）から構成されている。実際の塗膜工法を模して、各塗料を固化させたものを試料とし、示差熱・熱重量同時分析を行った。現在までの 1F の調査・解析結果から、D/W 内の到達温度が約 150–400 ℃と報告されており、その温度域を満たすように、室温から 600 ℃までの熱劣化挙動を評価した。その結果、上塗および中塗は窒素および窒素・水蒸気混合雰囲気ともに、約 100 ℃から熱分解を開始した。また 300 ℃以上ではさらに熱分解反応が進行することで形状が不安定化することが判明した。下塗は、両雰囲気ともに微細組織での空隙の生成が確認されたが、上塗および中塗と比較して有意な熱分解反応による形状の変化は確認されなかった。

(2) Cs の沈着・浸透性の検討： D/W 内壁塗膜を模して、上述の 3 種類の塗料を炭素鋼へ塗布したものを試料に用いた。Cs 源には、CsOH・H_2O 粉末（25 g）を用いた。試料（塗膜面を上向き）と Cs 源をそれぞれ Ni 製のボートおよび坩堝に設置し、アルミナ製管状炉内に熱電対と共に挿入した。管内には温度勾配を設け、Cs 源が 800 ℃の時に、試料温度が所望の温度域を満たすように試料位置を調整した。試料から Cs 源方向に Ar を導入しながら昇温した。Cs 源の温度が 800 ℃に到達するとともに、Ar・水蒸気混合ガスを Cs 源から試料方向に導入し、1 時間保持した。試験後の試料は、塗膜面の中心から垂直に切断し、研磨した（共に乾式）。EPMA で観察した断面を図 1 に示す。154–184 ℃の温度領域に設置した試料は試料表面（上塗上部）と下塗に低濃度の Cs が認められた。また 393–423 ℃の温度領域に設置した試料では、Cs が試料表面の上塗から下塗に渡って濃度勾配を生じながら高濃度に分布していることがわかる。本研究結果から、Cs が D/W 内壁塗膜へ沈着・浸透する可能性が示唆された。

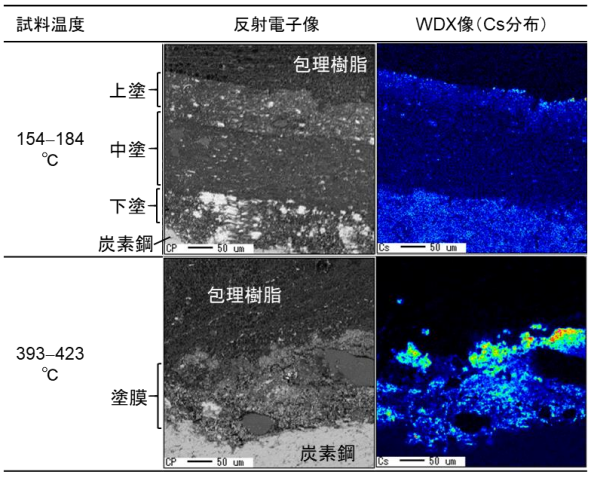


図 1 Cs 沈着・浸透試験後の塗膜試料断面

*Fumihiro Nakamori[1], Kinya Nakamura[1], Kenichi Ito[2], Masato Mizokami[2] and Shinya Mizokami[2]

[1]CRIEPI, [2]TEPCO HD, [3]IRID

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価
4. 燃料ペレットからの中・低揮発性 FP 放出モデルの検討

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

4. Evaluation of a semi and low-volatile FP release model from fuel pellets

*唐澤 英年[1]，内田 俊介[1]，木野 千晶[1]，内藤 正則[1]，逢坂 正彦[2]

[1]エネ総研，[2]原子力機構

廃炉作業において、放射性核種の放出量とその化学形態を把握することが重要である。今回、燃料ペレットから放出される中・低揮発性 FP の化学形を主に酸化物と仮定し、FP 放出モデルを見直した。本モデルの妥当性を、これまで各国で実施された FP 放出実験結果と比較して検討した。

キーワード：廃炉作業、FP 放出モデル、化学形態、中・低揮発性 FP

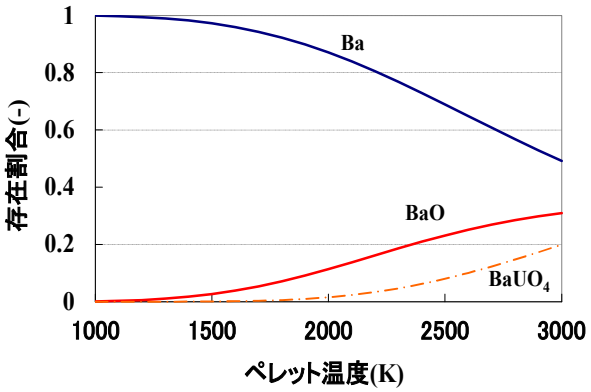
1. 緒言

現状の SA 解析コード SAMPSON では、燃料ペレットからの放出は FP の拡散方程式を解き、炉心内での熱化学平衡計算により化学形態を決めている。Ba, Mo, Sr などの中・低揮発性 FP の燃料ペレットからの放出は、Phebus-FPT1 試験結果に基づき希ガスの拡散定数に調整パラメータを掛けて計算している[1]。

2. 燃料ペレットからの FP 放出モデル

本モデルでは、UO_2 結晶粒内に生成した生成した FP 原子が粒内を拡散して粒界に集積する。そして、結晶粒間に侵入した水蒸気により FP 原子は酸化され、主に酸化物として結晶粒間に放出される。結晶粒内の FP 原子の拡散定数は希ガスと同一とし、結晶粒間の酸化ポテンシャルは UO_{2+x} と平衡な酸素分圧とし、放出割合は Gibbs の自由エネルギー[2]を用いて評価した存在割合とした。

Ba は、粒界で酸化されて BaO と $BaUO_4$ を生成して結晶粒間に BaO を放出するとした。Sr は、同様に粒界で SrO と $SrUO_4$ を生成して SrO を放出するとした。また、Mo は、粒界で酸化により MoO_2, MoO_3, Cs_2MoO_4 が生成して結晶粒間に放出するとした。なお、放出された BaO と SrO の一部は被覆管材の Zr と反応して、$BaZrO_3$ と $SrZrO_3$ を生成する。右図に、$UO_{2.1}$ の場合の Ba の存在割合を示す。



得られた放出割合を既存の実験データと比較検討し、本モデルの妥当性を確認した。

参考文献

[1] T. Ikeda, et.al., J. Nucl. Sci. and Tech., 40, 591(2003).　[2] N.E. Bixler, NUREG/CR-6131(1998).

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1] and Masahiko Ohsaka[2]

[1]Institute of Applied Energy, [2]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

5. 汚染水中の放射性核種の短/長期挙動評価解析

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

5. Evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior in the contaminated water

*内田 俊介[1]，唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、内藤 正則[1]、逢坂 正彦[2]
[1]エネ総研、[2]原子力機構

短/長期挙動評価手法の一例として、各号機の原子炉建屋（R/B）、タービン建屋(T/B)および集中処理建屋（MP/B）間での汚染水の輸送を多点モデルで解析し、実測値を的確に説明づけることができた。
キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、廃炉作業、被ばく、汚染水

１．緒言

MP/B の汚染水は、事故後約 6 年間、原子炉からの追加放出と除去がバランスし、ほぼ一定の濃度を保ってきたが、凍土壁による地下水の混入抑制効果が発揮し、T/B 地階の汚染水保有量の減少とともに、放射性 FP 核種である ^{137}Cs、^{3}T 共に顕著な濃度上昇傾向を示した。従来の 1 点近似の汚染水評価モデルを多点モデルに改修し、各号機、各建屋の汚染水のマスバランスを評価し、汚染水中の放射性核種の長期挙動評価を実施した。1 点近似では、T/B との液位差による R/B からの高濃度汚染水の流入量を平均的に取扱ってきたが、多点モデルでは処理建屋への直接輸送を考慮し、実測値を的確に説明づけることができた。

２．短期/中期 FP 挙動評価

集中処理建屋の汚染水中の ^{137}Cs および ^{3}T 放射能濃度の挙動は、学会事故調で評価時（事故後約 2.5 年まで）、さらに事故後約 5 年間は、1 点近似の汚染水評価モデルで解析できた（図１）。

３．長期 FP 挙動評価

T/B の滞留水が減少し、R/B 地階からの汚染水の T/B あるいは MP/B への直接輸送の影響が強くなるに伴い、全建屋を平均化して取扱う 1 点近似は限界となり、各号機、各建屋の汚染水のマスバランスを考慮した多点モデルへの改修が必須となった。各号機の R/B から MP/B への直接輸送を含めた多点モデルで評価した結果の例を図 1 に示す。ここでは、まだ各建屋保有水中の FP 濃度の評価のみであるが、各建屋の残存放射能評価においては、各部位での FP の壁面からの脱離、再付着、水相への移行など、室温付近での物理化学的挙動評価に特化した長期 FP 挙動解析コードで解析する必要がある。

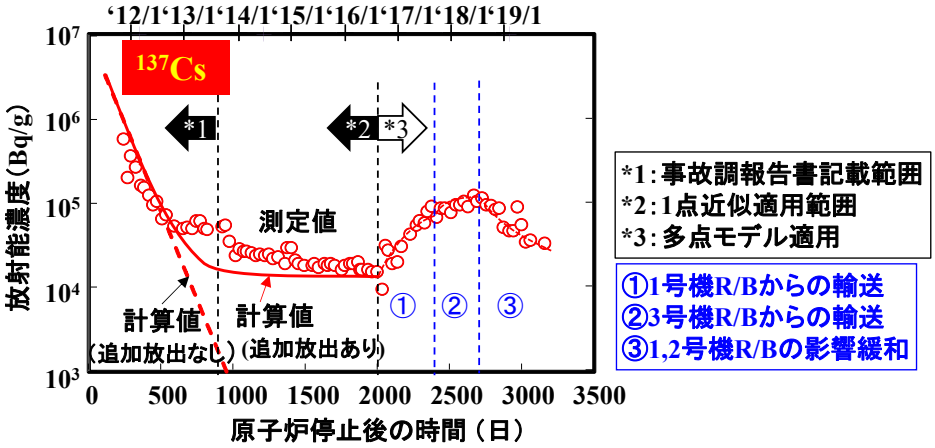


図1 汚染水中の^{137}Cs放射能濃度の推移

４．まとめ

1F 廃炉作業時の FP 分布評価のための短/長期 FP 挙動評価手法開発の一環として、汚染水についての評価例を示した。汚染水は評価対象の一部で、最終的には、プラント主要部での FP 残存量、分布の経時変化を定量化し、プラント全体での FP のマスバランスを把握することを目指す。一連の評価を通して、廃炉作業のリスク評価を念頭に、従事者の被ばく、環境への放射性物質の放出と汚染水発生の抑制を鼎立可能な廃炉作業の提言に資する予定である。

［参考文献］(1) 内田ほか、CAMS データによる FP 挙動解析結果の妥当性検証，原子力学会 2018 年春の年会 1B19
(2) S. Uchida, et al., Nucl. Technol., 188(3), 252-265 (2014).

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1] and Masahiko Ohsaka[2]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F01-04] Radiation Manegement

Chair:Jun Moriizumi(Nagoya Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:10 AM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F01] Development of the Presentation Technology of Spatial Radiation Dose Rate Distribution Using Augmented Reality

*Kenji OSAKI[1], Tomomi OSHIMA[1], Takaki KATOU[1], kentaro KIKUCHI[1] （1. TOSHIBA ESS）

10:00 AM - 10:15 AM

[3F02] Application for permisson to install TomoTherapy using time-of-use management and shielding calculation by Monte Calro method

*Yoshihiro Ogawa[1], Kazuyuki Kobayashi[2] （1. Kindai Univ., 2. Accuray Japan）

10:15 AM - 10:30 AM

[3F03] How should we monitor to adequately estimate equivalent dose of the lens of the eye for radiation workers

*Sumi Yokoyama[1], Satoshi Iwai[2], Toshiharu Takagi[3], Norio Tsujimura[4] （1. Fujita Health University, 2. JANSI, 3. MRI, 4. JAEA）

10:30 AM - 10:45 AM

[3F04] Development of plastic enclosure tents for body contamination

*Takahiro Aita[1], Hiroshi Hirano[1], Yasuhisa Kimura[1], Tomohiro Shibanuma[1], Masato Yoshida[1], Yuya Nagai[1], Jun Asakawa[1], Yoshiyuki Shuji[1] （1. JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

拡張現実技術を用いた空間線量率分布情報の提示技術の開発

Development of the presentation technology of spatial radiation dose rate distribution using augmented reality technology

*尾崎 健司，大島 朋美，加藤 貴来，菊地 賢太郎
東芝エネルギーシステムズ

原子力発電所における被ばく低減を目的として、空間線量率分布の情報（Dose マップ）を拡張現実技術により、管理員らが所持するタブレット PC 画面に表示する技術を開発した。

キーワード：被ばく低減，Dose マップ，拡張現実、SLAM

1. 緒言

原子力発電所での作業では事前の作業計画と線量率の測定結果に基づいて、被ばく低減を目的とした遮へい計画が図られている。さらにその線量率レベルに応じコンタ図化した Dose マップを作成し、作業開始前に管理員や作業員へ提示することで被ばく低減を促す取り組みも行われている。本報告では、この Dose マップの情報を、管理員や作業員によりわかりやすく提示することを目的として開発した、拡張現実（AR）技術を利用した空間線量率分布情報の提示技術について報告する。

2. Dose マップ AR 表示

AR 技術はタブレット PC（端末）のカメラで撮影した映像上に仮想のオブジェクトを重畳表示する技術である。赤外線深度センサーで測定した周囲の物体の三次元形状から床面部分を認識し、端末に表示した現場映像の床面部分に予め作成しておいた Dose マップを重畳表示する。重畳表示処理では、端末内蔵の加速度・ジャイロセンサにより得られる端末の傾きや向きに応じて位置補正を行い、Dose マップを常に床面位置に表示する。さらに、自己位置推定技術（SLAM[1]技術）により、現場の壁等に配置した二次元バーコード状の原点マーカーを基準に端末の三次元座標をリアルタイムに推定することで、現在位置を考慮した周辺の空間線量率分布を表示させることができる。

図 1 に実験室にて Dose マップを模擬表示した状況を示す。空間線量率に応じて色分けした Dose マップが床面部分に表示され、高線量率箇所など注意喚起の表示も可能となっている。実験室において、Dose マップを水平方向 40cm 以内、垂直方向 10cm以内の精度で表示できることを確認した。

3. 結論

AR 技術と自己位置推定技術を利用してタブレット PC の画面に周辺の空間線量率分布を表示するアプリケーションを開発した。実機環境での動作検証を行い、実用化を図る。



図 1　Dose マップ AR 表示

参考文献

[1] Jorge F. et al., Visual simultaneous localization and mapping: a survey, Artificial Intelligence Review, Volume 43, pp 55–81, 2012

*Kenji Osaki, Tomomi Oshima, Takaki Katou, Kentaro Kikuchi
Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

使用時間管理とモンテカルロ法による遮へい計算を用いたトモセラピーの設置許可申請

Application for permission to install TomoTherapy using time-of-use management and shielding calculation by Monte Carlo method

*小川　喜弘[1,3]，小林一之[2]
[1]近畿大学，[2]日本アキュレイ，[3]HATC

トモセラピー装置を設置するための許可申請において，モンテカルロ法を用いた遮へい計算を行う。その際，使用時間管理は使用者の利用実績や今後の利用方法を考慮して，治療施設を最大限に活用できる時間に設定する。そのような使用時間を適切に管理するためのシステムを構築した。

キーワード：モンテカルロ法，遮へい計算，PHITS，使用時間管理

1. 緒言

既存のトモセラピー装置の利用実績と今後の利用方法を考慮して治療施設を最大限に活用するために，使用時間管理システムと PHITS による漏えい線量評価法を組合わせることで許可申請を行った。

2. 装置・使用時間管理・遮へい計算法

2-1. 装置

TomoTherapy 装置は，MVCT（3.5 MeV のエックス線による三次元画像）撮影後，治療計画を作成した CT との位置誤差を治療台で補正し，治療用エックス線（6 MeV）で TomoHelical 照射（治療台の周りを 360 度旋回しながら回転照射を行うモード）または TomoDirect 照射（旋回軌道上の任意の位置から固定多門照射を行うモード）を行う。

2-2. 使用時間管理

装置から出力されるログ情報を処理することで，任意の位置（ここでは 120 か所）の使用時間を任意の期間で集計し，角度毎に利用率が可視化される。

2-3. 遮へい計算法

PHITS のつなぎ計算機能（ダンプ線源情報）を用いて，電子線（6MeV）⇒ ターゲット ⇒MLC（コリメータ）出口 ⇒ 対向板 ⇒ TomoHelical や TomoDirect 照射を模擬するために対向板を 120 か所に配置 ⇒ 各位置に置かれた対向板からの使用時間に対応した発生量を考慮して，施設からの漏えい線量を評価する。

3. 結論

今回，モンテカルロ法による遮へい計算と使用時間管理システムを用いることで，追加の工事をほとんど必要としない使用時間変更申請を行うことができた。

この許可申請方法を用いれば，今後，従来法で許可申請を受けた既存の施設においては使用時間の大幅な増加の可能性だけでなく，コンクリート壁厚が薄い施設や追加鉄板の工事が不可能な施設にも TomoTherapy 装置の導入が可能となる。

---

*Yoshihiro Ogawa[1,3] and Kazuyuki Kobayashi[2]
[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan K.K., [3]HATC Ltd.

水晶体の線量モニタリングの在り方について

How should we monitor to adequately estimate equivalent dose of the lens of the eye for radiation workers ?

*横山 須美[1]、岩井 敏[2]、高木 俊治[3]、辻村 憲雄[4]
[1]藤田医科大，[2]原安進，[3]三菱総研，[4]原子力機構

現在、わが国の規制行政機関では、眼の水晶体の等価線量限度の見直しを進めている。事業者が新しい水晶体の等価線量限度を遵守し、放射線防護の最適化を実施するために、水晶体の等価線量モニタリングの考え方について検討した。

キーワード：眼の水晶体，線量限度，線量モニタリング，3 mm 線量当量，管理基準

1. 緒言　2011 年に国際放射線防護委員会（ICRP）が計画被ばく状況における職業人の眼の水晶体の等価線量限度として、5 年間の平均で 20 mSv/年、かつ、いずれの 1 年においても 50 mSv を超えないようにすべきと勧告した。わが国ではこれを受け、放射線審議会が関連行政機関に対して、眼の水晶体の放射線防護検討部会（水晶体部会）が取りまとめた報告書を参考として所要の措置を講ずるよう具申した。2019 年 12 月には、関係各省が放射線審議会に意見具申内容の取入れ状況を報告するとともに諮問を行った。間近に迫る法令改正を見据え、あらかじめ水晶体の等価線量モニタリングや放射線防護に関する具体的な方法を示しておく必要がある。本発表では、眼の水晶体の等価線量モニタリングの考え方を検討した結果を示す。

2. 眼の水晶体の等価線量モニタリングの考え方　水晶体部会の報告書では、場に係る測定については法令に取入れる必要性は薄いとしている。このため、場に係る測定については従来通りの評価でよい。そこで、水晶体の等価線量モニタリングとしては、個人の外部被ばくに係る測定についてのみ考えを示す。モニタリングを行う上で重要となるのは、用いる実用量と測定部位をいかに決定するかである。これらを決定するための流れを図に示す。意見具申によると、水晶体の等価線量の算定においては、現行の 1 cm 線量当量（$H_p(10)$）、70 μm 線量当量（$H_p(0.07)$）に加え、3 mm 線量当量（$H_p(3)$）を用いることが可能となる。測定部位については、これまでの測定部位に追加して眼の近傍での測定が可能となる。このフロー図には、まず、体幹部均等被ばくか否かで、場合分けを行う。次に、それぞれの場合に対し、眼の水晶体の等価線量が線量管理基準に近いか超えるおそれがあるか、ないかで、眼の近傍に線量計を着用するか、しないかを決定する方法を示すこととした。

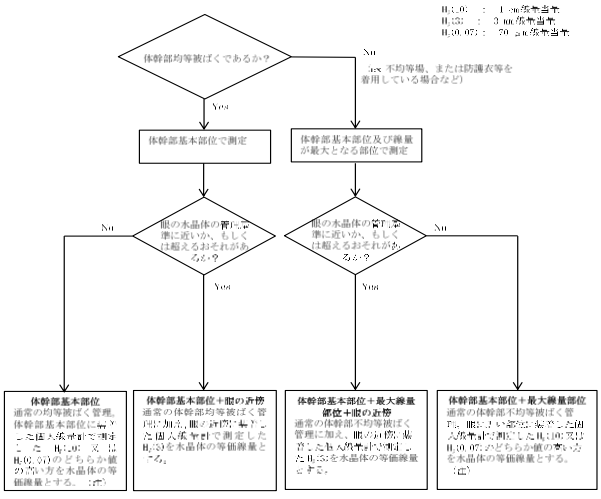


図 水晶体線量の算定方法を決定するためのフロー

3. 結論　現行法令下での対応や国際的なガイドライン等をもとに、水晶体の等価線量に対する管理基準を設定し、フロー図に示した方法で眼の水晶体の等価線量モニタリングを決定し、実施することで、事業者は、新しい水晶体の等価線量限度に関する法令を遵守し、最適化に関する円滑な対応が可能になるものと考える。

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業の一環として実施した。

*Sumi Yokoyama[1], Satoshi Iwai[2], Shunji Takagi[3] and Norio Tsujimura[4]
[1]Fujita Health Univ., [2]JANSI, [3]MRI, [4]JAEA

大規模身体汚染対応用グリーンハウスの開発

Development of plastic enclosure tents for body contamination

*會田貴洋，平野宏志，木村泰久，柴沼智博，吉田将冬，永井佑哉，浅川潤，周治愛之
日本原子力研究開発機構

核燃料物質を取扱う施設において、漏えい事故等により大規模な身体汚染等が発生した場合、汚染者を速やかに退避させることが被ばくリスクを軽減する上で重要となるが、退避先についても汚染を閉じ込める機能が求められる。このため、確実な気密性能、短時間設営及び二次汚染の発生防止等、迅速性と高い放射線安全性を兼ね備えた大規模身体汚染対応用グリーンハウス（以下「GH」という。）を開発した。

キーワード：核燃料物質、漏えい事故、身体汚染事故、汚染検査、除染、グリーンハウス、放射線安全
空気流線、空気中放射性物質濃度

1. 緒言

大規模身体汚染の対応は、汚染者の処置（汚染検査及び除染作業等）を含むため、発災区域の出口に直接、複数の密閉型テントで構成されたGHを短時間で設置することが、汚染範囲の拡大防止、汚染者の一刻も早い処置開始の観点から、極めて有効である。そのため、GHの設計・試作及び機能確認試験を繰返し行い、効果的なGHを開発した。

2. 開発した大規模身体汚染対応用グリーンハウスの概要

少人数で短時間の設営を可能とするため、展開・伸縮式の軽量フレームに合わせ、ファスナにより容易に接続可能な独立した密閉型テントを備えた。これにより設営レイアウトの自由度が増し、除染処置に応じテントを多段化する場合、或いは汚染者が多数に及んだ際に処置導線を重複化する場合等、発災レベルに応じた設営レイアウトの選択を可能とした。また、排気装置による内部空気流線の確保、放射線管理機器による空気中放射能濃度のリアルタイム計測により、二次汚染の発生を防止する。さらに、ハウス底部にはフレーム剛性の補助、テント床面の破損防止、及び作業員の躓き防止を目的とした床構造を採用した。その他にも、工程室出入口扉とGHを容易に接続可能とするための扉接続用アダプタ、GH資材の運搬時間の短縮、保管場所の最小化を目的とした専用台車を備えた。

3. 結言

開発したGHは、大規模な身体汚染事故に即応する、迅速な準備性と高い放射線安全性を兼備し、汚染者の速やかな退避を可能とした。当該GHについては、設営手順書を作成し、機構内の必要な施設に順次配備を進めている。なお、当該GHは、核燃料物質を取扱う施設（福島第一原子力発電所を含む）の他、化学施設、生物施設、研究施設、医療施設、消防等の防災機関においても、利活用性を発揮し得るものである。

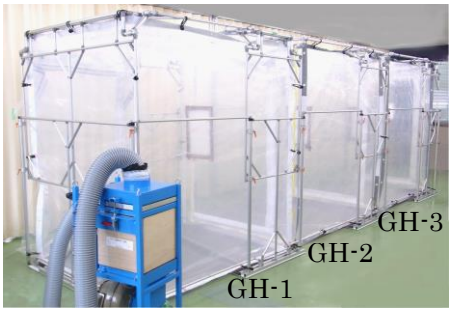


図 1.　大規模身体汚染対応用 GH の設置例（3 室）

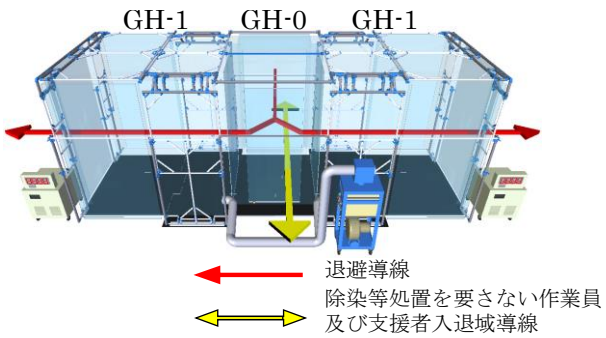


図 2.　退避導線重複化のイメージ

* Takahiro Aita, Hiroshi Hirano, Yasuhisa Kimura, Tomohiro Shibanuma, Masato Yoshida, Yuya Nagai, Jun Asakawa, Yoshiyuki Shuji
Japan Atomic Energy Agency.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F05-07] Radiation (Radioactivity) Measurement and Dosimetry 1

Chair:Yoshihiko Tanimura(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 11:10 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F05] Investigation of Carbone survey' s speed condition

*Akihiro Horikoshi[1], Teruaki Tanizawa[1], Hiroaki Ishida[1] (1. Nuclear safety technology center)

11:10 AM - 11:25 AM

[3F06] Development of a Remote Continuous Air Monitoring System for Measuring Airborne Alpha Contamination

*HIROSHI USAMI[1], Yuki Morishita[1], Tatsuo Torii[1], Katsunori Aoki[1], Koji Tsurudome[1], Katsuya Hoshi[1] (1. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[3F07] Study on a monitoring technique of radionuclide concentrations in rainwater with continuous filtration method.

*Jun Moriizumi[1], Keiho Kaneko[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

走行サーベイ測定における速度条件の検討

Investigation of Carbone survey's speed condition

*堀越 晨裕[1], 谷澤 輝明[1], 石田 洋明[1]
[1]公益財団法人 原子力安全技術センター

キーワード：走行サーベイ、空間線量率、走行速度

1.緒言　可搬型測定器を車両に搭載して行う走行サーベイは広範囲の測定を簡易かつ迅速に行えるという利点から広く普及している測定手法である。しかし、自動車を利用した高速移動中での測定であるため、走行速度による取得値の変動等が課題である。走行サーベイにおける速度条件は、測定対象範囲による実施工数の検討等、測定を効率化するうえでも重要な要素である。また走行測定中の安全面についても、その他一般車両の走行の妨げにならない速度で実施することが望ましい。本稿では当センターで実施する走行サーベイ測定について測定手法の効率化を図り、測定時の速度条件について検討を行った。

2.実施内容　走行サーベイにおける速度条件を検討するため、空間線量率勾配の大きい公道約 1.4km の距離区間で、速度条件 20km/h、40km/h、60km/h 毎に走行サーベイを実施、各速度条件における空間線量率及び100m区間あたりに取得できるデータ数の比較を実施した。測定器は地上 1m 高さで車内に設置し、車体による遮蔽を考慮し補正している。使用した走行サーベイシステムの概要を以下に記載する。

検出器：　NaI(Tl) 3"x3"（γ）

データ取得間隔：1 秒間隔で測定値を出力

3.試験結果　図 1 に示すとおり 20km/h、40km/h、60km/h の各速度条件において有為な差は見られなかった。また表 1 に示すとおり 100m 区間あたりに取得できるデータ数は 20km/h で 18 点、40km/h で 9 点、60km/h で 6 点程度であった。全体の平均値については 20km/h での低速測定時で 5.22 μSv/h であるのに対し、60km/h 測定時では 5.08 μSv/h とおおむね同等の値を示した。この結果から各速度条件で有為な空間線量率の差異は見られず、60km/h 程度の一般的な走行速度でも 20km/h 低速走行時の取得値に比肩する測定値を得られることがわかった。

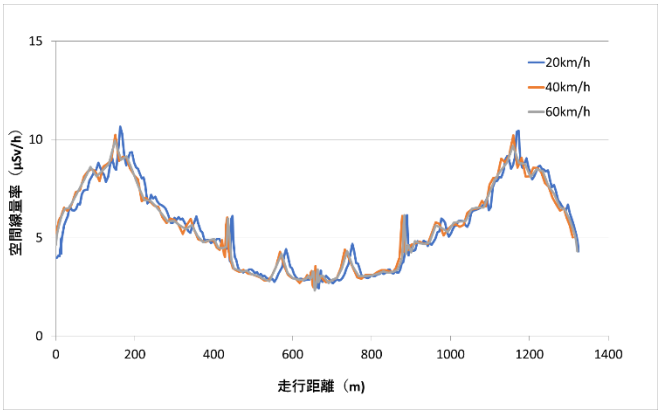


図 1 走行速度毎の測定値推移

表 1 走行速度毎の平均測定値及び取得データ数

	20km/h	40km/h	60km/h
全体平均線量率（μSv/h）	5.22	5.28	5.08
総取得データ数	382	164	128
100区間平均取得データ数	18	9	6

4.まとめ　本稿の試験結果から、60km/h 程度の一般的な車両の走行速度においても安定した測定値を取得することが可能であり、一般車両の往来するような環境においても安全面を担保した上で正確かつ迅速な測定が実施できた。

*Akihiro Horikoshi[1], Teruaki Tanizawa[1], Hiroaki Ishida[1]
[1]Nuclear Safety Technology Center

遠隔で空気中α汚染を測定するための遠隔αダストモニタリングシステムの開発

Development of a Remote Continuous Air Monitoring System for Measuring Airborne Alpha Contamination

*宇佐美博士[1]、森下祐樹[1]、古田禄大[1]、青木克憲[1]、鶴留浩二[1]、星勝也[1]、鳥居建男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東京電力HD(株)福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた技術開発として、遠隔αダストモニタリングシステムの開発を行った。本システムは今後、作業者が容易に立ち入ることができない高γ線環境または汚染場におけるαダストモニターとしての適用が期待される。

キーワード： α検出器 (Alpha particle detector), 連続空気モニタリング (Continuous Air Monitoring), 遠隔ロボット (Robot), ラドン (Radon)

1. 緒言

遠隔技術を駆使した放射線計測システムの開発は、福島第一原子力発電所（以下「1F」と称す）事故を機に目まぐるしく発展してきた。遠隔技術と放射線計測の組み合わせは、測定する作業者自身が現場に入る必要がないため、内部・外部被ばくの危険性がないという点が最大の利点である。そのため、遠隔放射線計測システムは、これまで実際に1Fのγ線線量率が高い環境で使用されてきた。ただし、従来の遠隔放射線計測システムはほとんどの場合、γ線測定に焦点を合わせており、遠隔で空気中のα汚染を測定するための遠隔αダストモニタリングシステムはまだ開発されていない。

そこで本研究ではポータブルダストサンプラーと遠隔操作ロボットを組合せることで遠隔αダストモニタリングシステムを構築した。また、その成立性を確認するためラドン環境中で遠隔モニタリング性能試験を実施した。

2. 実験方法、まとめ

本研究で開発したシステムを図1に示す。本システムは、パーソナルエアモニター（独SARAD社製）と遠隔ロボット（米iRobot社製）で構成されており、ロボットに搭載されているエアモニターは、任意の測定時間間隔のαエネルギースペクトルを計測可能である。

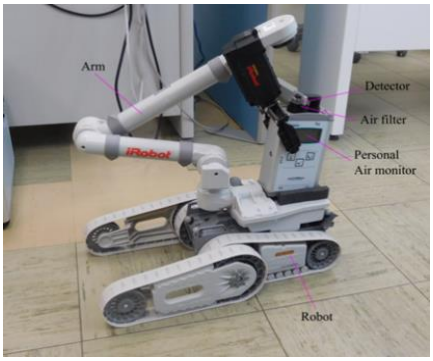


図1. 遠隔空気監視システム

システムのラドン環境中での実証試験は、JAEA核燃料サイクル工学研究所（以下「核サ研」と称す）及び瑞浪超深地層研究所にて実施した。エアモニターのγ線照射に対する影響を確認するため100mSv/hの条件でγ線照射も行った。具体的には、1.85TBqの^{137}Cs線源を用いて10分間隔で照射をオン・オフし、モニターへの影響を確認した。

瑞浪超深地層研究所では地下300mの坑道で測定を行い、相対湿度が100%の環境において遠隔操作で^{222}Rnの子孫核種を測定することができた。得られたαスペクトルは、^{218}Po（6.0 MeVα線）および^{214}Po（7.7 MeVα線）のピークを明瞭に弁別することができた。

講演では、これまでに実施した性能試験によって得られたシステムの利点・欠点、それを今後どのように改善していくか等、将来の展望について報告する。

参考文献

[1] Y. Morishita., et al., Radiation Protection Dosimetry. 2020, (in press)

[2] SARAD GmbH, “Manual PoCAMon,” 2017.

*Hiroshi Usami[1], Yuki Morishita[1],Yoshihiro Furuta[1] Katsunori Aoki[1], Koji Tsurudome[1], Katsuya Hoshi[1], Tatsuo Torii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

連続捕集方式による降水中放射性核種濃度モニタリングの検討

Study on a monitoring technique of radionuclide concentrations in rainwater with continuous filtration method.

*森泉　純[1]，金子　慶保[1]，山澤　弘実[1]
[1]名古屋大学・院・工学研究科

数 min の時間分解能での降水中放射性核種の濃度変動観測の手法について検討した。天然放射性核種 Pb-214, Bi-214 を対象として降水期間中の 10min 毎の雨水中濃度時間変動の観測に適用した。

キーワード：湿性沈着，常時モニタリング，降水中放射能，γ線波高分布

1. 緒言

放射性プルームの大気輸送の予測・再現の不確実さの原因の一つが、プルームの放射性物質の湿性除去過程の理解不足である。一方、雨水中放射能濃度のモニタリングは水盤等によるバッチ式の測定が主流であり、その時々の湿性除去の特性の把握に有用な降水継続期間内の濃度変動を取得する時間分解能は意図されていない。本研究では、数 min の時間分解能での降水中放射性核種の濃度変動観測の手法について検討した。

2. 方法

マリネリ容器や測定セルに雨水試料を導入する従来法[1]がもつ測定可能試料量の下限および上限を克服するため、雨水試料を常時捕集材に流通し、累積する放射性核種によるγ線波高分布の時間変動を解析して核種の流入量を算出した。本手法では多数の試料の実時間処理による「1 試料に充当可能な計測時間」の制約がないため、長時間計測による統計誤差の抑制が期待できる。降水中に天然に含まれるラドンの系列核種 Pb-214、Bi-214 を対象として、捕集材に水試料の流通速度の速いキレートディスク（φ47 mm×0.5 mm 厚、3M 社製）を選定し、捕集効率、HPGe 検出器による計数効率を実験的に決定し、実際の降水で観測を試行した。

3. 結果

捕集材を 2 枚重ねにして 300 ml のラドン水（脱気済）を吸引ろ過し、上下の捕集材それぞれの Pb-214、Bi-214 の計数と測定中の放射壊変の理論式から捕集効率は初回の流通でそれぞれ 0.94±0.02, 0.92±0.03、同一捕集材の 5 回の繰返し使用で 0.92±0.02, 0.95±0.04 で、ほぼ完全な捕集が確認できた。試料水処理速度は 45 (初回使用)～12 ml min^{-1}（繰返し使用）で、実際の降水の常時流通に適用可能である。ラドン水を流通させた捕集材を 2 回計測し、Pb-214、Bi-214 のγ線（352 keV, 609 keV）全吸収ピークの検出効率の比を決定した。既知濃度の高ラドン濃度空気と接触させ平衡としたラドン水を流通して決定した Pb-214 のピーク効率とあわせ、検出効率はそれぞれ 0.064±0.002, 0.028±0.002 であった。実際の降水時に雨水を 10 min 間採取して同一の捕集材で吸引ろ過し計数する操作を繰り返し、時間分解能 10 min での降水中 Pb-214、Bi-214 濃度変動を観測した（図）。濃度測定値の不確かさが抑制され、有意な濃度変動が得られた。

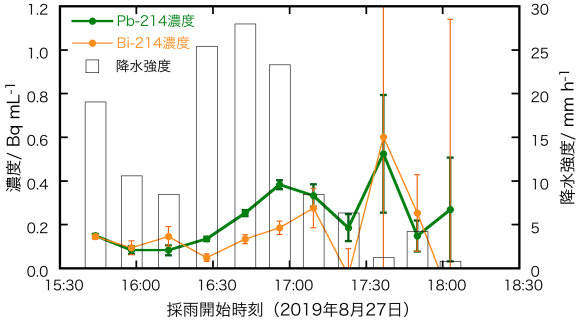


図　濃度変動観測結果例

参考文献

[1] Moriizumi *et al*. Radiation Protection Dosimetry **167**, 55-58 (2015).

*Jun Moriizumi[1], Keiho Kaneko[1] and Hiromi Yamazawa[1]
[1]Nagoya Univ.

Oral presentation | VII. Health Physics and Environmental Science | VII. Health Physics and Environmental Science

[3F08-11] Radiation (Radioactivity) Measurement and Dosimetry 2

Chair:Sumi Yokoyama(Fujita Health Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 2:45 PM - 3:55 PM Room F (Lecture Bildg. M 1F M-2)

[3F08] Reaction Mechanizum of PVA-KI Gel Dosimeter (1)

*Yutaro AOKI[1], Harvel GLENN[2], Mitsumasa TAGUCHI[4], Naotsugu NAGASAWA[4], Kyo KUME[3], Masanori HATASHITA[3], Toshiharu SAKURA[5], Takeyoshi SUNAGAWA[1] (1. Fukui Univ. of Tech., 2. Ontario Tech. Univ., 3. QST(Takasaki), 4. WERC, 5. Nuclear Technology Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F09] Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers

*Yoshihiko Tanimura[1], Sho Nishino[1], Hiroshi Yoshitomi[1], Masa Takahashi[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F10] Optimization of tritium analysis time in seawater for screening

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3F11] Effective tritium analysis process by a control of photo-luminescence

*Mayu Ohki[1], Tomomune Matsunaga[1], Takuyo Yasumatsu[1], Masanori Hara[2] (1. Tokyo PT, 2. Univ. of Toyama)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズムについて（1）

Reaction Mechanism of PVA-KI Gel Dosimeter (1)

*青木祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]，田口光正[3]，長澤直胤[3]，
久米恭[4]，畑下昌範[4]，佐倉俊治[5]，砂川武義[1]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大学，[3]QST(高崎)，[4]若狭湾エネ研，[5]ニュークリアテクノロジー

本研究室においてポリビニルアルコールのヨード反応を利用した放射線医療で用いるゲル線量計、PVA-KI ゲルを開発した。PVA-KI ゲルは放射線によって無色から赤に呈色し、呈色後のゲルを加温することで消色され、再び放射線照射によって呈色する再利用性を持つことが特徴である。本研究では、X 線照射した PVA-KI ゲルの吸光度の測定からゲルの感度について温度効果の確認を行い、PVA-KI ゲルの消色反応メカニズムについて検討した。

キーワード：ゲル線量計、放射線治療、紫外可視分光法、X 線

1. 緒言

ゲル線量計は放射線がん治療における放射線の可視化技術の中の一つであり、多種のゲル線量計が研究開発されている。本研究室においては、ポリビニルアルコール(PVA)とヨウ化カリウム(KI)を用い、PVA とヨウ素との赤の呈色反応を利用した新規のゲル、PVA-KI ゲルを開発した[1]。PVA-KI ゲルの特徴として、放射線照射によって呈色したゲルを加温することで消色させることができ、再度使用することができる再利用性を持つ。本研究では PVA-KI ゲルに対し X 線照射を行い、ゲルの昇温前後での吸光度スペクトルの変化を確認し、消色反応のメカニズムについて検討した。

2. 実験

試料は KI(ナカライテスク 99.5%)、10wt%PVA 水溶液(ナカライテスク 重合度 500 ケン化度 86.5～89mol%)、ホウ砂 (松葉薬品 粉末)、果糖(日新製糖)を組成としている。X 線照射装置(日立社製 MBR-1520R-3)を用いて 20Gy の X 線照射を行った。吸光度測定は Thermo Scientific 社製 Evolution 220 を用い、温度調整には同機用の Peltier Control and Cooling Unit を使用した。照射後温調器により 50℃で加温を行い、時間経過による温度効果について吸光度スペクトル測定を行った。Fig.1 に照射前後及び加温後の吸光度の測定結果について示す。

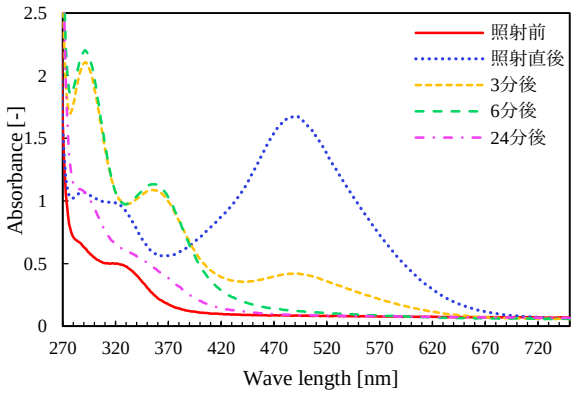


Fig.1 照射後試料の加温による吸光度スペクトルの変化

3. 結果および考察

Fig.1 の結果から、照射直後に確認できる 490nm の極大のピークは加温 3 分から 6 分程度で急激に低下し、約 290nm と約 360nm に吸光度ピークの出現が確認できる。490nm のピークは PVA-KI ゲルにおける PVA と I_3^- の錯体形成物であること、また約 290nm と約 360nm の吸収ピークは I_3^-のそれに相当することから、錯体が解かれ、I_3^- が増加したと考えられる。また、24 分後において I_3^- のピークも減少していくことが確認でき、I_3^- から I_2 と I^- へ分解するような加温による生成物の存在が示唆される。詳細は講演時に報告する。

参考文献 [1] T. Sunagawa, G. Harvel, Y. Aoki et al.: Memoirs of Fukui University of Technology, vol.47 pp.105-110 (2017).

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Kyo Kume[4], Masanori Hatashita[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1] ([1]Fukui Univ. of Tech., [2]Univ. of Ontario Inst. of Tech., [3]QST(Takasaki), [4]The Wakasa Wan Energy Research Center, [5]Nuclear Technology Inc.)

エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発
モニタの製作と測定手法の開発

Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers
Fabrication of the monitor and development of the measurement procedure

*谷村 嘉彦[1]，西野 翔[1]，吉富 寛[1]，高橋 聖[1]
[1]原子力機構

γ線スペクトロメータと周辺遮蔽体を組み合わせたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタを製作し、高バックグラウンド線量率下における甲状腺放射性ヨウ素測定手法を開発した。

キーワード：甲状腺，放射性ヨウ素，内部被ばく，CdZnTe 半導体検出器，$LaBr_3$(Ce)シンチレーション検出器

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、原子力施設での事故等の高バックグラウンド線量率下において、公衆及び作業者の甲状腺の内部被ばく線量を測定するために、γ線スペクトロメータを用いたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタ（甲状腺モニタ）を開発している[1,2]。今回、周辺遮蔽体、検出器 2 個及び検出器位置固定用治具で構成される公衆用と作業者用の 2 種類の甲状腺モニタを製作した。公衆用及び作業者用の検出器として、それぞれ $LaBr_3$(Ce)シンチレーション検出器及び CdZnTe 半導体検出器を採用した[1]。さらに、被検者の甲状腺に蓄積された放射性ヨウ素放射能を測定する手法を開発した。

2. 甲状腺放射性ヨウ素モニタの製作と測定手法の開発

製作した甲状腺モニタを図 1 に示す。検出器上部に設置する固定用治具は、プラスチック樹脂を原料として３D プリンタで製作した。被検者の頸部が接する箇所については、軟質のウレタン樹脂を採用することで測定時の不快感を軽減する工夫を行った。これにより、測定結果への影響が大きい被検者の甲状腺と検出器の配置を正確に決めることができるようになった。試作機[2]を基に改良した公衆用及び作業者用測定器（周辺遮蔽体及び検出器）の重量はそれぞれ 14.4kg 及び 16.6kg であり、緊急時に避難所などへ比較的容易に持ち運び、会議用テーブル等に設置して測定することが可能である。さらに、測定器の設置、検出効率の校正、被検者の測定及び制御用ソフトウェアの操作について詳述したマニュアルを作成した。

3. 結論

原子力事故等緊急時の高線量率環境下で、公衆及び作業者の甲状腺に蓄積された放射性ヨウ素を定量できる可搬型甲状腺モニタを開発するとともに緊急時個人モニタリングへの適用を目的としたマニュアルを整備した。

本件は、原子力規制委員会「平成 31 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法の開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

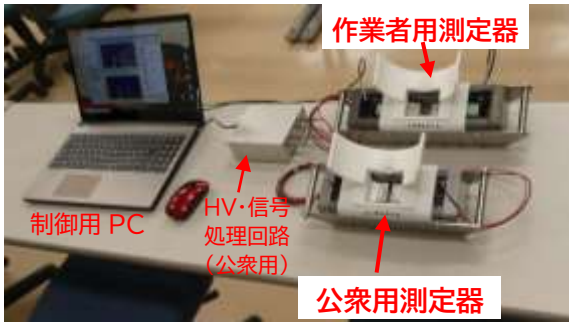


図 1　製作した甲状腺モニタの写真

参考文献

[1] 谷村嘉彦他：日本原子力学会 2018 年春の年会 1E08～1E10（2018 年 3 月大阪大学）
[2] 谷村嘉彦他：日本原子力学会 2019 年春の年会 2H17（2019 年 3 月茨城大学）

*Yoshihiko Tanimura[1], Sho Nishino[1], Hiroshi Yoshitomi[1] and Masa Takahashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

スクリーニングのための海水中トリチウム分析時間の最適化

Optimization of tritium analysis time in seawater for screening

*本間 駿太[1]，菊地 紘太[1]，鳥養 祐二[1]

[1]茨城大学

海水中トリチウム迅速分析法の開発のため、ルミネッセンスの影響と測定時間の最適化について検討した。試料調製で生じたルミネッセンスの低減に必要な時間は最低 3 時間であった。最適化の結果、計測時間は通常モードで 50 分、低バックグラウンドモードで 30 分であり、分析全体の所要時間は 1 試料あたり最短で 4~5 時間まで短縮できた。

キーワード：トリチウム，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

公定法による環境トリチウム（^{3}H）測定は 1 試料あたり 500～1000 分[1]、前処理を含めた分析全体では最短でも約 1 日、電解濃縮を行えば約 1 週間を要するため、福島第一原発の処理水処分時に発生する膨大な試料を対象にしたモニタリングには対応できないことが予想される。したがって前処理は極力避け、スクリーニングとして行う迅速な ^{3}H 分析法の開発が必要である。海水の分析の場合、蒸留をせず直接シンチレータと混合して測定できることは報告済みである[2]。しかしながら、その場合ルミネッセンスが試料調製時に発生し、^{3}H 由来ではない計数率を与え正の誤差をまねく。前回の報告ではルミネッセンスによる影響の程度や、液体シンチレーションカウンタによる測定時間そのものの短縮可能性については検討が行われていなかった。そこで本研究では、ルミネッセンスの経時変化の観察と、検出目標を 10 Bq/L とした場合に海水の測定にかかる時間の最適化を行った。

2. 実験

^{3}H 源は市販の重水中に含まれる ^{3}H を、分析には液体シンチレーションカウンタ（ParkinElmer 社、Tri-Carb 3110TR）と液体シンチレータ（同社、UltimaGold LLT）を用いた。海水は茨城県大洗町で採取・ろ過処理したものを使用した。海水 10 mL とシンチレータ 10 mL を直接混合後、均一に乳化させるため冷暗所（15 ℃のインキュベータ内）で 20 分間保管してから測定し、ルミネッセンスの経時変化を調べた。また、調製後一昼夜以上冷暗所で保管した試料を液シンの通常モード、低バックグラウンドモードで 30~1200 分間測定し検出下限値を公定法に基づいて算出した上で、^{3}H 濃度 10~100 Bq/L に調整した海水を同様に測定し妥当性を評価した。

3. 結論

ルミネッセンスによる計数率は試料調製直後が最も高く、バックグラウンドの約 2 倍であった。その後指数関数的に減衰し、バックグラウンドと同等になるには最低でも 3 時間を要すると分かった。通常、ルミネッセンスを低減するためには蒸留により試料水中の不純物を除去するが、蒸留に要する時間が長いことや操作による誤差が問題となることは既報の通りである。あらかじめ冷却した海水・シンチレータを混合した場合もルミネッセンスの低減はみられず、現状、試料調製後冷暗所での保管に時間をかけることは不可避である。また、スクリーニングレベルを 10 Bq/L と設定したとき検出下限値がこの値となるのは、測定時間が通常モードで 50 分、低バックグラウンドモードで 30 分であった。この条件で実際に 12 Bq/L の海水試料を測定したところ、測定時間 1200 分の場合の測定値と誤差範囲で一致した（図）。通常モードで測定時間 30 分の場合の測定値は大きくずれ、正確な定量はできなかった。通常モードを用いた理由は、低バックグラウンド仕様でない液シンをモニタリングに用いる場合があることを想定しているためである。結果として 1 試料あたりの分析全体の所要時間は、低バックグラウンド仕様では試料採取から最短で 4 時間程度、そうでない液シンを用いても 5 時間程度であり、スクリーニング法として利用可能であることが明らかとなった。ルミネッセンス低減に要する時間の短縮は今後の課題であるが、実現できれば測定システムを搭載した車両を用いて現場での測定が可能になると考えられる。

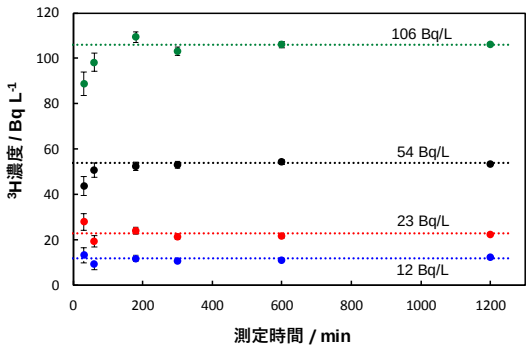


図　測定時間ごとの ^{3}H 濃度測定結果
（低バックグラウンドモード）

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ 9 トリチウム分析法, 2002 年
[2] 本間他，日本原子力学会 2019 年春の年会 1H06, 2019 年

*Shunta Homma[1], Genta Kikuchi[1] and Yuji Torikai[1]
[1]Ibaraki Univ.

フォトルミネッセンス抑制による効率的なトリチウム分析工程の構築

Effective tritium analysis process by a control of photo-luminescence

*大木 麻由[1]，松永 友宗[1]，安松 拓洋[1]，原 正憲[2]

[1]東京パワーテクノロジー株式会社，[2]富山大学

液体シンチレーションカウンタを用いたトリチウム分析では，ルミネッセンス（疑似発光）を減衰させる為に一昼夜程度放置する必要がある。この放置時間の短縮による分析の迅速化を目的に、外的要因とされるフォトルミネッセンス抑制手法について、検討した結果を報告する。

キーワード：液体シンチレータ、フォトルミネッセンス、トリチウム分析

1. 緒言

現在、福島第一原子力発電所（以下、1F）における環境試料に対して、多数のトリチウム分析が行われており、分析の迅速化が望まれている。トリチウム水は液体シンチレーションカウンタ（以下、LSC）によって計測するが、計測にあたりシンチレータから生ずるルミネッセンス（疑似発光）を減衰させる為、試料調製後一昼夜放置する[1]。ルミネッセンスには、化学反応によるケミカルルミネッセンスと紫外線励起によるフォトルミネッセンス等があげられる。本研究では、放置時間の短縮による分析の迅速化を目的として、外的要因とされるフォトルミネッセンスを抑制した試験を実施した。

2. 実験

2-1. LED を用いたフォトルミネッセンス抑制試験（富山大学の分析施設）

100 mL の PFA バイアルに純水 50 mL と 1 週間以上暗所で保管したシンチレータ（Ultima Gold LLT）50 mL を、太陽光の入らない部屋にて LED 照明下で混和した。カクテル調製後、遮光を維持して速やかに LSC に装荷し計測を行った。このとき、LSC の検出部に窒素ガスを 40 mL/min でパージした。あわせて、作業灯の比較として色調の異なる 4 種の LED で影響調査を行った。

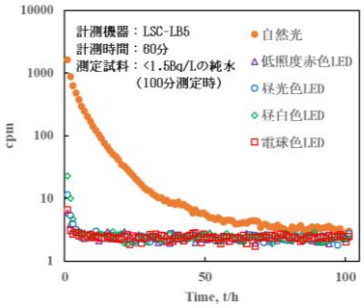


図 1. 室内光下および LED 照明下で調製したカクテルのルミネッセンスの減衰挙動

2-2. 実試料によるフォトルミネッセンス抑制確認（1F の分析施設）

実試料として、4 種類の 1F 構内の地下水を用いた。100 mL の PFA バイアルに各地下水 50 mL とシンチレータ 50 mL を、LED の照明下で混和した後、遮光を維持した状態で、LSC でトリチウム濃度を測定した。減衰確認の為、10 分間計測を 50 回連続で行った。

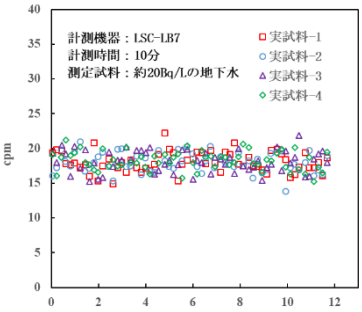


図 2. LED 照明下で調製した、実試料のルミネッセンスの減衰挙動

3. 結果・考察

室内光（自然光）の下で調製した試料は計測値が安定しバックグラウンド（以下、BG）レベル （3 cpm） 付近に至るまでに 100 時間程度要した。一方で、暗所保管したシンチレータを用いて LED 照明下で混和し計測まで遮光を維持した試料は、LSC 装荷後 1 時間程度で BG レベルに達した。実試料では、4 種類の地下水すべての計測値が LSC 装荷直後であっても安定しており、一昼夜後の試料の結果と同等の値を得ることができた。以上より、LED 照明での作業及び混和後の遮光による紫外線の低減はフォトルミネッセンス抑制に効果的であり、放置時間の短縮が可能であった。

参考文献

[1] 文部科学省 放射能測定シリーズ No9 トリチウム分析法

*Mayu Ohki[1], Tomomune Matsunaga[1], Takuyo Yasumatsu[1], and Masanori Hara[2]

[1] Tokyo Power Technology Ltd., [2] University. of Toyama

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

[3G01-06] Critical Heat Flux

Chair:Koji Nishida(INSS)

Wed. Mar 18, 2020 10:15 AM - 11:55 AM Room G (Lecture Bildg. M 2F M-21)

[3G01] Development of Mechanistic Boiling Transition Model (part 1)

*Yasuhiro Masuhara[1], masashi sekine[1], junichi kaneko[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

10:15 AM - 10:30 AM

[3G02] Development of Mechanistic Boiling Transition model (Part 2)

*Masashi Sekine[1], Yasuhiro Masuhara[1], Junichi Kaneko[1] (1. NRA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3G03] CHF and Near-Wall Boiling Behaviors in Flow Boiling on a Vertical Surface

*Hiroto Sakashita[1] (1. Hokkaido University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3G04] Preliminary research on a new model to predict CHF

*Kai Wang[1], Koji Okamoto[1], Nejdet Erkan[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3G05] Investigation of changes in nanoparticle layer properties near CHF

*Koki Nakano[1], Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], Yasuo Koizumi[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[3G06] Prediction of Bubble Departure Diameter for Downward Facing Heating Surface with Different Inclination Angle in IVR Condition

*Md Abdur Rafiq Akand[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] (1. Department of Applied Quantum Physics &Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

機構論的な沸騰遷移相関モデルの開発（その 1）
機構論的沸騰遷移相関モデルの導出

Development of Mechanistic Boiling Transition model (Part 1)

Derivation of mechanistic boiling transition correlation model

*増原 康博，関根 将史，金子 順一

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

三流体解析の機構論的な考え方を沸騰遷移相関式に導入することを目的に、三流体の基礎式と構成式をベースに、熱的裕度を三流体式で表し、沸騰遷移相関式の一般式を導出した。さらに、一般式を簡素化し、3 変数でフィットし実験値を再現できる実用的な相関式を作成した。

キーワード：BWR, 限界出力, 沸騰遷移, 液滴飛散, 液滴付着

1. 緒言：BWR の限界出力評価で使用される沸騰遷移相関式は、従来、実験ベースのものが主であったが、今回、燃料棒表面上の液滴の飛散や付着に基づく機構を反映した機構論的沸騰遷移相関モデル(以下「MCHNC-CISE」と呼ぶ)を考案した。

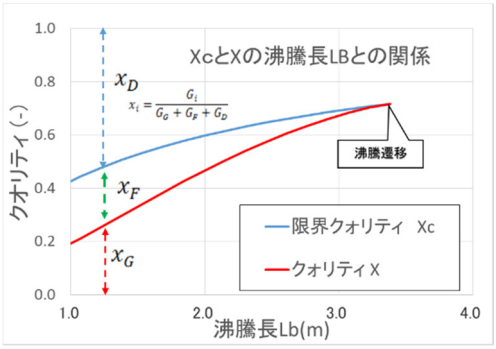


図 1　限界クォリティとの関係

2. 結果：(1) 限界クォリティX_Cの物理的な意味：蒸気、液膜、液滴の挙動を扱う三流体解析では、限界出力評価で使用する熱的余裕度は下記のように定義でき[1]、従来の余裕度TH_mと等しいと仮定すると、

$$TH_{Mchnc} \equiv 1 + \frac{G_F}{-\frac{4}{D_H}\int\left(\frac{\partial D}{\partial x}-\frac{\partial E}{\partial x}\right)(x+x_{IN})dz+\frac{Q}{AH_{FG}}} \cong 1 + \frac{x_F}{x_G+x_{IN}} \triangleq TH_m \equiv \frac{X_C+X_{IN}}{X+X_{IN}}$$

限界クォリティX_Cは蒸気と液膜の流量割合の和 $X_C = x_G + x_F$、又は、全体から液滴の流量割合x_Dを引いたもの $X_C = 1 - x_D$となる。

結果を図 1 に沸騰長に対する限界クォリティX_C、x_G, x_F, x_Dとの関係として示す。X_CとXの差がx_Fに対応し、x_Fがゼロの時に沸騰遷移が発生することなる。

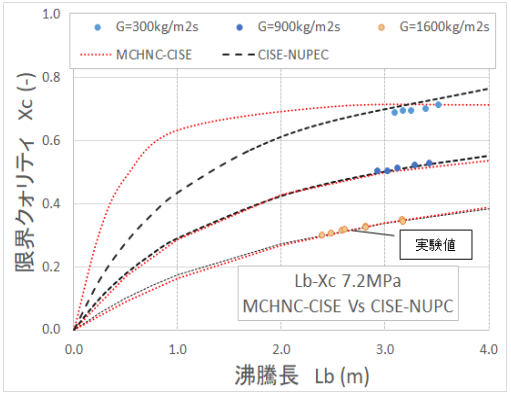


図 2　解析例（CISE 型相関式との比較）

(2) 機構論的沸騰遷移モデル式の導出：限界クォリティが$X_C = 1 - x_D$となることに着目し、液滴及び液膜の質量保存則より、下記の液滴流量割合x_D及び液膜厚さδ_Fの微分方程式を導く。方程式の厳密解を解き、液滴飛散量関数$E = E(\delta_F)$の関係を利用し、x_D、X_Cを求める。$\frac{\partial}{\partial z}x_D + \alpha_1 x_D = \beta_1$ --1)　$\frac{\partial}{\partial z}\delta_F + \alpha_2 \delta_F = \beta_2$ --2)

$\alpha_1 = \frac{4K_D}{D_H u_D}$　$\beta_1 = \frac{4}{D_H}\frac{E}{G_T}$　$\alpha_2 = \frac{4}{D_H}\frac{1}{\rho_L U_F}\left(\frac{\partial E}{\partial \alpha_F}\right)$　$\beta_2 = \frac{1}{\rho_L U_F}(D - B)$　K_D:液滴付着係数。MCHNC-CISE の一般式は下記のようになる。　$X_C = 1 - x_D = \left(1 - c_1 + \frac{c_2}{\alpha_2 - \alpha_1}\right)\left(1 - e^{-\int_0^{Lb}\alpha_1 dz}\right) - \frac{c_2}{\alpha_2 - \alpha_1}(1 - e^{-\alpha_2 Lb})$--3)

3) 式を以下のように近似する。　$X_C = (X_{99})(1 - e^{-b_1\int_0^{Lb}\alpha_1 dz})$　--4) 、$X_{99} = Function(G_T, b_2, b_3)$

ここで、b_1, b_2, b_3の係数及びX_{99}の関数形は実験的に決めた。また、図 2 に MCHNC-CISE の解析例を示す。10 変数の CISE-NUPEC 実験相関式[2]と同様、実験値によく一致する。MCHNC-CISE は機構論モデルなので適用性が広いと考えられる。

3. 結論：液滴等の保存則に基づく沸騰遷移相関モデル式を導出した。解析結果は CISE 型の結果と類似する。

参考文献　：[1]増原他、G23、2005 年秋の大会　[2]JNES/SAE06-039 (06 解部-0039) 平成 18 年 6 月

* MASUHARA Yasuhiro, SEKINE Masashi and KANEKO Junichi

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

機構論的な沸騰遷移相関モデルの開発（その 2）
機構論的沸騰遷移相関モデルの検証

Development of Mechanistic Boiling Transition Model (Part 2)

Verification of Mechanistic Boiling Transition Model

*関根 将史，増原 康博，金子 順一

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

機構論的な沸騰遷移相関式 MCHNC-CISE を、NUPEC での実証試験の実験データに適用した。Sugawara モデルの結果が実験値と良く一致し、既往の実験相関式と同程度の予測が可能なことがわかった。

キーワード：BWR，沸騰遷移相関モデル，液滴飛散，液滴付着

1. 緒言：BWR の限界出力評価での使用を目的に考案した機構論的沸騰遷移相関モデル（以下「MCHNC-CISE」と呼ぶ）について、NUPEC の燃料集合体信頼性実証試験［1］の実験データで検証した。

2. 検証対象及び検証結果：MCHNC-CISE では、限界クォリティを評価する実用式は、流量依存項X_{99}と沸騰長依存項$1-e^{-b_1\int_0^{LB}\alpha_1 dz}$の積の変数分離式の形となる。

$$X_C=(X_{99})(1-e^{-b_1\int_0^{Lb}\alpha_1 dz}) \quad \cdots \quad (1)$$

$$(X_{99})=Function(G_T,b_2,b_3) \quad \cdots \quad (2)$$

$\alpha_1=4K_D/D_H u_D$　K_D：液滴付着係数、u_D：液滴速度

この MCHNC-CISE について、NUPEC の燃料集合体信頼性実証試験の実験データで検証を行った。

モデルの検討内容を表 1 に示す。(a)「流量依存項の近似式の検討」においては、指数近似、対数近似、累積近似を検討し、対数近似あるいは累積近似が実験値と良く一致することが分かった。(b)「沸騰長依存項の液滴付着係数K_Dの検討」においては、Govan[2]、Walley[3]及び Sugawara[4]モデルを検討し、Sugawara モデルの結果が実験値と良く一致し（図 1）、標準偏差が 2.69%であった（図 2）。また、(c)「9×9B 型燃料及び高燃焼度 8×8 燃料の限界出力試験を用いた検証」により、異なる燃料体においても十分な予測精度があること確認した。さらに、(d)「軸方向の液滴速度等の変化を考慮」により、特に低流量側の実験データと一致する傾向があることが分かった。

表1　モデルの検討内容

	検証項目	内容
(a)	流量依存項の近似式の検討	指数、対数、累積
(b)	液滴付着モデル：K_Dの検討	Govan, Walley, Sugawara
(c)	他の燃料体での適用性	9×9B、高燃料8×8
(d)	軸方向の液滴速度の検討	液滴速度等の増加を考慮

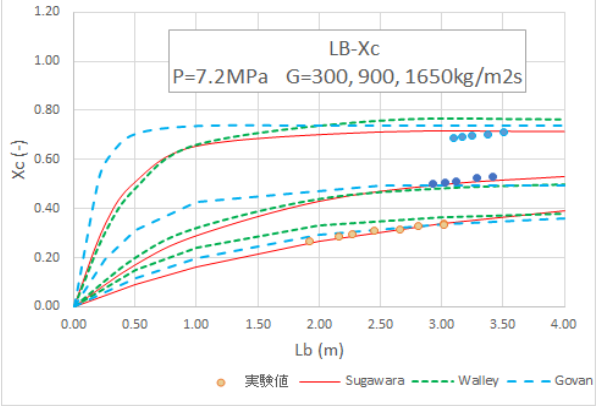


図 1　液滴付着モデルの比較

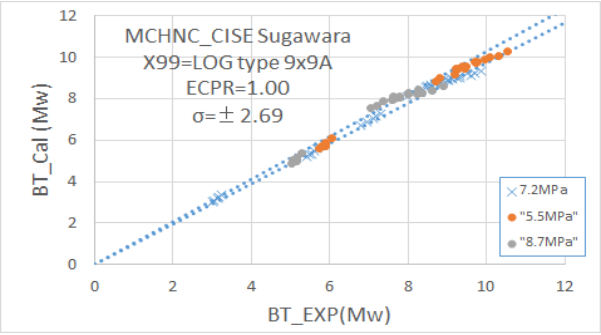


図 2　Sugawara モデル

3. 結論：前報（その 1）で作成した機構論的沸騰遷移相関モデルについて、既往の実験相関式と同程度の予測が可能であり、異なる燃料体においてもモデルの適用性があること確認した。

参考文献[1]NUPEC，燃料集合体信頼性実証試験（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編），[2]A. H. Govan, 2nd U.K National Heat Transfer Conf., Glasgow, C175/88(1988),[3]P.B. Whalley, Int.J. Multiphase Flow, 13(1977),[4]S.Sugawara, J. of Nuclear Science and Technology, 27(1), January(1990)

*SEKINE Masashi, MASUHARA Yasuhiro and KANEKO Junichi

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

垂直面上の強制流動沸騰における限界熱流束と伝熱面近傍の気液挙動

CHF and Near-Wall Boiling Behaviors in Flow Boiling on a Vertical Surface

*坂下 弘人 [1]
[1] 北海道大学

DNB 型 CHF 発生機構の解明を目的として，片側加熱垂直面上の水の強制流動沸騰において，流速 0~1.5m/s の範囲で導電プローブを用いて伝熱面近傍の気液挙動を測定した．測定結果を用いて液膜蒸発モデルに基づいて限界熱流束を予測した結果，予測値と測定値は良い一致を示した．

キーワード：強制流動沸騰，限界熱流束，導電プローブ，気液挙動，マクロ液膜厚さ

1. 緒言

強制流動沸騰の限界熱流束(CHF)は，ドライアウト型と DNB 型に分類される．前者に関しては，CHF は液膜の消耗によることが定性的には明らかになっている．一方，後者に関しては CHF 発生機構は解明されていない．本研究では，液中に設置した垂直伝熱面に沿って液を流動させる体系において，伝熱面近傍の気液挙動を導電プローブにより測定し，DNB 型 CHF 発生機構の検討を行った．

2. 実験

実験は，大気圧の水を用いて行った．実験装置の概略を Fig.1 に示す．伝熱面は，沸騰容器の側面に設置された銅ブロックの端面であり，長さ 48mm，幅 5mm の矩形形状である．気液挙動測定用の導電プローブは伝熱面に対向して設置され，伝熱面垂直方向に 0.5μm の精度で移動可能である．ノズルから流出する水の横方向への広がりを抑制するため，伝熱面の両側に側壁を設けている．

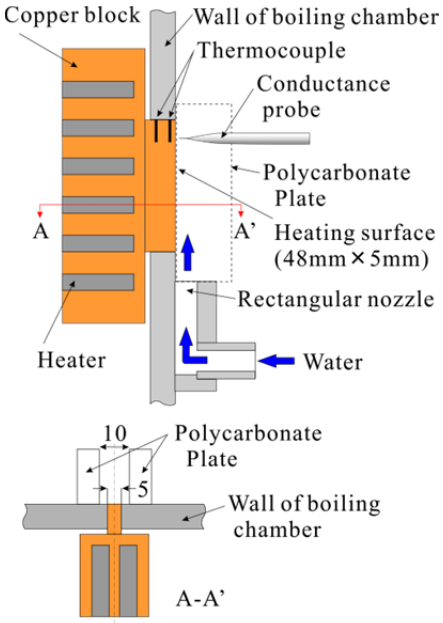


Fig.1 Detail of test section

3. 結果と考察

低熱流束域では微細な気泡が伝熱面に沿って上昇するが，熱流束の増加とともに合体して蒸気塊を形成する．導電プローブによる測定の結果，蒸気塊と伝熱面間には液膜が存在することが判明した．この液膜厚さを特定した結果を図 2 に示す．図には，既往のプール沸騰における液膜厚さの各種相関式による予測値も併記した．液膜厚さへの流速の影響は小さく，Rajvanshi ら[1]の式と比較的よく一致することが判明した．この結果を受けて，液膜蒸発モデルに基づいて CHF を予測し実験値と比較した結果を図 3 に示す．両者は良く一致することが分かる．

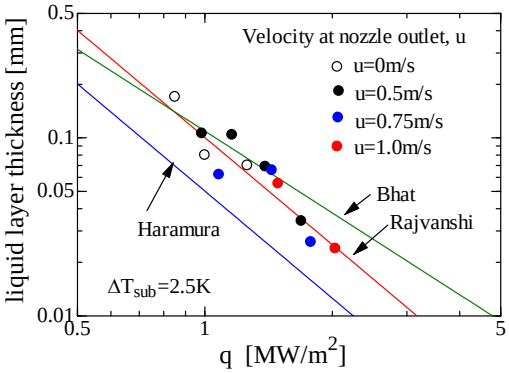


Fig.2 Liquid layer thickness vs. heat flux

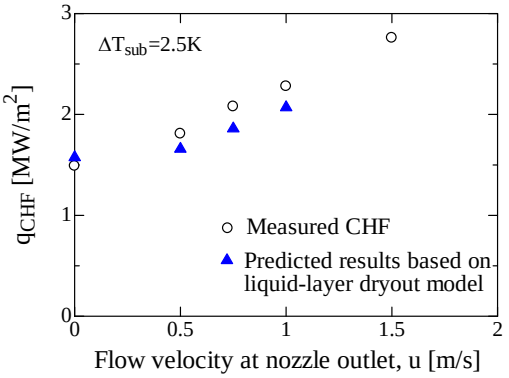


Fig.3 CHF vs. flow velocity at nozzle outlet

4. 結論

本実験体系における DNB 型 CHF は，蒸気塊移動中にその下に存在する液膜が消耗することにより発生する可能性が高い．

参考文献 [1] Rajvanshi, A.M., et al., Int. J. H. M. T. 35, 343(1992)

*Hiroto Sakashita[1] [1]Hokkaido Univ.

Preliminary research on a new model to predict CHF

*Kai Wang[1], Koji Okamoto[1], and Nejdet Erkan[1]

[1]The University of Tokyo.

Due to the important role critical heat flux (CHF) plays in the boiling field, it is of great significance to study CHF, especially the mechanism of CHF in the nucleate boiling. In this study, a new numerical model to predict CHF was proposed base on the Monte Carlo method. This model can take into account of the bubble generation, bubble growth, bubble sliding and bubble departure. The results showed good agreement with the experimental results. Further works are needed to apply this model to a wider range of experiments and other working conditions.

Keywords: Critical heat flux; Nucleate boiling; Bubble behavior; Monte Carlo; Nucleation site density

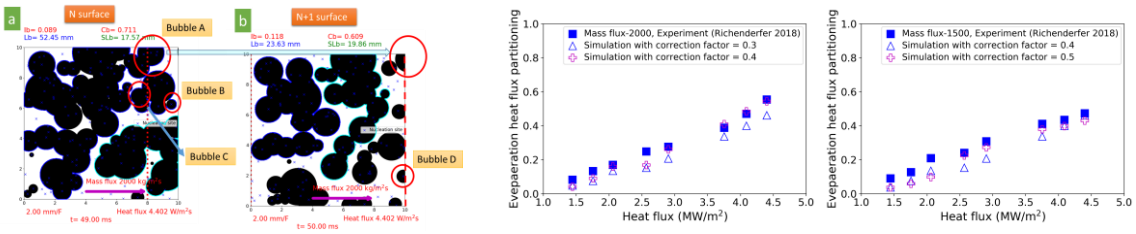
1. Introduction

In the nuclear filed, MC methods were vastly used in the nuclear physics. However, the use of MC method in the thermal hydraulic filed is considerably scarce, especially for the two phase flow filed. Recently Zhang et al. [1] published a paper aiming at studying the bubble footprint distributions during the pool and flow boiling. Based on the previous model, the further developed MC method was able to explain the percolation nature of boiling process.

2. Results

Based on the previous model, the model considering the bubble movement will be described as follows.

The first steps were the same as previous model. We generate the desired number of nucleate sites on the heating surface and ascertain the bubble radius following the probability. At the same time, a random number of bubble growing time will be given to the bubbles. This random bubble growing time will be a random number smaller than the bubble growing time. Then, we assume a moving speed of the bubbles. In order to simplify the model, we assume that the bubble moving speed is the same as the fluid velocity, and we assume that the bubbles on the surface will all be moving at the same speed. Then a time interval Δt will be given, indicating the time difference of N surface image and N+1 surface image. The prediction can be illustrated using the following Fig 1(a). Results are shown in Fig 1(b) and (c).



(a) (b) (c)

Fig.1 Simulation results. (a) Test setups (b) Boiling curves for non-oxidized and oxidized copper (c) CHF change with oxidation time

3. Conclusion

The MC method was applied to simulate the bubble behaviour on the surface. Bubbles were generated on the surface by a general rule. Some further work should be done like testing the sensitivity of the parameters and also a combination between CFD and MC should also put into consideration.

References

[1]L. Zhang, J.H. Seong, M. Bucci. Percolative scale-free behavior in the boiling crisis. Phy. Rev. Lett, 122(13)(2019)134501.

CHF 付近におけるナノ粒子層の性状変化

Investigation of changes in nanoparticle layer properties near CHF

*中濃　昂輝[1]，梅原　裕太郎[1]，大川　富雄[1]，小泉　安郎[2]

[1]電気通信大学，[2]JAEA

ナノ流体プール沸騰熱伝達に関し，伝熱面上に付着したナノ粒子層が限界熱流束(CHF)発生状態に与える影響について調べた．CHF 増大に繋がる付着ナノ粒子層の濡れ性改善効果は CHF 状態まで維持されるが，CHF 発生後，付着ナノ粒子層に剥離が生じ濡れ性改善効果は失われる．

キーワード：ナノ流体，CHF，ナノ粒子層，プール沸騰

1. 緒言

ナノ流体プール沸騰熱伝達において，伝熱面上付着ナノ粒子層の影響による限界熱流束(CHF)向上化は広く知られている事ではあるが，CHF 近傍でナノ粒子層剥離も報告されており，ナノ粒子層の CHF へ与える影響の詳細は不明点が多い．本報[(1)(2)]では，CHF 前後での伝熱面付着ナノ粒子層の状態変化を実験的に調べた．

2. CHF 測定と表面性状計測

実験には，圧力 0.1MPa 下，既報[(1)]のプール沸騰熱伝達実験装置を用いた．電気ヒーターで加熱される径 20mm の銅製伝熱面は容器底面に設置されている．ナノ粒子には TiO_2 を用い濃度は 0.1kg/m^3 とした．はじめに熱流束 6.0×10^5W/m^2 で 1hr このナノ流体を沸騰させ，ナノ粒子層が形成後の伝熱面を初期ナノ粒子層付着伝熱面とした．この伝熱面を CHF(1.7×10^6W/m^2)の 90%熱流束までの熱流束で沸騰熱伝達を行わせた面，さらに，CHF まで沸騰させた面を得，それぞれの面の吸水性，表面粗さ，付着ナノ粒子層の厚さ，接触角，ナノ粒子堆積量の測定を行った．

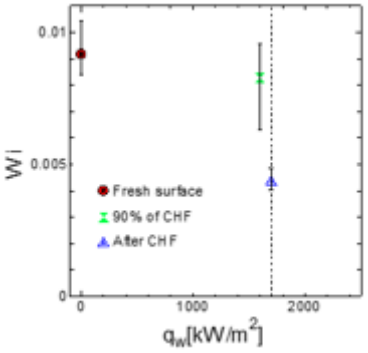


Fig.1 Wickability

3. 実験結果及び考察

Wickability として定義される吸水性と，測定値ナノ粒子層厚さを，それぞれ Fig1，Fig2 に示す．初期と CHF 直前では吸水性はほぼ同じであったが，CHF 経験後の面の吸水性は大きく低下していた．一方，付着ナノ粒子層厚さは，初期の面の値に比べて，CHF 直前，また CHF 経験後共に大幅に薄くなっていた．以上から，付着ナノ粒子層は薄くなるものの，CHF 状態発生まで吸水性改善効果は維持され，CHF 状態発生を抑制する効果を持つが，CHF 状態発生により付着層剥離が生じ，伝熱面吸水性は大きく低下する事が理解される．

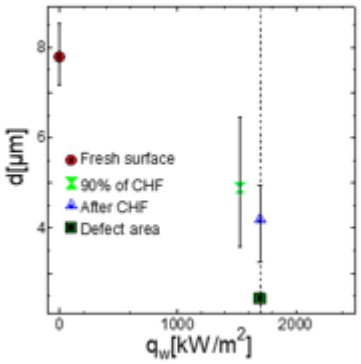


Fig.2 Nanoparticle-layer thickness

4. まとめ

ナノ流体プール沸騰熱伝達において，伝熱面に付着したナノ粒子層は，CHF に至るまで CHF 向上化に寄与するが，CHF 状態経験後，剥離が生じることを確認した．

謝辞　本研究は，文部科学省原子力システム研究開発事業「ハニカム冷却技術による超臨界圧軽水炉の IVR 確立」の一部として実施した．

参考文献

[1] T. Okawa, et al., Int. J. Heat Transf., 55, 2719-2725 (2012).

[2] S. J. Kim, et al., Int. J. Heat Transf., 50, 4105-4116 (2007).

---

*Koki Nakano[1], Utaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], and Yasuo Koizumi[2]

[1]University of Electro-Communications., [2]JAEA.

Prediction of Net Vapor Generation Point for Heating Surface with Different Inclination Angle at IVR Condition

* M. A. Rafiq Akand, Tatsuya Matsumoto, Wei Liu and Koji Morita
Kyushu University

Abstract: An experimental facility has been fabricated to investigate the effect of orientation angle on bubble departure diameter at net vapor generation point for subcooled flow boiling condition. A force-balance model is proposed to predict the departure diameter for downward facing heating surface including the effect of inclination angles in IVR condition.
Keywords: Inclination angle, Net vapor generation point, Bubble departure diameter, Critical heat flux, Subcooled flow boiling, Force balance.

1. Introduction

The concept of In-Vessel Retention (IVR) has been considered a viable strategy to maintain the reactor pressure vessel (RPV) integrity in case of severe reactor accident. For the LWR, the success of this strategy heavily depends on the critical heat flux distribution over the outer surface of RPV lower plenum, whose orientation angle changes form downward facing to vertical facing. In order to predict CHF under different inclination angle condition accurately, this paper focus on the research on net vapor generation point in subcooled flow boiling. Bubble departure diameter and liquid subcooling data at NVG are obtained with the experimental facilities. And an improved mechanistic model for bubble departure diameter at NVG point that considering inclination angle of heating surface is proposed.

2. Experimental setup

The rectangular test section consists of a stainless-steel body having three viewing windows (front, back and one side), and a cylindrical heater with 15.7 mm diameter and 36 cm long that fitted in the other side. The water flow through a rectangular channel that has a width of 8 mm, depth of 8 mm, and a length of 25 cm. The test section is connected with a special type of stand so that it orientations can be adjusted to any angle from 0^0 (downward facing) to 90^0(vertical upflow). We performed experimental research on bubble departure diameter at NVG with mass flux of 550 to 950 kg/m^{2}s, heat flux of 0.18MW/m^2, inlet subcooling of 20^0C and orientation of heating surface from downward facing horizontal to vertical facing condition. From the experiment result it is observed that, the departure diameter decreases with increase mass flux and the inclination angle from downward facing horizontal to vertical. The departure diameter reaches minimum values at vertical position.

3. Mechanistic Model

The model is proposed on the balance of force acting on a growing bubble at nucleation site based on the work of Klausner et al. [1]. The forces acting on the bubble in parallel (x-direction) and perpendicular (y-direction) to the heating surface are,

$$\sum F_x = F_{sx} + F_{qs} + F_b sin\theta + F_{dux} = 0 \quad (1) \quad \text{and} \quad \sum F_y = F_{sy} + F_{sl} + F_b cos\theta + F_{duy} + F_{cp} + F_h = 0 \quad (2)$$

Where $F_s, F_{qs}, F_b, F_{du}, F_{sl}, F_{cp},$ and F_h are surface tension force, quasi-steady drag force, buoyancy force, unsteady drag force, shear lift force, contact pressure force and hydrodynamic pressure force respectively. For bubble contact diameter we used Yun correlation [2] and for simplicity, the expression of drag force for a spherical bubble is used with a drag coefficient proposed by Clift et al. [3]. The bubbles will grow on the nucleation site as long as the sum of force in both directions equals to zero. The point at which $\sum F_x$ or $\sum F_y$ becomes > 0 is used the conditions for bubble detachment.

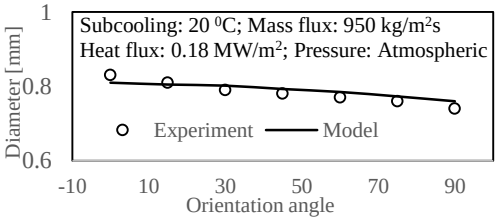


Fig. 1 Comparison between model and experimental data for different inclinations of the channel

4. Comparison with experiments and Discussion

Fig. 1 shows the model prediction against the experimental data. The departure diameter decreases with increasing the inclination angle from downward facing horizontal to vertical because the tangential component of buoyancy force increase that promote the departure. The maximum departure diameter was found at the downward facing horizontal condition

5. Conclusion

Experimental researches on bubble departure diameter at NVG point with different inclination angle condition for subcooled flow boiling is carried out. An improved mechanistic model for bubble departure diameter has been developed to predict the net vapor generation point in IVR condition. The inclination effect on the bubble departure diameter has been successfully predicted with good accuracy.

References

[1] J.F. Klausner, R. Mei, D.M. Bernhard, L.Z. Zheng, Int. J. Heat Mass Transfer 36 (1993) 651–662.
[2] B.J. Yun, A. Splawski, S. Lo, C.H. Song, Nucl. Eng. And Design, 253 (2012) 351–359.
[3] R.C. Clift, J.R. Grace, M.E. Weber, Bubbles, Drops and Particles, Academic press, New York. 1978.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3H01-04] TRU Transmutation

Chair:Yasunobu Nagaya(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:10 AM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H01] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H02] Minor actinides transmutation technology optimization methods

*Sergei Ryzhov[1], Georgy Tikhomirov[1], Toru Obara[2] (1. MEPhI, 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H03] Neutronics Design of Molten Salt Accelerator-Driven System for TRU burning

*Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3H04] Development of core for reduction of surplus plutonium

*Kimihiro Yokoi[1], Takeshi Mitsuyasu[1] (1. Hitachi)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
(7) Pu・MA 燃焼炉心における SiC 構造材の核設計精度への影響

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(7) Influence on Nuclear Design Accuracy by the Silicon Carbide Structural Material in Plutonium and Minor Actinoid Burner Core

*毛利 哲也[1], 杉野 和輝[1], 大木 繁夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった将来のフェーズアウトモードにおける、高速炉を用いた Pu・MA 燃焼炉心の核特性の設計精度を評価し、SiC 構造材の使用が精度に与える影響を評価する。

キーワード：高速炉、高次化プルトニウム、マイナーアクチノイド、設計精度、炭化ケイ素

1. 緒言

前報では SiC 構造材を使用した高次化 Pu・MA 燃焼炉心概念について、反応度係数改善のメカニズムを分析した[1]。本報では、SiC 構造材の使用が同炉心概念の核設計精度に与える影響について述べる。

2. 評価の対象、条件

評価対象は SiC 構造材を用いた 30 万 kWe の Pu・MA 燃焼炉心（以降、SiC 構造材炉心）と、比較対象として同炉心と出力や燃料組成は同じで、構造材に ODS フェライト鋼等の金属材料を用いた炉心（以降、金属構造材炉心）の各核特性の設計精度とした。設計精度として、解析モデル及び断面積起因の不確かさに着目した。核特性や断面積感度係数の解析は決定論的手法を、核データには JENDL-4.0 を用いた。断面積共分散も JENDL-4.0 をベースとしたが、SiC 構造材に係る C-12、Si-28、Si-29、Si-30 については ENDF/B-VII.1 から引用した。

3. 評価結果

核設計精度を評価した結果、ドップラ反応度の不確かさに顕著な増加がみられた（図１）。解析モデル起因と断面積起因の両方の不確かさが増加しており、前者については、超微細群補正量が金属構造材炉心で-3.4%に対し、SiC 構造材炉心では-6.3%と大きくなったことが原因である。後者については、主に Na-23 弾性散乱、Am-241 捕獲、U-238 非弾性散乱の不確かさ増加が寄与する。例として Na-23 弾性散乱及び Am-241 捕獲の感度係数を図 2 に示すが、SiC による中性子スペクトル変化によって 10^2～10^4eV の感度が増加しており、断面積の不確かさのエネルギー依存性と相まって不確かさが増加している。また Fe-56 等の金属構造材の構成核種に比べ、C-12 や Si-28 の弾性散乱の精度が良く、不確かさに対する影響は小さくなる。

4. 結言

SiC 構造材を使用することで、特にドップラ反応度の解析モデル及び断面積起因の不確かさが増加する。解析モデル起因不確かさに対しては超微細群補正の増加、断面積起因不確かさに対しては SiC による中性子スペクトル変化による Na-23 弾性散乱、Am-241 捕獲、U-238 非弾性散乱の不確かさ増加が主に寄与し、SiC 自身の断面積の不確かさの寄与は小さいことがわかった。

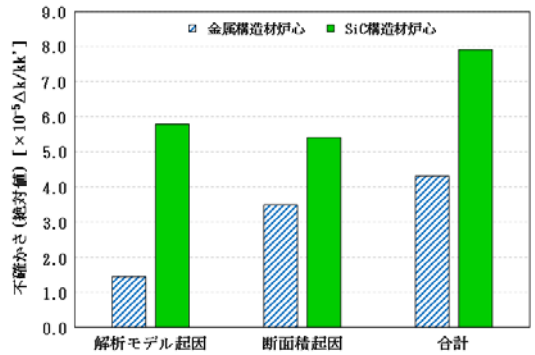


図１　ドップラ反応度の不確かさの内訳

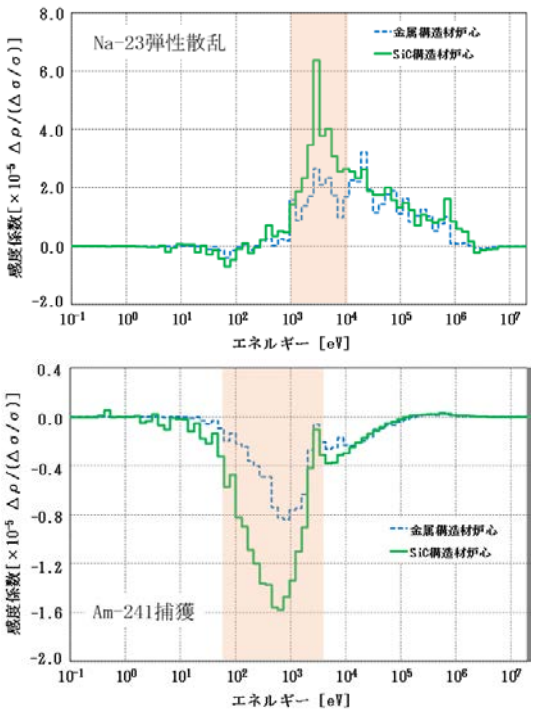


図２　Na-23 弾性散乱（上）及び Am-241 捕獲断面積（下）のドップラ反応度に対する感度係数

参考文献

[1] 毛利他，日本原子力学会 2019 年春の年会，2J21.

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

Minor actinides transmutation technology optimization methods

*Sergei Ryzhov[1], Georgy Tikhomirov[1] and Toru Obara[2]

[1]Institute of Nuclear Physics and Engineering, NRNU MEPhI, Moscow, Russian Federation. [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan.

Abstract: Modern methods of minor actinides transmutation and burning out in reactors with different neutron spectrum are considered. The factors limiting the efficiency of transmutation and methods of their influence reducing are considered and analyzed. The influence of different minor actinides loads in the reactore core on the behavior of the reactor was evaluated. The effect of minor actinides loading during reacore core accidents is estimated.

Keywords: Minor Actinides, Transmutation, Curium, Americium, Neptunium

1. Introduction

The aim of this work is to analyze transmutation and burning of minor actinides in the cores of thermal reactors, fast reactors and in accelerated driven systems to make clear the factors that limit the effective transmutation.

2. Method

This work is an analytical review and identifies methods for solving the current limitations of transmutation. The sources of production, and decay chains for minor actinides, namely, Americium, Neptunium and Curium, are considered in this work. Transmutation in advanced reactor systems, both with thermal and fast spectrum in the reactor core were analyzed. To know the factors which limit the effectiveness of transmutation, and the methods to reduce their influence. The highlighted factors are: the level of gas production during transmutation, production constraints and the level of effect on transients in the reactor core.

3. Results

Table 1 is an example of the results obtained in this work and it shows the features of transmutation in a fast reactor with a homogeneous placement of minor actinides in the fuel, that was collected from many scientific works, and allow us to evaluate the effectiveness of transmutation of minor actinides in various conditions. From table 1 it is obvious that transmutation in such conditions is good for transmutation of neptunium, but not curium.

Acknowledgement

This study was partially supported by the MEXT's Inter-university exchange project with Russia 2019.

Table 1. Features of minor actinides (MAs) transmutation in a fast reactor with homogeneous placement in fuel assembly (FA).

Neptunium	Americium	Curium
Advantages		
- Heat dissipation level of spent FA with MAs loading close to the level of the standard FA - Low neutron emission from spent FA with MAs loading	- Neutron emission from spent FA with MAs loading is slightly exceeds that of a standard FA	- Heat dissipation level of spent FA with MAs loading is slightly exceeds that of a standard FA
Disadvantages		
-	- Heat dissipation level of spent FA with MSs loading is much bigger then level of the standard FA	- Extremely high level of neutron emission from spent FA with MAs loading

TRU 燃焼のための溶融塩加速器駆動システムの核設計

Neutronics Design of Molten Salt Accelerator-Driven System for TRU burning

*菅原 隆徳
原子力機構

使用済燃料中のプルトニウムを削減する方策として、溶融塩加速器駆動システムの概念検討を行った。検討した概念では、円形加速器を用いることができ、約 100-120kg/年のプルトニウムを削減することができる。

キーワード：溶融塩炉、加速器駆動システム（ADS）、TRU マネジメント、プルトニウム、鉛塩化物

1. 緒言

我が国では約 47 トンの分離プルトニウムが存在し、更に 2021 年から六ヶ所再処理工場が稼働し、新たなプルトニウムが分離される予定である。一方で、もんじゅの廃炉が決定し、高速炉でのプルトニウム利用は極めて不透明な状況にある。本研究では、これらのプルトニウムを削減するためのシステムとして、加速器駆動型の溶融塩炉に着目し、核設計を行った。

2. 溶融塩加速器駆動システム MARDS

2-1. 概念

提案する MARDS（Molten salt Accelerator Driven System）概念は、以下の 4 つの特徴を持つ。①硬いスペクトルにするため、燃料塩として塩化物を用いる、②燃料塩に直接陽子ビームを当て、核破砕反応を起こす、③ビーム窓が燃料塩に接しない設計、④炉容器をコンパクトかつシンプルにし、一定期間毎に交換できるようにする。

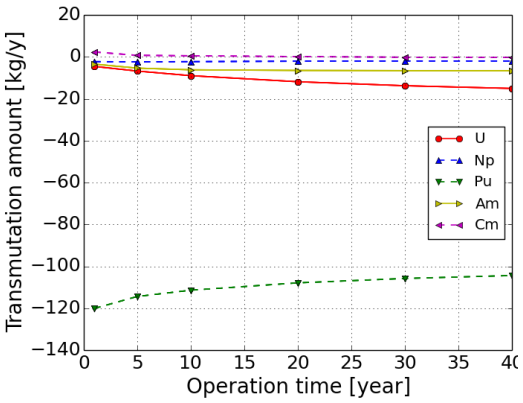


図 1 各元素の一年あたりの核変換量

2-2. 解析条件

MARDS 概念を対象に、核設計を行った。解析には ADS3D コード[1]を用い、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。400MW 熱出力、800MeV 陽子ビーム入射の条件で塩化物の種類（鉛塩化物、ナトリウム塩）、^{37}Cl 割合を変えたとき等の TRU 核変換量、陽子ビーム電流値などを確認した。

2-3. 解析結果

解析の結果、鉛塩化物を用い、長寿命核種である ^{36}Cl の生成を避けるため ^{37}Cl 100%の塩化物を用いるとした場合、40 年間の運転を想定すると、陽子ビーム電流値は約 6.7-7.2 mA、プルトニウム核変換量は 100-120kg/y（図 1）となった。加速器出力は 5.3-5.8MW となり、円形加速器を採用することが可能である。Pu 削減量は 40 年で 4.4 トンとなり、47 トンのプルトニウムを削減するためには 11 基必要となる。

3. 結論

プルトニウム削減のため、MARDS 概念を提案した。提案した概念では、小型で経済性の良い円形加速器を用いて、約 100-120kg/年のプルトニウムを削減できる。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., JNST 53, 12, 2018-2027 (2016).

---

*Takanori SUGAWARA
Japan Atomic Energy Agency

分離済みプルトニウムの削減に資する炉心の開発

Development of core for reduction of surplus plutonium

*横井 公洋[1]，光安 岳[1]，[1]日立製作所

日本は約 46 トンの分離済みプルトニウムを保有しており(平成 30 年末時点)、プルサーマル発電による削減が必要となる。本発表では、分離済みプルトニウムの削減に資する炉心概念について述べる。

キーワード：プルサーマル、MOX 燃料、分離済みプルトニウム、高富化度化

1. 緒言

核不拡散の観点から、分離済みプルトニウムの着実な削減が求められている[1]。分離済みプルトニウムは、MOX 燃料に加工され、プルサーマル発電で活用される。プルトニウムの削減量をさらに増大するには、プルトニウムの装荷量を増大する必要がある。炉心にプルトニウムを多量に装荷する場合、プルトニウムの供給量が不足すると、炉心の安定的な運用が困難となる恐れがある。本研究では、プルトニウムの供給量が不足しても、安定稼働できる炉心概念を開発し、炉心の核的成立性を確認した。

2. 炉心概念

プルトニウムの供給量が不足すると、炉心へ装荷する増倍率の高い新燃料の体数は減少する。従来の複数サイクル燃料を燃焼する運用では、増倍率の高い新燃料の供給量が不足すると、臨界を維持できなくなる。

仮に、従来の燃料運用において、臨界を維持するよう余剰反応度を高く設計すると、炉停止余裕が悪化するという課題が生じる。この課題解決には、新燃料の供給量が不足しても、炉心の反応度低下を抑制できれば良い。

反応度低下の抑制には、(1)燃料設計、(2)燃料運用の側面からアプローチする必要がある。(1)燃料設計においては、新燃料の増倍率を臨界付近に設定する。(2)燃料運用においては、燃料の供給量の安定時には、図 1 のように一部の新燃料を 1 サイクルで取り出し、供給量の不足時には、図 2 のように従来の燃料運用に切り替える。これにより、新燃料の供給量が不足しても、反応度は低下せず、炉心を安定稼働できる。なお、1 サイクルで取り出した新燃料は、炉心に再装荷して活用も可能である。

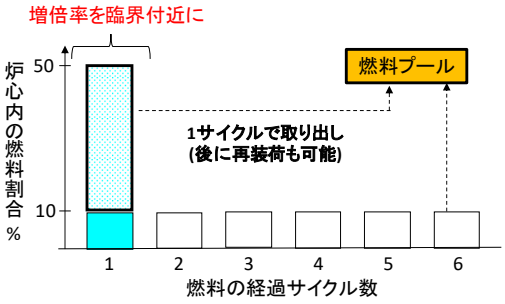


図 1. 燃料運用(燃料の供給安定時)

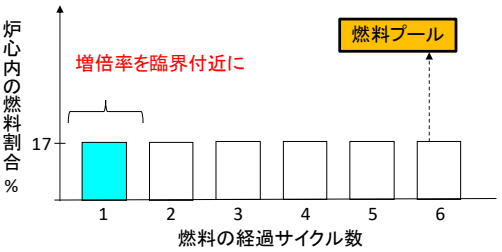


図 2. 燃料運用(燃料の供給不足時)

3. 炉心の核的成立性

図 1 の炉心概念を適用した炉心の主要条件及び炉心解析による核的成立性の評価結果を表 1 に示す。燃料設計は、新燃料の増倍率を臨界付近にするよう可燃性毒物添加量を設定した。本炉心運用の適用範囲確認のために、1 サイクルで取り出す新燃料割合を、表 1 のように 40%にまで極端に増大させた場合でも、炉心の炉停止余裕及び余剰反応度は 1%Δk 以上となり、炉心の核的成立性を確認した。したがって、供給される新燃料割合が 17～50%の範囲で変動しても本概念を適用した炉心は成立する見込みを得た。

表 1. 炉心の主要条件及び評価結果

	項目	単位	値
条件	炉内の新燃料割合	%	50
	1サイクルで取り出す新燃料割合	%	40
結果	炉停止余裕	%Δk	4.1
	余剰反応度	%Δk	1.3

参考文献

[1]内閣府原子力政策担当室、“我が国のプルトニウム管理状況”、平成 29 年 8 月、第 27 回原子力委員会資料第 2 号

*Kimihiro Yokoi[1], Takeshi Mitsuyasu[1]/[1]Hitachi, Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

[3H05-07] Advanced Fast Reactor Development

Chair:Takanori Sugawara(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 11:10 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H05] Development of Light Water Cooled Fast Reactor

*Tetsushi Hino[1], Takao Kondo[1], Junichi Miwa[1], Hideo Soneda[1] （1. Hitachi-GE）

11:10 AM - 11:25 AM

[3H06] Characteristics of spent fuel from breed and burn fast reactor

*Kazuki Kuwagaki[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

11:25 AM - 11:40 AM

[3H07] Feasibility of CANDLE burnup for gas-cooled fast reactors

*Jun Nishiyama[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水冷却高速炉の開発
（1）ねらいと全体計画

Development of Light Water Cooled Fast Reactor
(1) Objectives and Project Overview

*日野 哲士[1]，近藤 貴夫[1]，三輪 順一[1]，曽根田 秀夫[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

実績のある BWR システムをベースとする特長を活用し、社会ニーズに対応しながら段階的に技術を高度化・導入することで、開発リスクを低減しつつ燃料サイクル実現をめざす軽水冷却高速炉の開発計画を立案した。

キーワード：沸騰水型軽水炉，核変換，燃料サイクル，低減速

1. 緒言

日立は、原子力がめざすべき燃料サイクル（温暖化ガス排出量低減、エネルギー安定供給）の実現に向けて、沸騰水型軽水炉（BWR）で高速スペクトル中性子を活用し、資源有効利用を図る軽水冷却高速炉の開発を進めてきた。原子力発電を持続可能なものとするために、実績のある BWR をベースとする軽水冷却高速炉としての役割をふまえ、そのねらいを整理するとともに開発計画を策定した。

2. 軽水冷却高速炉のねらい

温暖化ガスを排出せず数百年以上のオーダーでエネルギー安定供給する手段として、現時点で原子力のみが現実的な選択肢である。同時に、排出される長寿命放射性廃棄物への対策は原子力が避けられない課題である。日立はこれらを軽水冷却高速炉の最終的な目的としてブレークイーブン炉や超ウラン燃焼炉を提案してきた[1]。一方で、これら長期的なニーズ・課題に対してさまざまな炉型が提案される一方で、短中期の社会的ニーズ・課題に対応することは、実績のある BWR システムを活用する軽水冷却高速炉が果たすべき役割と考え、既設炉にバックフィットしプルトニウム利用を促進する炉を提案した[2]。

軽水冷却高速炉のねらいは、社会的なニーズに応えながら段階的に技術を高度化・導入していくことで、開発リスクを低減しながら最終的に原子力がめざす燃料サイクルを実現することである。

3. 開発計画

軽水冷却高速炉の開発は以下のステップで進める。

(1) 導入効果および既存研究の整理による成立性評価：導入シナリオを構築し導入効果を評価するとともに、クリティカルな課題を抽出、その解決見通しを評価し、軽水冷却高速炉の開発意義を確認する。
(2) 解析ベンチマークおよび要素試験による成立性確度向上 : Higher order 解析との比較や低圧熱水力試験による解析検証、材料炉外試験や稠密燃料集合体の部分的試作などにより成立性確度を高める。
(3) 大規模試験による成立性確認：臨界試験、実機条件による熱水力試験、燃料照射試験などにより、軽水冷却高速炉の要素技術を実証する。

参考文献

[1] R. Takeda et al., “RBWRs for Fissioning Almost All Uranium and Transuraniums,” Transactions of the ANS, 107, 853-855 (2012).
[2] 日野他、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L02「(16) サスティナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与」

*Tetsushi Hino[1], Takao Kondo[1], Junichi Miwa[1] and Hideo Soneda[1]　[1]Hitachi-GE Nuclear Energy

ブリードアンドバーン型高速炉の使用済燃料特性

Characteristics of spent fuel from breed and burn fast reactor

*桑垣 一紀[1]，西山 潤[1]，小原 徹[1]

[1]東京工業大学　科学技術創生研究院　先導原子力研究所

本研究では、ブリードアンドバーン型高速炉の使用済み燃料を核拡散抵抗性、崩壊熱、放射毒性といった観点から評価し、軽水炉の使用済み燃料との比較を行った。これにより、ブリードアンドバーン型高速炉の使用済み燃料の一般的な特性を明らかにした。

キーワード：ブリードアンドバーン型高速炉、使用済燃料、核拡散抵抗性、崩壊熱、放射毒性

1. 緒言

ブリードアンドバーン型高速炉（以後、B&B 炉）の使用済み燃料には多くのプルトニウム核種が含まれるため、核拡散抵抗性の問題が懸念される。また、天然ウラン燃料を再処理なしに高燃焼度まで燃焼させるため、核分裂生成物による崩壊熱や放射毒性が高くなってしまう可能性がある。本研究では、B&B 炉の使用済み燃料の一般的な特性を明らかにすることを目的とし、核拡散抵抗性、崩壊熱、放射毒性といった観点から使用済み燃料を評価し、軽水炉との比較を行った。

2. 方法

これまでに解析を行った燃焼度がそれぞれ 115, 313GWd/tHM の B&B 炉[1,2]の使用済み燃料の崩壊熱及び放射毒性を、核種生成・崩壊計算コード ORIGEN を用いて計算した。また、表 1 に示す、Pu-240 の濃度によってプルトニウム混合物の武器化への有用性を評価する指標[3]を用いて、使用済み燃料の核拡散抵抗性を評価した。

表 1：核拡散抵抗性の評価指標[3]

Grade	Pu-240 concentration	Usability
Super-grade	<3%	Best quality
Weapon-grade	3-7%	Standard material
Fuel-grade	7-18%	Practically usable
Reactor-grade	18-30%	Conceivably usable
MOX-grade	>30%	Practically unusable

3. 結果

図 1 にそれぞれの炉心の崩壊熱の変化を示す。B&B 炉の使用済み燃料の崩壊熱は、約 3 年目までは軽水炉より低く、その後もその差が一桁以上大きくなることがないことが示された。二つの B&B 炉の使用済み燃料は、Fuel-grade と Reactor-grade に分類され、武器化に適したプルトニウム混合物でないことが示された。

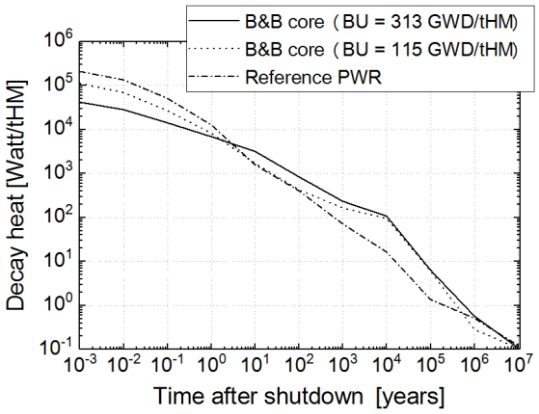


図 1：使用済み燃料の崩壊熱の変化

B&B 炉の使用済み燃料は、軽水炉の使用済み燃料と核拡散抵抗性、崩壊熱、放射毒性といった観点から比較した場合、大きく悪化することがないことが明らかとなった。

参考文献: [1] K. KUWAGAKI, J. NISHIYAMA and T. OBARA, “Concept of Stationary Wave Reactor with Rotational Fuel Shuffling” Nucl. Sci. Eng., Vol 191, pp.178-186 (2018).

[2] K. KUWAGAKI, J. NISHIYAMA and T. OBARA, “Concept of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling” Ann. Nucl. Energy, Vol 127, pp.130-138 (2019).

[3] B. PELLAUD, “Proliferation aspects of plutonium recycling”, C. R. Physique, 3, pp.1067-1079 (2002).

*Kazuki Kuwagaki[1], Jun Nishiyama[1] and Toru Obara[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

ガス冷却高速炉における CANDLE 燃焼方式の成立性

Feasibility of CANDLE burnup for gas-cooled fast reactors

*西山 潤

東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所

ガス冷却高速炉における CANDLE 燃焼方式について、燃料形状や燃料体積割による炉心の成立性及び燃焼特性の評価をモンテカルロシミュレーションに用いて行った。

キーワード： CANDLE 燃焼炉、ガス冷却高速炉、臨界計算、燃焼計

1. 緒言

CANDLE 燃焼方式とは、炉心の燃料領域が中性子束分布、核種密度分布の形状が変わることなく自立的に炉心軸方向に一定速度で移動する燃焼方式である。CANDLE 燃焼方式では炉内での核分裂性物質の消費と生成が釣り合うことが要求される。そのため中性子経済の良い液体金属冷却高速炉に適用した場合でも、冷却材への中性子吸収を抑えるために高い燃料体積割合が必要となる。冷却材にヘリウムなどのガスを使用した冷却材での吸収が減るため中性子経済が向上すると期待される。高温ガス炉への適用では濃縮ウラン燃料を用いて可燃性毒物を添加すること CANDLE 燃焼が整理することがプリズマティック型高温ガス炉や蓄積型ペブルベッド高温ガス炉で確かめられている[1,2]。ただしこれらは熱中性子炉であり、中性子再成率が低い多いため、天然ウラン燃料を新燃料とする炉心では CANDLE 燃焼が成立しない。天然ウラン燃料で CANDLE 燃焼を成立させるためには高速炉体系に適用する必要がある。本件球では、ガス冷却高速炉における CANDLE 燃焼方式について、燃料組成、燃料形状（ピン、球状燃料）などによる原子炉の成立性及び燃焼特性の評価を行った。

2. 燃料燃焼特性と炉心燃焼計算

CANDLE 炉のようなブリードバーン型炉の特性を理解するために、中性子バランス[3]を評価する。新燃料からある燃焼度Buまでの連続的な燃焼度の燃料が炉心を構成した場合、中性子の生成と吸収の中性子バランスNBは以下の式で表される。ただし、ここでは炉心からの中性子の漏れは考慮しない。

$$NB = \int_0^{Bu} \bar{\nu}\left(1 - \frac{1}{k_\infty}\right) dBu \qquad (1)$$

ここで、$\bar{\nu}$は核分裂当たりの平均中性子数、k_∞ は燃料の無限増倍率である。燃料、被覆管、冷却材からなる燃料要素に対して、このNBが正にならなければブリードバーン型炉心として成立しない。本研究では、MVP-3, MVP-BURN を用いて燃料要素の燃焼特性計算を行いNBを評価した。また、CANDLE 燃焼の成立性は、炉心サイズ、反射体の構成を加え、炉心燃焼計算を行い評価した。

3. 結果と考察

図 1 に、ピンセル(U-10wt%Zr 金属燃料 63%, 被覆管 HT-9　18%, 冷却材 19%)の中性子バランスを核分裂当たりに規格化した結果を示す。鉛ビスマス共晶合金とヘリウムガスの場合も同様の燃焼特性を持ち、燃焼度が 13%から 55%の範囲でNBが正となる。またヘリウムの方が、約 4%大きな値となり中性子経済が良い。鉛ビスマスの場合は冷却材の割合が大きくなると中性子吸収が増加し、NBが低下する。一方でヘリウムガスの場合は吸収が極めて小さいのでほとんど低下しない。これは燃料体積割合に対する炉心設計の自由度となる。一方で、全炉心計算ではヘリウムガス冷却の場合は、鉛ビスマスと比較して炉心からの中性子の漏れが大きく、CANDLE 燃焼炉の成立には、鉛ビスマスと比較して炉心サイズを大きくし、適切な反射体を必要とすることが明らかとなった。

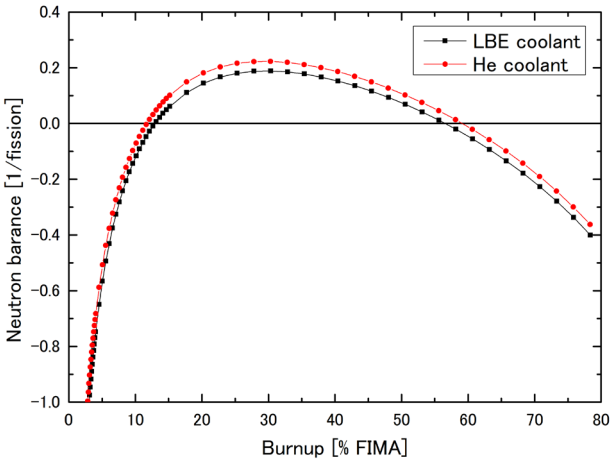


図 1　鉛ビスマス(LBE)とヘリウムガス(He)冷却材に対する中性子バランス

参考文献

[1] Y. Ohoka, H. Sekimoto, Nucl. Eng. Des., 229, 15-23 (2004).
[2] 西山　潤、日本原子力学会秋の大会 3L08 (2018).
[3] S. Qvist, E. Greenspan, Nucl. Sci. Eng. 182, 197-212 (2016).

*Jun Nishiyama
Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[3H08-11] Safety, Information and Communication Technology

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

Wed. Mar 18, 2020 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H08] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] （1. TOSHIBA ESS）

2:45 PM - 3:00 PM

[3H09] Application of generalized failure mechanism knowledge to reprocessing plant for maintenance knowledge derivation

*Yuuya Yasuda[1,2], Makoto Takahashi[1] （1. Tohoku Univ., 2. JNFL）

3:00 PM - 3:15 PM

[3H10] Trial of Non-Technical Skill Training Including Application of Incident Command System

*Masaru Hikono[1], Yuko Matsui[1] （1. INSS）

3:15 PM - 3:30 PM

[3H11] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] （1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. TeMS）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発
（X）無線センサのフィールド試験

Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant
(X) Field Test for Wireless Sensor

*黒田　英彦[1]，代田 孝広[1]，池田 芳朗[1]，長谷川 健[1]，小田 直敬[1]，浅野 直樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所の設備監視や各種データ計測の低コスト化にはワイヤレスセンサを適用することが効果的であるが、発電設備への電磁ノイズの影響及び情報セキュリティへの対策が必要である。そこで電波の到達範囲の制御と高セキュリティ通信を行う無線システムを試作し、火力発電所で性能を試験評価した。
キーワード：ワイヤレスセンサ，無線通信，電磁ノイズ干渉，情報セキュリティ

1. 緒言

ワイヤレスセンサは通信ケーブルが不要であることから設備監視や各種データ計測の低コスト化[1]が可能となる。一般産業ではワイヤレスセンサの普及とそのネットワーク化が進んでいるが、原子力発電所への導入には発電設備へ与える電磁ノイズの影響及び情報セキュリティの対策が必要である。そこで電波の指向性と強度を制御するとともに、ワイヤレスセンサの個体認証、通信データの暗号化と改ざん検知による高セキュリティな無線通信システムを開発している。

セキュリティ強化を図る処理を行っても一定の時間周期で連続伝送することが重要であるため、原子力発電所の模擬環境として運転中の火力発電所において無線通信システムの通信速度と安定性を検証した。

2. フィールド試験

ワイヤレスセンサを想定した無線通信装置を発電設備付近に設置し、１B～100kB のデータ容量毎に無線伝送時の通信速度を評価した。適用した通信規格は IEEE. 802. 15. 1、周波数は 2. 4GHz 帯で周波数ホッピング方式である。試験は、無線アクセスポイントを約 10m離れた無線通信装置と見通しのある場所に設置し、通信速度とトレードオフにある電波強度を設定して通信速度を測定した。通信エラー時に再送しない場合の通信速度の測定結果を図１に示す。通信速度は平均で約 20kbps であることが確認できた。通信速度の標準偏差（σ）は 1. 6kbps であり、3σ分布の下限は 15. 2kbps である。

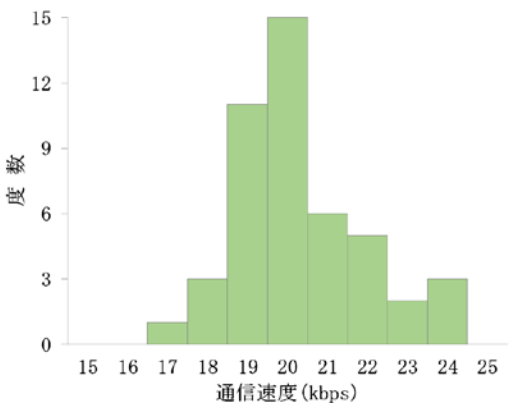


図１　通信速度の測定結果

3. 結論

原子力発電所の模擬環境でフィールド試験を行い、平均で約 20kbps の通信速度を検証した。発電設備の温度、流量、圧力、各種指示値のデータは 1kB(=8kb)未満のデータ容量であり、電波制御を行い、セキュリティを強化した無線通信方式でプロセスデータを１秒間隔で安定して伝送できる見込みを確認できた。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Yoshiro Ikeda[1], Takeshi Hasegawa[1], Naotaka Oda[1] and Naoki Asano[1].
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

再処理工場における保全知識導出のための故障生起汎化知識の適用に関する検討

Application of generalized failure mechanism knowledge to reprocessing plant for maintenance knowledge derivation

*安田 優也[1,2]，高橋 信[1]
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱

本報では、六ヶ所再処理工場の実際の設備に対する知識工学的手法（故障生起汎化知識）の適用手順を提案し、故障メカニズムおよび保全に関する知識の導出可能性を検討した結果を報告する。

キーワード：故障生起汎化知識，再処理工場，故障モード解析，知識ベース，プラント診断

1. 緒言　原子炉プラントや六ヶ所再処理工場のような複雑巨大システムにおいて網羅的に想定することが難しい故障メカニズムの考え落としを低減するために、故障生起汎化知識（Generalized Failure Mechanism Knowledge; GFMK）が提唱されている[1]。本研究では、故障生起汎化知識に基づく知識ベースを構築し、現実的規模の設備における故障メカニズムの導出可能性と保全知識の獲得可能性について検討を行った。

2. 手法　本研究では、図 1 に示す手順に基づき、故障生起汎化知識の概念に基づき、実際に発生した不具合情報から知識ベースを構築した。次に知識ベースを実際の設備に適用して可能性のある故障メカニズムに関する知識を導出した。最後に導出された故障メカニズムに関する知識と既知の設備情報から得られる知識を比較することで、既知の故障メカニズムに対する知識の拡充可能性と保全活動を通じて管理すべき事象の見落としの低減可能性について考察した。

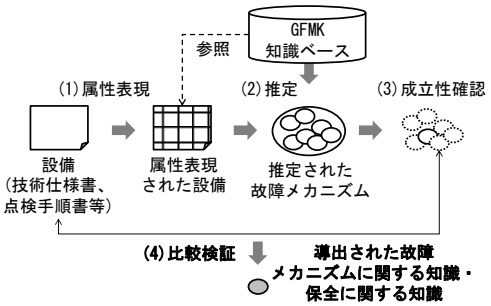


図 1　知識導出手順

3. 結果・考察　六ヶ所再処理工場の設備の不具合情報から構築した故障生起汎化知識の知識ベースを、六ヶ所再処理工場のプール水冷却系ポンプに適用し、故障メカニズムを導出した（図 2）。知識ベースに基づき導出した可能性のある故障メカニズムについて、設備取扱説明書のトラブルシューティングに記載されている既知の故障メカニズムと比較した結果、既知の故障メカニズムでは明示されていない故障メカニズムが導出できていることを確認した。更に既存の点検手順書と比較した結果、故障メカニズムのほとんどは既存の点検手順により検知することが可能であったが、一部既存の点検手順書に検知方法の記載がない故障メカニズムに関する知識があることを確認した。以上述べたように故障生起汎化知識の適用により保全上必要な検知方法の見落としを低減できる可能性があることを確認した。

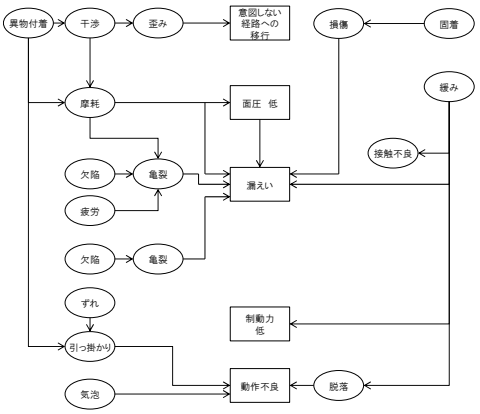


図 2　導出した故障メカニズム

4. 結言　本研究では現実の設備に対する故障生起汎化知識の適用手順を提案するとともに、六ヶ所再処理工場のプール水冷却系ポンプに適用して故障メカニズムを導出し、その故障メカニズムに関する知識から有効な保全知識を獲得できるかどうかを検討し、知識獲得に寄与する見通しを得ることができた。

参考文献

[1] M. Takahashi, et al., “Representation of Generalized Failure Mechanism Knowledge for Diagnosis of Nuclear Power Plant,” Journal of the Atomic Energy Society of Japan, vol. 34, 7, pp.678-692(1992).

*Yuuya Yasuda[1,2] and Makoto Takahashi[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Ltd.

インシデントコマンドシステムの適用も含むノンテクニカルスキル訓練の試行

Trial of Non-Technical Skill Training Including Application of Incident Command System

*彦野 賢，松井 裕子
原子力安全システム研究所

前発表（2019 年春の年会）では、非常事態に対応する活動に導入したインシデントコマンドシステム（ICS）の習熟のためのツールのひとつとして、NTS 訓練（たいかん訓練）の有効性について論じた。そこで本研究では、NTS 訓練要素を取り入れた自主防災訓練にて ICS 習熟を試行した結果を報告する。

キーワード：インシデントコマンドシステム，ノンテクニカルスキル，緊急時対応訓練

1. はじめに

東日本大震災以降，緊急時対応の充実が求められており、2016 年 3 月に閣議決定で示された「災害対策充実に向けた考え方」を踏まえ，一部の事業者では，インシデントコマンドシステム（ICS）を取り入れた指揮命令系統を導入している [1]。初動時に求められる ICS 行動計画 6 項目（以下、ICS 項目;「体制の確立」,「構内入域制限」,「要員派遣」,「戦略」,「情報伝達」,「対外通報」）と、たいかん訓練 [2]で参加者に求める NTS8 分類との関連を整理した結果、対応要員に求める NTS 8 分類のすべてがいずれかの ICS 行動計画項目に関連づけられており、ICS を効果的に機能させるためのツールとして NTS 訓練は重要との指摘もみられる [3]。そこで本研究では、たいかん訓練を拡大した形での独自の訓練カリキュラムを作成・試行し、ICS 項目と訓練で観察された NTS の関係について報告する。

2. 方法

平日日中の 4 ユニット同時発災を想定した自主防災訓練に、たいかん訓練の要素をとりいれた独自の訓練カリキュラムを現場実務者と協同で作成した。訓練は ICS 習熟と NTS 向上を主要な目的として 2019 年 10 月に 2 班（1 班あたりの参加者数は約 30 名）で実施された。訓練参加者の行動はビデオカメラで記録した。事後に 6 名の観察者がビデオ観察によって NTS 行動を抽出した。

3. 結果

ICS 項目と訓練で観察された NTS 行動とを関連づけた結果を表 1 に示す。NTS 行動は，いずれかの ICS 項目に関連しており、ICS が求める側面（What）を実践するうえで、どうすれば「スムースに」「確実に」できるかという側面(How)を表した行動といえる。このことから、NTS 要素を備えた訓練は、ICS を効果的に習熟するためのツールとして有効と考えられる。

表1 ICSとNTS行動との比較例

比較項目	ICSが求める内容	訓練で観察されたNTS行動
体制確立	○要員の体制がスムースに仕分けられ，編成されたか ○事象の進展に応じ必要な増強を意識したか	○参集した要員に対し、全員に聞こえるよう明確な発話にて役割付与をした ○3号と4号との間で優先すべき要員調整を図った
戦略	○ホワイトボード等が活用され，リソースから優先順が判断され，実効的な復旧手段が検討されているか	○各ユニット単位で、COPを入力する担当、当直と連絡をとる担当を決め、ユニット指揮を中心に検討する行動がみられた
情報伝達	○ブリーフィング時は静粛に ○組織に対し明確に指示し，確実に伝達されているか	○ブリーフィング中は静粛にするように周知徹底した ○ブリーフィング中は各ユニット単位で報告を求めるとともに、3-way確認会話を用いた
狙い	何をやるか， 何を実現しなければならないか （WHAT:システム）	どのようにやるか （HOW:スキル）

参考文献

[1] 関西電力株式会社. 原子力災害対策充実に向けた考え方」に係る当社の取組みに関する進捗状況の報告について https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2016/1020_2j.html.
[2] 彦野賢ら(2017).ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 -(1) 「たいかん訓練」の開発と試行, Journal of the Institute of Nuclear Safety System 24, 32-41.
[3] 彦野賢ら(2019). ICS の習熟に対する NTS 訓練の有効性 日本原子力学会 2019 春の年会 3K06.

*Masaru Hikono and Yuko Matsui
Institute of Nuclear Safety & System, Inc.

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析
（6）緊急時対応力向上の教育・訓練が平常時の安全性向上に及ぼす効果の検討

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(6) Study on Effectiveness of Ordinary Operation' Safety Improvement Affected by Education and Training of Emergency Response

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技科大，[3]テムス研究所

本研究は，緊急時対応力向上のために行われている教育・訓練が平常時の安全性向上に及ぼす効果について，原子力発電所および他産業組織を調査，検討したものである。

キーワード：緊急時対応力，行動設計能力，教育・訓練，平常時業務，レジリエンスエンジニアリング

1. 緒言

現在，原子力発電所では，東京電力福島第一原子力発電所（以下，「1F」）事故の反省を生かし，緊急時対応力向上を目的としたハードおよびソフト両面の教育・訓練を実施している。一方，原子力発電所の運転業務の基本は，マニュアルに基づいた行動（以下，「マニュアル遵守」）が求められる平常時である。そのため，緊急時対応力向上のために行われている教育・訓練が平常時の安全性向上に及ぼす効果について，検討した。

2. 着目した教育・訓練，分析および検討の手法，現状調査

2-1. 着目した教育・訓練　本研究はマニュアル遵守が困難な状況の中で対処を求められた 1F 事故を受け，規則やマニュアルの遵守を確認する教育・訓練ではなく，マニュアルの趣旨を踏まえて「自らの行動を設計できる能力」の醸成を目指した教育・訓練に着目した。

2-2. 分析手法　レジリエンスエンジニアリングの 4 能力および背後要因[1]に基づき，分析・検討した。

2-3. 緊急時対応力向上の教育・訓練の現状調査　複数の原子力発電所および他産業組織の緊急時対応組織である自衛隊および DMAT（Disaster Medical Assistance Team；災害派遣医療チーム）に協力いただき（以下，ふたつをまとめて「緊急時対応組織」とする），インタビューを中心とした現状調査を実施した。

3. 結果および考察

いずれの教育・訓練においても， Skill に加え，Attitude（使命感，リーダーシップ等）の醸成が意識されていた。しかし，緊急時対応組織は，教育・訓練の成果を活かす緊急時の機会が多く，醸成された Attitude が活動に役立っているという考えを強く持っている一方で，原子力発電所は，教育・訓練の成果を生かす機会がほとんどなく，醸成された Attitude の平常時への影響や認識を確認できなかった。また，緊急時対応組織は，緊急時対応の現場ですべきことを，「マニュアル遵守ではなく状況に応じた対処の計画を立てること」と考えている一方で，原子力発電所では，詳細なマニュアルが存在すると同時に，それらの遵守が重視されている度合いが強かった。これらは，違いが見られた設備等の充実といった Environment（作業環境）のロバスト性強化の考え方とも関係していると考えられる。今後は，このような違いを明確にしながら，より適切かつ平常時の安全性向上に役立つ緊急時対応力向上の教育・訓練のあり方について，検討を進めたい。

参考文献

[1] 吉澤厚文，大場恭子，北村正晴：“人材育成の観点から見た福島第一原子力発電所の過酷事故対応の教訓”，日本機械学会論文集，Vol.83，No.856，2017

---

*OBA Kyoko[1], YOSHIZAWA Atsufumi[2] and KITAMURA Masaharu[3]
[1]JAEA, [2]Nagaoka Univ. of Tech. [3]TeMS

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

[3I01-05] Uncertainty Evaluation

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 10:30 AM - 11:55 AM Room I (Lecture Bildg. M 2F M-23)

[3I01] Study on Probability Distribution of Input Nuclear Data using Random Sampling Method for Uncertainty Quantification of Reactor Physics Parameters

*Ryotaro Kimura[1], Go Chiba[1] （1. Hokkaido University）

10:30 AM - 10:45 AM

[3I02] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] （1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

10:45 AM - 11:00 AM

[3I03] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

*Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Toshikazu Takeda[2], Satoshi Takeda[3], Takanori Kitada[3] （1. MHI, 2. Univ. of Fukui, 3. Osaka Univ.）

11:00 AM - 11:15 AM

[3I04] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

*Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2], Hiroki Koike[3], Daisuke Sato[3] （1. University of Fukui, 2. Osaka University, 3. Mitsubishi Heavy Industries）

11:15 AM - 11:30 AM

[3I05] Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] （1. Osaka University, 2. MHI, 3. Fukui University）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核種生成量不確かさ評価のためのランダムサンプリング法における入力データの確率分布に関する研究

Study on Probability Distribution of Input Nuclear Data using Random Sampling Method for Uncertainty Quantification of Reactor Physics Parameters

*木村遼太郎 [1],千葉豪 [1]
[1] 北海道大学

核分裂収率の不確かさに対数正規分布を仮定した場合と正規分布を仮定した場合のそれぞれの結果を比較することで、入力情報となる核データの確率分布が燃焼計算の結果に与える影響について評価する。

キーワード：不確かさ、燃焼計算、対数正規分布、ランダムサンプリング

1. 背景　**評価済み**核データファイルには核データが従う確率分布は明示されておらず、一般的には正規分布を仮定した計算を行っている。しかし、その場合標準偏差が 50%を超えるような不確かさの大きい核データではランダムサンプリングにおいて負値が抽出されるという問題がある。この問題に対処するため、本研究では対数正規分布を用いて計算を行い、入力の確率分布の違いが出力に与える影響について評価する。

2. 解析手法　本研究の燃焼計算は燃焼度が 45 GWd/t の軽水炉UO_2燃料のピンセルモデルを対象とする。対数正規分布とは、この分布に従う確率変数の対数が正規分布に従う確率分布であり、常に正の値が保証されている。核分裂収率に対数正規分布と正規分布のそれぞれを仮定した場合の燃焼後数密度の統計量を比較する。対数正規分布に従う確率変数 X の平均値をE、標準偏差をσとしたとき、X の対数が従う確率分布の平均値は$m = \log E - 0.5\log(1+\sigma^2/E^2)$、標準偏差は$s = \sqrt{\log(1+\sigma^2/E^2)}$のように表される。核データより$E$、$\sigma$を取得し上記の式を用いて$m$、$s$を算出する。次に$m$、$s$から正規分布を作成し、その指数をとることにより対数正規分布を用いたサンプリングを行うことができる。このサンプリングに基づいて燃焼計算を行い、燃焼後数密度の統計量とその不確かさを評価する。本研究では Devillers の方法で同一質量チェーンに属する核種間の相関を考慮し、核分裂収率の共分散行列を作成する。この時、多変量対数正規分布の相関には理論上限界があることに注意する必要がある[2]。2 つの確率変数の不確かさにより、許容できる相関の範囲は定まり、相関がその範囲を超えると X の対数が従う共分散行列が半正定値行列とならない。そのため、共分散行列の非対角成分を 0.0～0.9 倍し、対数が従う共分散行列が半正定値行列となる範囲を調べ計算を行う。

3. 解析結果　0.0～0.7 倍の範囲では対数が従う共分散行列は半正定値行列となった。燃焼後数密度の統計量を比較すると平均値と標準偏差には仮定する確率分布による差異はなかった。一方、歪度と尖度は対数正規分布を仮定した場合大幅に増加する核種があることを確認した。それらの核種の内、変化が特に大きかった Te-129m の数密度の頻度分布を図 1 に示す。図 1 より対数正規分布を仮定した場合、数密度の頻度分布が対数正規分布に近い形になっていることがわかる。

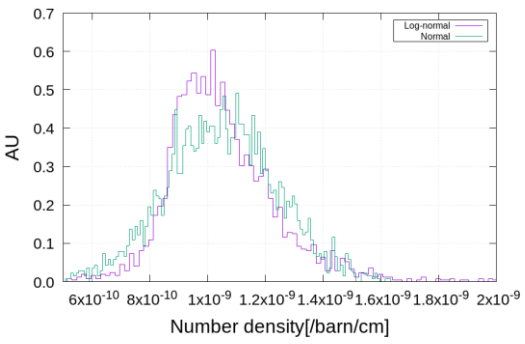


図 1　Te-129m の頻度分布

参考文献　[1]G.Zerovnik, A.Trkov, L.C.Leal, *Nucl. Inst. Methods in Phy.* (2014).　[2]G.Žerovnika,A.Trkova,D.L.Smith, R.Capotec, *Nucl. Inst. Methods in Phy.* (2013).

*Ryotaro Kimura[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

CASMO5 を用いた燃焼計算における不確かさ評価
(2) 燃料集合体体系における評価結果

Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
(2) Calculation Results in Fuel Assembly Geometry

*藤田 達也[1]，酒井 友宏[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉体系における燃焼計算の不確かさ評価の一部として、核分裂収率の不確かさに基づき、CASMO5 を用いた燃焼計算における不確かさ評価を実施した。2019 年秋の大会の燃料棒格子体系における不確かさ評価に引き続き、燃料集合体体系における不確かさの評価結果について報告する。

キーワード：CASMO5，燃焼計算，不確かさ評価，核分裂収率，ランダムサンプリング法

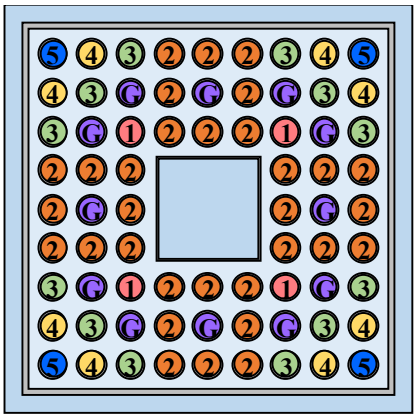
1. 序論　不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリ中の不確かさデータに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価に取り組んでいる。2019 年秋の大会において、核分裂収率の不確かさを考慮し、CASMO5 を用いた燃料棒格子体系における核種組成等の不確かさの評価結果について報告した[1]。本稿では、これに引き続き実施した燃料集合体体系における不確かさの評価結果について報告する。

2. 解析条件　評価済み核データライブラリにおいては、重核種ごとに核分裂収率とその不確かさが与えられているが、当該不確かさの核分裂生成核種（FP）間での相関関係は与えられていない。独立核分裂収率の共分散行列を作成する新しい方法として、一般化最小二乗法に基づく方法（GLS 法）が近年注目されている[2,3]。GLS 法では、物理的束縛条件（核分裂収率の総和の保存、核分裂前後での陽子数の保存など）に基づいて独立核分裂収率の共分散行列を作成する。本稿では、GLS 法に基づいて ENDF/B-VII.1 を対象とした独立核分裂収率の共分散行列を作成し、1000 回のサンプリング燃焼計算を実施し、FP 組成の不確かさ及びこれに対する重核種ごとの寄与割合を評価した。

3. 解析結果　解析結果の一例として、図 1 の BWR 型 UO_2 燃料集合体[4]における FP 組成（使用済燃料集合体において中性子吸収効果が大きいもの[5]から選定）の相対標準偏差（RSD）を、図 2 に示す。図 2 から、燃焼に伴う FP 組成の RSD を定量化するとともに、重核種ごとの寄与割合を確認した。燃焼に伴って、^{103}Rh 組成の RSD は約 0.8%から約 1.1%に大きくなった一方で、^{149}Sm 組成の RSD は約 0.8%から約 0.4%に小さくなった。これは、重核種における累積核分裂収率の不確かさの差異によるものであると考えられる。例えば、^{103}Rh の累積核分裂収率の不確かさについて、^{235}U では約 1%であるが、^{239}Pu では約 2%である。

3. 結論　CASMO5 を用いて、燃料集合体体系における FP 組成の不確かさを評価した。今後は、FP 崩壊データ（崩壊分岐比及び崩壊定数）の不確かさの導入等を実施する予定である。

参考文献　[1] 藤田他, 2019 年秋の大会, 1J17. [2] L. Fiorito et al., *Ann. Nucl. Eng.*, 88, pp.12-23, (2016). [3] 本多他, 2019 年秋の大会, 1J18. [4] K. Suyama et al., NEA/NSC/R/(2015)6, (2016). [5] JAERI-Tech 2001-055, (2001).



①4.9 wt% ^{235}U ②4.4 wt% ^{235}U
③3.9 wt% ^{235}U ④3.4 wt% ^{235}U
⑤2.1 wt% ^{235}U
Ⓖ3.4 wt% ^{235}U+ 5.0 wt% Gd_2O_3

図1 BWR型UO_2燃料集合体[4]

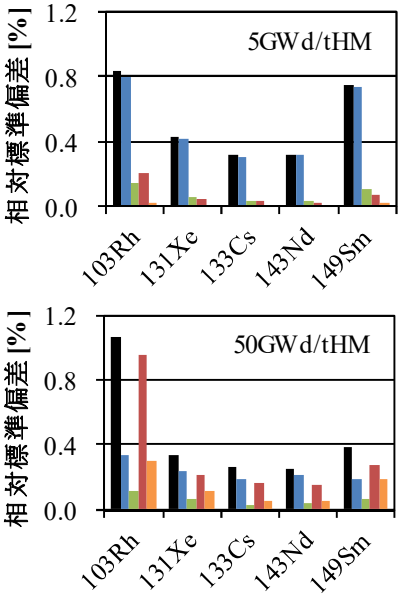


図2 FP組成の相対標準偏差

*Tatsuya Fujita[1] and Tomohiro Sakai[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

臨界実験データを活用した使用済燃料ピットにおける核的不確かさ低減手法の開発 （1）本研究の目的と手法概要

Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data (1) Objective and Outline of Methodology

*小池　啓基[1]，左藤　大介[1]，竹田　敏一[2]，竹田　敏[3]，北田　孝典[3]
[1]MHI，[2]福井大，[3]阪大

使用済燃料ピット(SFP)の未臨界性評価において考慮すべき不確かさを定量化し、低減する手法を開発した。多数の臨界実験解析により得られるバイアス因子を用いて設計体系のバイアス因子を推定する新たなバイアス因子法(回帰バイアス因子法)を考案し、不確かさ低減への活用方法を示した。

キーワード：使用済燃料ピット，未臨界性評価，核的不確かさ，臨界実験，感度係数，共分散，データ同化法，断面積調整法，バイアス因子法

1. はじめに

現行の SFP 未臨界性評価においては、臨界実験解析結果に基づいて設計コードの不確かさを評価している。本研究では、コードの不確かさのうち、主に核データ誤差に起因する不確かさをバイアス因子法に基づいて低減する手法を開発した。設計体系(本研究では SFP)の核特性(本研究では実効増倍率)に対するバイアス因子と分散は式(1)(2)で表される。

$$f_{design} = \sum_i c_i f_i \quad (1)$$

$$\tilde{V}_{design} = \left(\mathbf{S}_{design} - \sum_i c_i \mathbf{S}_i\right)\mathbf{W}\left(\mathbf{S}_{design} - \sum_i c_i \mathbf{S}_i\right)^T + \tilde{V}_{m+e} \quad (2)$$

(f_i：臨界実験 i のバイアス因子(核特性の測定値と計算値の比)、c_i：臨界実験 i の重み係数、$\mathbf{S}$：感度係数、$\mathbf{W}$：断面積共分散データ、$\tilde{V}_{m+e}$：手法＋測定の不確かさ)

本シリーズ発表では、発表(1)で重み係数c_iの作成手法を、発表(2)で共分散$\mathbf{W}$の低減量の推定手法を、発表(3)で SFP 体系の実効増倍率を対象としたバイアス因子f_{design}及び分散$\tilde{V}_{design}$の評価結果を示す。

2. 重み係数作成手法

本研究では、従来から断面積調整法とともに核特性不確かさ低減への適用が検討されているバイアス因子法[1]をベースに、各実験に対するバイアス因子の重み係数を、バイアス因子と代表性因子を用いて算出する「回帰バイアス因子法」を考案した。本手法では、複数の臨界実験体系の 1 つ(実験体系 i)を仮想設計体系とみなし、この体系以外の複数の実験体系 j に対するバイアス因子の合成値が、体系 i のバイアス因子を再現しており、各体系 i に対する式(3)を連立させることで重み係数を算出することができる。なお、式(1)(2)の重み係数は$c_i \rightarrow r_{design,i} c_i$に置き換えられる。

$$\sum_{j \neq i} r_{j,i} c_j f_j = f_i \quad (r_{j,i}：\text{体系 } j, i \text{ 間の代表性因子}) \quad (3)$$

従来は$\tilde{V}_{design}$に着目し、これを最小化するように重み係数を算出する一方、本手法はf_{design}に着目して重み係数を算出し、手法の不確かさV_m、測定の不確かさV_eが大きい場合も影響を受けにくい利点がある。

3. 結言

SFP 未臨界性評価において考慮すべき不確かさを低減する「回帰バイアス因子法」を考案した。

参考文献　[1] T. KUGO et al., J. Nucl. Sci. Technol., 44, 12, pp.1509-1517 (2007).

---

*Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1], Toshikazu Takeda[2], Satoshi Takeda[3] and Takanori Kitada[3]
[1]MHI, [2]Univ. of Fukui, [3]Osaka Univ.

臨界実験データを活用した使用済燃料ピットにおける核的不確かさ低減手法の開発
（2）断面積調整法による核特性不確かさと適用する断面積共分散データ

Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology
for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data
(2) Uncertainty Evaluation by Cross Section Adjustment and Applicable Covariance Data

*竹田　敏一[1]，竹田　敏[2]，北田　孝典[2]，小池　啓基[3]，左藤　大介[3]
[1]福井大，[2]阪大，[3]MHI

使用済燃料ピット(SFP)の未臨界性評価における核的不確かさを、断面積調整法により作成された共分散データに基づいて推定する方式を述べる。また、不確かさ評価に用いるべき断面積共分散データをバイアス因子に基づいて推定する方法を提案し、従前の共分散データとの違いについて述べる。

キーワード：使用済燃料ピット，未臨界性評価，核的不確かさ，臨界実験，感度係数，共分散，データ同化法，断面積調整法，バイアス因子法

1. 断面積調整法を用いた核的不確かさ低減方法

断面積調整法を用いた不確かさ評価では、調整済み断面積で得られる結果も真値に近いと期待でき、真値からのズレを示す不確かさも小さくなると期待される。これは断面積調整には種々の核種、反応、エネルギー群の寄与をもつ核特性測定結果を有効に利用できるためである。得られた核特性の不確かさ評価には断面積調整後の共分散データを用いることができ、分散はより小さくなることが期待される。

2. 核的不確かさを評価する際に使用すべき共分散データの推定

核的不確かさ評価には、しばしば従来の断面積共分散データが用いられている。しかし、従来の共分散データは種々の測定データのバラツキを示すもので、不確かさ評価には使用する評価済み断面積データと真値との差を示す新たな共分散データの適用が望まれる。この新たな共分散データの推定方法とその結果について述べる。

今回はICSBEP2016に含まれる65個のウラン燃料臨界集合体のk-effに対する測定値と計算値との比から、新たな共分散データを推定する 2 方法を提案する。推定方法の一つは種々の臨界集合体に対するバイアス因子の平均値からのバラツキから、他の一つはバイアスの真値である 1 からのバラツキから共分散データを推定する方法であり、それぞれ式(1)(2)から共分散$\mathbf{W}$を推定する。

$$V = E(f - \bar{f})^2 = \Delta\mathbf{S}\mathbf{W}\Delta\mathbf{S}^T + \tilde{V}_{m+e} \quad (1)$$

($\Delta\mathbf{S}$：感度係数の平均値に対する差異、$\mathbf{W}$：核データ共分散、$\tilde{V}_{m+e}$：手法+測定起因不確かさ)

$$V = E(f - 1)^2 = \mathbf{S}\mathbf{W}\mathbf{S}^T + V_{m+e} \quad (2)$$

($\mathbf{S}$：感度係数、$\mathbf{W}$：核データ共分散、V_{m+e}：手法+測定起因不確かさ)

ウラン燃料体系では新たな共分散データは従来の共分散データの 1/4~1/16 にすれば良いことが分かった。実験誤差が 1σ か 3σ レベルで評価されているかについても検討し、その影響は小さいことが分かった。

3. 結言

核的不確かさ評価に用いる共分散データの推定方法を提案し、従来の共分散データを 1/4~1/16 とすれば良いことを示した。

---

*Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2], Hiroki Koike[3] and Daisuke Sato[3]
[1]Univ. of Fukui, [2]Osaka Univ., [3]MHI

臨界実験データを活用した使用済燃料ピットにおける核的不確かさ低減手法の開発
（3）使用済燃料ピットの未臨界性に対する不確かさ評価

Development of Nuclear Uncertainty Reduction Methodology for Spent Fuel Pit using Critical Experimental Data

(3) Uncertainty Evaluation for Sub-Criticality of Spent Fuel Pit

*北田　孝典[1]，竹田　敏[1]，小池　啓基[2]，左藤　大介[2]，竹田　敏一[3]

[1]阪大，[2]MHI，[3]福井大

使用済燃料ピット(SFP)の未臨界性評価を対象とし、核的不確かさを評価した結果を紹介する。バイアス因子法、断面積調整法の適用による不確かさ低減効果を確認した。

キーワード：使用済燃料ピット，未臨界性評価，核的不確かさ，臨界実験，感度係数，共分散，データ同化法，断面積調整法，バイアス因子法

1. 不確かさ評価条件

開発した不確かさ低減手法の SFP 未臨界性評価への適用性を確認するため、図 1 に径方向断面図を示す 3 次元の仮想 SFP 体系(設計体系)[1]を構築し、表 1 の評価条件に基づき実効増倍率の不確かさを評価した。不確かさ低減手法の適用において、ICSBEP ハンドブックに収録されたシリーズの異なる軽水減速ウラン体系である 8 個の臨界実験を用いた。

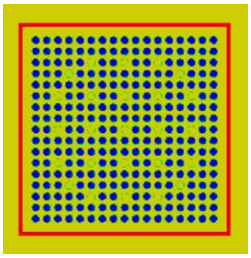


図 1　仮想 SFP 体系

表 1　評価条件

計算コード	SCALE 6.2.3
評価済み核データライブラリ	ENDF/B-VII.1
考慮する共分散の反応ペア	SCALE 6.2.3 で評価される不確かさの 99%以上を占める 100 の反応ペア

2. 不確かさ評価結果

仮想 SFP 体系における不確かさ評価結果を表 2 に示す。一般化バイアス因子法と断面積調整法については、仮想 SFP 体系に対する代表性因子が最も 1 に近い臨界実験 1 つのみを用いた結果も示している。本結果から、種々のバイアス因子法及び断面積調整法による不確かさ低減効果を確認した。発表当日は、回帰バイアス因子法による評価結果や、不確かさ低減効果に関する核種・反応ごとの内訳も併せて紹介予定である。

表 2　不確かさ評価結果

手法	実効増倍率の不確かさ[%Δk/k]
不確かさ低減手法無し	0.491
一般化バイアス法[実験 1 個]	0.265
一般化バイアス法[実験 8 個]	0.125
拡張バイアス因子法[実験 8 個]	0.116
断面積調整法[実験 1 個] (※)	0.212
断面積調整法[実験 8 個] (※)	0.113

(※)断面積調整法については、臨界実験ケースの条件をバイアス因子法と揃え、ターゲット核特性も実効増倍率のみに絞った簡易評価としている。

3. 結言

仮想 SFP 体系を対象にバイアス因子と不確かさ(ばらつき)を評価し、不確かさ低減効果を確認した。

参考文献　[1] 杉村徹也ら，“使用済燃料ピットにおける核データと製作公差に起因する核的不確かさの統計的取り扱いに関する検討,” 日本原子力学会 2018 年秋の大会.

*Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2] and Toshikazu Takeda[3]

[1]Osaka Univ., [2]MHI, [3]Univ. of Fukui

Oral presentation | I. General Issues | I. General Issues

[3J01-04] Learn from History

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:00 AM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J01] Observation of Fukushima Accident in Relation with Early Stage Nuclear Power Policy of US Presidents

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] (1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Chief Yoshida and Fukushima 50 Celebration Assoc.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J02] The caurse of Fukushima Daiichi explosion

*Mamoru yoshida Yoshida[1] (1. Thorium Tech Solution)

10:15 AM - 10:30 AM

[3J04] A search-theoretical model for competition between renewable and nuclear power generation

*Takashi Watanabe[1], Kiyoshi Tsutsui[2], Kazuaki Sasaki[3] (1. Office Watanabe, 2. Asiapacific Corp., 3. Northwood Advisors Corp.)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島問題への核発初期米大統領施策の影響についての考察

Observation of Fukushima Accident in Relation with Early Stage Nuclear Power Policy of US Presidents

＊渡邊一男[1]（[1]WNR-Cx 渡邊研究処），杉山 勝行[2]（[2]一社・吉田昌郎元所長･福島 50 顕彰会）

The research of power generation by chain reaction started with “Atoms for Peace” of Eisenhower in 1953. Kennedy the next President asked to Seaborg the Chairman of AEC to submit a report of a nuclear power development program and subsequently submitted a historical report “Civilian Nuclear Power”. But the report was not introduced in Japan.

キーワード: アイゼンハウアー、ケネディ、シーボーグ、原子力を平和に、民生用核發電

１．緒言

我が国の核発（NPP）状況への米歴代大統領の施策の影響について考察し、経緯への理解の参考としたい。核発開発はアイゼンハウアーの Atoms for Peace（1953）が展開の端緒は周知であるが、次期ケネディ大統領の AEC シーボーグ議長への諮問報告「民生用核発電（Civilian Nuclear Power）」（1962）[1)] の当時状況と推進方策は、何故か我が国には殆ど伝わらず、改めてその経緯と福島への実質的影響が考察されねばならない[2)]。

２．ケネディ・シーボーグ報告の内容・趣旨



図１． 報告書表紙題字

1962 年 3 月 12 日付でケネディはシーボーグに対して「この技術の現状理解と今後の展開は如何に」と下問した。報告は同年 11 月 1 日付の全文 76 頁で詳細に当時の到達点と重点施策、核発電の将来社会への貢献を記している。内容は全 10 章で、「核発電への期待」「政府の役割」「現状」「反応炉システム」「緊要性への評価」「当面の目標」「今後の計画」「関連技術の課題」「法制、予算および行政への課題」「関連他産業に及ぼす影響」と要を尽している。

しかし筆者の実感として最も重要なのは「報告主文」よりも「前置レター」であり、1958 年からの 10 ヶ年計画の「1968 年までに政策への当面見通し」として、「幸にして、現在のところ当国内および世界の高燃料コスト地域においては経済的に競合性を保持し相当数の大型水冷却型発電炉の建設を確実にすすめるに必要とされる政府援助追加は比較的相応額でよいと思われます。」である。即ち、米国内では当面、核発電の経済性には相応の制約ありとの答申である。

３．「民生用核発電」報告の影響への考察

本報告の影響としては二つの状況がみられる。一つは米メーカーの活動のスタイルである。「1964 年第 4 回ジュネーブ会議（原子力平和利用国際会議）」での GE 社の提示は参加者に大いに着目されるが、コスト抑制のためか「ターンキー」仕様とされた。しかし、実際に成約に至るには「IC」「HPCI」と重要安全機器の追補が必要とされる等の矛盾がみられており、GE 社は「ターンキー」仕様をただちに取りやめている。

二つは我が国の原発関連論議のスタイルである。ケネディの業績はキューバ危機抑止･宇宙開発で知られ、シーボーグはプルトニウムの発見・ノーベル化学賞受賞（1951 年 39 才）・議長（1961−1971）である。彼等の名を冠しての上記内容の当時状況の包括的認識が的確に伝えられていれば、出発段階の我が国の関連論議はより実のあるものとなったと推察されよう。なお、筆者はこれまでに官学業の方々に「1962 年ケネディ・シーボーグ報告『民生用核発電』」への認知を折ある毎にお尋ねしているが未だに Yes の応答を得ていない。

４．結言

我が国の核発史はアイゼンハウアーに始まるが次期ケネディ大統領の施策はみられない。福一 1 号機建設に至る過程での重要な歴史的事実への認識の欠落は我が国の核発計画に負の影響を与えたと思量される。

参考文献

[1] Civilian Nuclear Power - a Report to the President, U.S. Atomic Energy Commission, 1962
[2] 渡邊一男, 運転管理技術者の視点による福島核発爆発の淵源的素因 ― 福島再論にむけての覚書, 技術史研究, 2020

＊Kazuo Watanabe[1] ([1]WNR-Cx Watanabe Lab.) Katsuyuki Sugiyama[2] ([2]Chief Yoshida & Fukushima 50 Celebration Assoc.)

福島第一原子力発電所爆発原因の一考

ヨウ素に着目した原因究明

Root Cause of Fukushima Daiichi Explosion

The cause analysis focused on Iodine.

*吉田　守[1]
[1]トリウムテックソリューション

爆発直前の 4 号機使用済燃料プール水中に存在していた I-131 濃度は臨界以外で説明できず、周辺モニタリング結果も臨界発生を示している。臨界で生じた酸素の挙動を追うことで建屋被害状況を説明できる。

キーワード：使用済燃料プール、臨界，ヨウ素、リラッキング、酸素

1. 緒言

I-131/ Cs-137 比、I-131/ I-132 比から 3 月 11 日以降も臨界があったことを示す。水の熱・放射性分解で発生した酸素の挙動を追うことで原子炉建屋の被害状況を説明する。

2.臨界の発生と爆発

2-1. 4 号機使用済み燃料プールにおける I-131 濃度

4 号機使用済燃料プール中の I-131 濃度は 3/14 時点で Cs-137 の 30 倍となり、（図－1 参照）希釈補正した Cs-137 濃度を乗ずると 4770Bq/cc となる。他からの侵入はあり得ず I-131 は同プール内で発生していた。

2-2. 周辺モニタリング

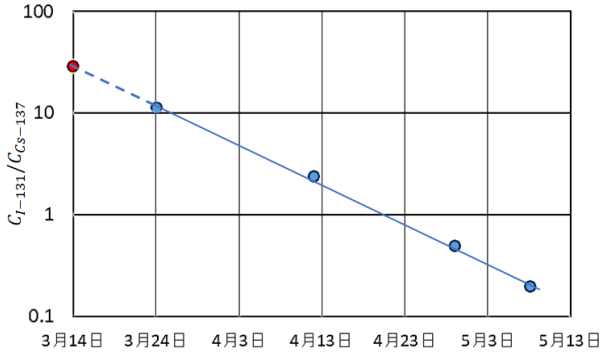
周辺モニタリングでは 3/14 以降、Xe 振動と思われる 12～13 時間ごとのピークの出現、それぞれが半減期 2～3 時間で減衰していることが記録されており、I-132 等の発生を示している。（図－2 参照）

2-3. 原子炉建屋の爆発と各号被害状況

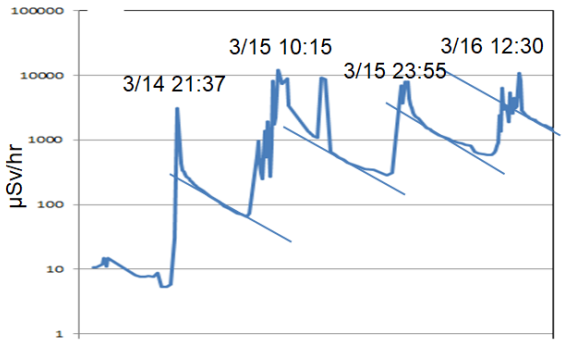
臨界による水の分解で生じた酸素は水蒸気より重く、水素を伴なって 5 階から開口部を伝って階下に侵入、爆発したとすれば、各号機の被害状況、爆発後の火災の発生原因を矛盾なく説明できる。

3. 結論

プール水の沸騰で中性子遮へい能が失われ臨界となった。リラッキングが背景にある。非常用電源の強化はあったが、深層防護の観点から沸騰しない又は沸騰しても臨界に至らないプールとすべき。



図－1 プール水中のヨウ素・セシウム比



図－2　正門前γ線量率変化

*Mamoru YOSHIDA[1]
[1]Thorium Tech Solution

再エネ発電と原発の競争のサーチ理論モデル

A search-theoretical model for competition between renewable and nuclear power generation

*渡邉 崇[1]，筒井 潔[2]，佐々木 一彰[3]
[1]渡邉崇事務所，[2]アジアパシフィックコーポレーション株式会社，[3]株式会社ノースウッド

日本の原子力政策は電源開発ための機器供給国として原子力の技術開発を軍事力と直接結びつけない形で展開してきたが、テクノヘゲモンとして目指す市場や役割については再エネ発電などの他の発電技術の成長と共に再検討するときを迎えつつある。本研究では、再エネ発電と原発の競争モデルについて報告する。

キーワード：サーチ理論，再エネ，原発，競争モデル，原子力政策

1. 緒言

テクノヘゲモニーとは「国は技術で興り、技術で滅びる」という概念であり、原子力の役割についてもテクノヘゲモニーの観点から議論された例がある[1]。日本の原子力政策は電源開発ための機器供給国として原子力の技術開発を平和利用のみを目的に進めてきたが、再エネ発電などの他の発電技術の成長と共に目指す市場や役割について再検討するときを迎えつつある。

2. サーチ理論

サーチ理論は主にミクロ経済学分野で使われる理論であり、取引相手を探すにあたり、条件が付く状況で適用される理論である。日本の原子力産業は主に重電メーカーが機器を製造し、海外から核燃料を調達し、電力会社が発電所として運営する産業構造である。その市場を世界に広げたとき、日本は軽水炉プラントを主体とする機器供給のみが許される機器供給国であり、燃料を確保できる買い手を選ぶか、あるいは燃料を提供できるパートナーと共に買い手を探さねばならない。そのため、日本の機器だけでは最終財の発電所が完成せず、中間財市場にしか参加できない。また、2011 年の東日本大震災前後で取引条件が変わり、従来の軽水炉プラントの市場は収縮した。大規模発電プラントの市場が急速に縮小するなか、原子力の技術を維持するためにはこれまでとは異なる市場の開拓が必要だろう。

一方、再生可能エネルギー（以下、再エネ）市場では、買い手側の期待が高いものの売り手側がそれに応える供給を満たしていない。それでも再エネ市場は成長を続けている。新たな経済主体が市場に参入しやすいことも原子力産業とは異なる再エネ市場の特徴である。

3. 結論

原子力産業は特定の売り手と特定の買い手による成立する不完全競争市場であり、分権的経済モデルにより説明できるだろう。原子力協定、安全保障、エネルギー政策等の枠組みを背景として、価格決定の交渉は公理的協力ゲーム交渉であるものの、長期的な協力関係が維持しつつ売り手と買い手とが取引を行ってきた。こうした特徴をもつ日本の原子力産業について、独占的競争や情報の非対称性等の DSGE を加味した売り手と買い手がそれぞれ取引相手を探索するサーチモデルを用いて市場と政策の分析を試みた。一方、再エネ市場はほぼ完全競争市場に近く、ワルラス的経済モデルにより説明で出来るかもしれない。本研究では、再エネ発電と原発の競争モデルについても検討した。

参考文献

[1] 薬師寺泰蔵、「テクノヘゲモニーから見た 21 世紀における原子力の役割」、季報エネルギー総合工学、19(3) (1996) 23-30。

*Takashi Watanabe[1], Kiyoshi Tsutsui[2] and Kazuaki Sasaki[1,2]
[1]Office Watanabe, [2]Asiapacific Corporation, Co. Ltd., [3]Northwood Advisors, Co., Ltd.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3J05-08] Nuclear Security Technology

Chair:Hiroshi Sagara(Tokyo Tech)

Wed. Mar 18, 2020 11:00 AM - 12:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J05] Development of automatic dangerous behavior judgment technology using object recognition by deep learning

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Masaki Sudo[1] (1. The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[3J06] Radiation measurement experiment of MOX fuel for Nuclear Security Measurement Technology Development

*Satoshi Suzuki[1], Yoshiki Kimura[1], Mitsuo Koizumi[1], Tone Takahashi[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[3J07] Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

*Yoshiki Kimura[1], Hirofumi Tomikawa[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

[3J08] Low-cost non-destructive measurement system for nuclear materials by using Cherenkov detectors

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Kosuke Tanabe[2] (1. JAEA, 2. NRIPS)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

深層学習による物体認識を用いた危険行為自動判定技術の開発

Development of automatic dangerous behavior judgment technology using object recognition by deep learning

*出町 和之[1]、陳 実[1]、須藤 大揮[1]

[1]東京大学

原子力発電所の核セキュリティにとって重要な脅威の一つが、内部脅威者による妨害破壊行為であるが、その検知は主に人の眼による監視に頼っている。人の眼のみによる監視は、見逃しや気づきの遅れなどのヒューマンエラーを十分高い精度で防ぐことは困難である。その解決のための一つの答えが「技術の眼」による監視の補強であり、技術の候補の一つが、近年急速に発展を遂げる深層学習（Deep Leaning）である。監視カメラ等で撮影した作業員やその周囲の装置などを、深層学習を用いて物体認識し、認識された物体の名称や行為をあらかじめ定義した禁止行為リストと比較することにより、危険行動を自動で検知し判断する技術の実現が可能である。

キーワード：核セキュリティ，深層学習，危険行動判定

出町研究室で開発した危険行為検知システムの一部を図１に示す。本システムは、物体認識や動作認識などの画像認識のための深層学習の出力結果に基づきを組み合わせた構造となっている。物体認識には Yolov3[1]を、動作認識には OpenPose [2]を用いた。認識結果を解析し、あらかじめ定義した禁止行為リストと比較する際には別の深層学習に基づく手法を用いたがここでは割愛する。今回の発表では、安全装具の装備の有無、および工具に関わる複数の危険行為を対象に、本手法による検知結果と精度について報告する。

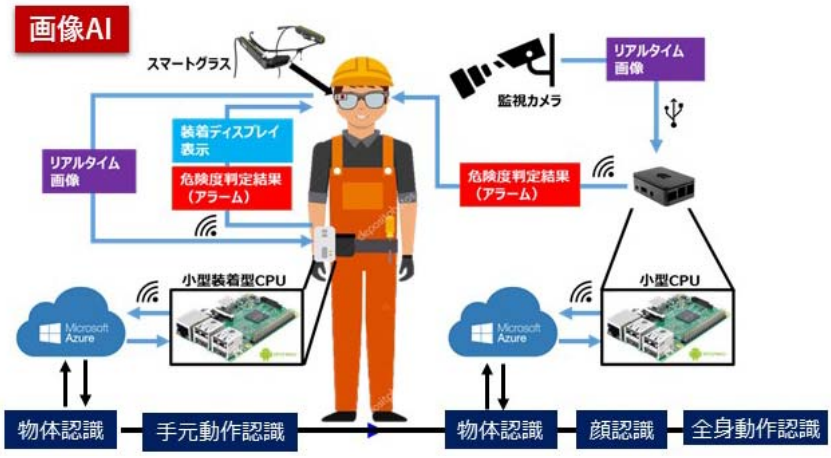


図１：画像認識深層学習を用いた危険行為検知システム（一部）

参考文献

[1] Redmon, Joseph, and Ali Farhadi. "Yolov3: An incremental improvement." arXiv preprint arXiv:1804.02767 (2018).

[2] Cao, Z., Hidalgo, G., Simon, T., Wei, S.E. and Sheikh, Y., 2018. OpenPose: realtime multi-person 2D pose estimation using Part Affinity Fields. arXiv preprint arXiv:1812.08008.

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Masaki Sudo[1]

[1]The University of Tokyo

核不拡散・核セキュリティ測定技術開発のための MOX 燃料の放射線計測試験

Radiation Measurement Experiment of MOX fuel for Nuclear Security Measurement Technology Development

*鈴木　敏[1]，木村　祥紀[1]，小泉　光生[1]，髙橋　時音[1]，富川　裕文[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

MOX 燃料からの放射線を簡易測定して試料中の核物質を評価することを目的に、ベルギー原子力研究センター（SCK・CEN）で開催された共同計測実験に参加した。本発表では、得られた測定データとその解析結果について報告する。

キーワード：MOX 燃料、プルトニウム、ガンマ線、非破壊測定

1. 緒言

核不拡散・核セキュリティ分野において、核物質を非破壊測定・検知する技術は重要で、より高度化することが求められている。本実験では、小型ガンマ線検出器（CZT、CsI、GAGG、$LaBr_3$）と中性子検出器（LiF/ZnS(Ag)）及びガンマカメラ（H3D 社 Porlaris-H Quad）を用いた MOX 燃料ピンの実測定を行い、試料中の核物質を評価するための基礎データを取得した。

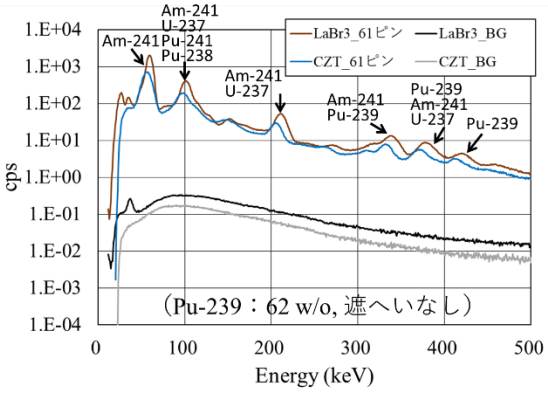


図 1 測定スペクトル例

2. 実験概要

試料は、高経年化（約 50 年）して線量が高くなった未照射 MOX 燃料ピン集合体（最大 2~3 mSv/h）を用い、ピン数（1 本、19 本、61 本）や Pu-239 組成比、遮へい条件（鉛、ポリエチレンまたはカドミウム）を変えながら測定を行った。検出器は測定対象から 40 cm の距離に並べて設置し、ガンマカメラは両者を俯瞰する位置（試料より 110 cm の位置）に設置した。

3. 結果と考察

図 1 に CZT と $LaBr_3$ 検出器で得られたガンマ線スペクトルを一例として示す。500 keV 以下に Pu 等のガンマ線ピークが観測できた。414 keV のピークは、Pu-239 単独の寄与である。図 2 は、MOX 量（ピン数（Pu 同位体組成比は一定））を変えて得られた 414 keV ピーク計数率を示したもので、横軸は MOX 試料中に含まれる Pu-239 量である。MOX 量に従い計数率が増加しているが、上に突となっており、これは自己遮へいによるものと考えられる。中性子に関しては自己吸収が少ないためほぼ線形な相関がみられた（図 3）。ガンマカメラについては、核物質分布（ガンマ線の分布）を 10 分程度でイメージ化できた。なお、CsI 検出器は減衰時間が長いことからパイルアップを起こし、また GAGG 検出器は分解能が十分でなかったため、これらの検出器によるガンマ線ピークは得られなかった。

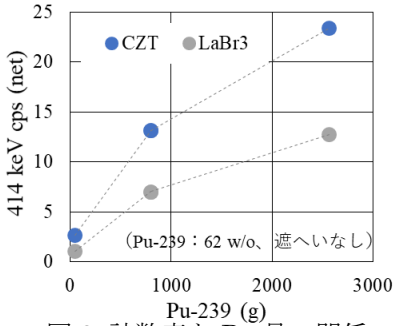


図 2 計数率と Pu 量の関係

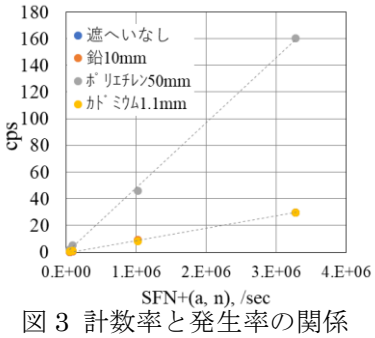


図 3 計数率と発生率の関係

謝辞　本技術開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Satoshi Suzuki[1], Yoshiki Kimura[1], Mitsuo Koizumi[1], Takahashi Tohn[1] and Hirofumi Tomikawa[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency. (S.Suzuki is a dispatched employee from the E&E Techno Service Co.,Ltd..)

核・放射線テロ事象の初動対応に資する小型放射線測定資機材の開発 (2) 核種判定のための複合型ガンマ線検出システムの性能評価

Development of Compact Radiation Measurement Equipment for First Response on Nuclear and Radiological Security Event

(2) Performance test on Hybrid Gamma-ray Detection System for Radioisotope Identification

*木村 祥紀[1]，富川 裕文[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、文部科学省核セキュリティ補助金事業の一環で、核・放射線テロ事象の核鑑識初動対応における核種判定のための小型放射線測定資機材の開発を進めている。本発表では、比較的安価な小型ガンマ線検出器を複数組み合わせることで検出感度を相互補完的に向上する複合型ガンマ線検出システムに関して、標準線源等の測定試験データをもとにした性能評価の結果について議論する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、核種判定、放射線測定

1. 緒言

核・放射線テロ事象の現場では、原因核種の特定や分類といった現場での核鑑識活動は法執行機関等の初動対応者により行われる。そのため現場で使用される測定資機材は小型・軽量かつ冷却の必要が無く迅速に使用できることが望ましく、また放射線等に関する知識が十分なくても簡便・迅速に核種判定や定量が可能であることが必要となる。本研究では、核・放射線テロ事象の初動対応に資する小型放射線測定資機材の開発を目標とした複合型ガンマ線検出システムの研究に関して、標準線源等の測定試験による性能評価の結果について議論する。

2. 複合型ガンマ線検出システムの性能評価

ガンマ線測定器の検出感度はエネルギー分解能に対する検出効率の比の平方根に比例することが知られており[1]、本研究で開発を進めている複合型ガンマ線検出システムでは、低分解能・高効率検出器の特定エネルギー領域（ROI）における全計数（$N_{total\text{-}LRHE}$）と、高分解能・低効率検出器の ROI におけるチャンネル毎の計数割合（$P_{ch\text{-}HRLE}$）の積をシステム全体の計数値（$N_{ch\text{-}hybrid}=N_{total\text{-}LRHE}\times P_{ch\text{-}HRLE}$）とすることで検出感度を相互補完的に向上させている。本システムの定量的な性能評価として、RI 標準線源及び MOX 燃料の測定データをもとに核種ピーク検知性能と ^{239}Pu の検出下限量を評価した。CsI(Tl)検出器（高分解能・低効率）と CZT 検出器（高分解能・低効率）を組み合わせた複合型システムと各検出器単体の性能を比較すると（表 1）、複合型システムでは ^{134}Cs＋^{137}Cs 線源の測定で ^{137}Cs ピーク（662keV）を検知するまでの測定時間が数十倍短縮され、MOX 燃料中の ^{239}Pu 検出下限量が半分以下になることが確認された。一方、複合型システムによって検出性能が大きく向上しない検出器の組合わせも確認され、今後は性能や価格等の観点から最適な検出器の組合せについて評価する必要がある。

表 1：核種ピーク検知時間と 239Pu 検出下限値の評価結果（例）

	CsI(Tl) 検出器	CZT 検出器	CsI(Tl) + CZT
^{137}Cs ピーク検知時間（^{134}Cs+^{137}Cs 線源）	> 1200 sec	440 sec	< 10 sec
^{239}Pu 検出下限量（遮蔽無 MOX 燃料）	N.A.	36.2 g	13.9 g

参考文献 [1] W. Russ et al., 2011 2nd International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications

*Yoshiki Kimura[1] and HirofumiTomikawa[1]. [1]Japan Atomic Energy Agency.

チェレンコフ光検出器を用いた核物質用低コスト非破壊測定装置

Low-cost non-destructive measurement system for nuclear materials by using Cherenkov detectors

*米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]，田辺 鴻典[2]

[1]JAEA，[2]NRIPS

アクティブ中性子法による核物質非破壊測定装置の実用化に資するため、アクティブ中性子法用の低コスト中性子検出器の研究開発に取り組んでいる。本講演では、主にシミュレーションによる装置設計に関する検討結果について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、DDA法、チェレンコフ光検出器、PHITS、核セキュリティ、低コスト

１．緒言

DDA (Differential Die-Away) 法などのアクティブ中性子法は、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定が可能であるため、原子力施設における核物質の計量管理に加えて、空港等における核テロ用核物質探知としての利用が期待されている。しかしながら、アクティブ中性子法による装置は、パッシブ法に比べて高価であることや重厚な遮蔽材が必要であることなどが、その普及を妨げる要因となっている。そこで、我々はアクティブ中性子法による核物質非破壊測定装置の実用化に向けて、アクティブ中性子法用の低コスト中性子検出器の研究開発に取り組んでおり、その一環としてチェレンコフ光検出器の開発を進めている。この検出器は水に中性子が入射して発生するチェレンコフ光を検知することで中性子検出を行うが、水は安価であるうえに遮蔽材としても使えるため、アクティブ中性子法による装置の欠点を一度に補う検出器として有望である。また、水を遮蔽材として用いる方法は、一般的な遮蔽材であるコンクリート等に比べて移動や設置が容易であるという点からも有利である。本講演では、主にチェレンコフ光検出器を用いた核物質非破壊測定装置をモンテカルロシミュレーションによって検討した結果について報告する。

２．シミュレーションモデル

装置設計を検討するために既存の DDA 装置をもとに計算モデルを作成した。装置の内部には測定対象物を収納する 1m 四方のキャビティがあり、その端に D-T 中性子発生管がある。チェレンコフ光検出器として用いる厚さ 50cm の水槽はキャビティを取り囲むように配置した。また、チェレンコフ光の発生効率を向上させるため、水にガドリニウムを加えている。評価においては、コンプトン散乱で発生した 0.26MeV 以上の電子がチェレンコフ光を放出するため、電子の分布及びその時間推移を用いた。

３．議論及び結言

パルス中性子発生後 100～500 μ 秒における 0.26MeV 以上の電子分布の計算結果例を右図に示す。計算には PHITS コード及び核データライブラリーJENDL-4.0 を用いた。水槽の水は中性子吸収材であるガドリニウムを含むことから中性子遮蔽能が高く、水槽内での電子の発生が内側に集中しており、効果的に検出できることが分かる。本講演では、装置設計に関する詳細な検討結果を報告するとともに、安価な中性子線源とチェレンコフ光検出器を用いた核物質非破壊測定装置開発の展望などについて述べる。

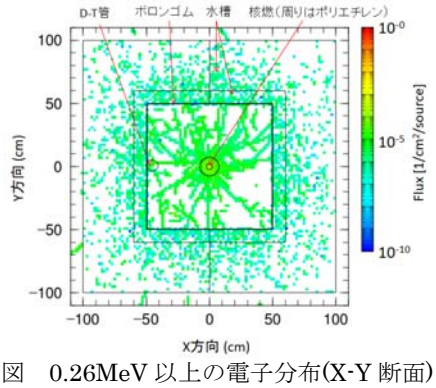


図　0.26MeV 以上の電子分布(X-Y 断面)

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] and Kosuke Tanabe[2]

[1]JAEA, [2]NRIPS

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-1 Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

[3J09-11] Nuclear Non-proliferation and Safeguards

Chair:Tomooki Shiba(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 2:45 PM - 3:30 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J09] Institutional and Technical Measures for Rational Nuclear Safeguards for Next Generation Nuclear Fuel Cycle

*Koji TSUTSUI[1], Hiroshi SAGARA[1] (1. Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Feasibility study on light water reactor using U-Pu silicide fuel with inherent safety and nonproliferation features

*Tsukasa Amano[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代核燃料サイクルの合理的な保障措置に向けた制度的・技術的方策に関する研究

—IAEA と Euratom が実施している New Partnership Approach に関する事例調査—

Institutional and Technical Measures for Rational Nuclear Safeguards for Next Generation Nuclear Fuel Cycle
- Case study on New Partnership Approach implemented by IAEA and Euratom -

*筒井 康二[1]，相楽 洋[1]
[1]東京工業大学

将来的な原子力利用の拡大に伴う国際保障措置の重要性の増加の見込みを受けて実施する必要がある次世代核燃料サイクルに対する国際保障措置を持続可能なものとするための新たな制度的・技術的方策の研究に活用するため、1992 年から IAEA とユーラトムが実施している New Partnership Approach による査察人日の合理化幅に関する事例調査を行う。

キーワード：持続可能、保障措置、制度的・技術的方策、IAEA、ユーラトム、New Partnership Approach(NPA)、査察人日、PDIs、合理化

1. 緒言

近年、国際保障措置を実施する国際原子力機関（IAEA）の資源は逼迫していることから、国際保障措置の持続可能性を確保するため、査察の効果を維持しつつ査察人日（PDIs）を合理化するための方策の実施が急務である。IAEA の PDIs は、原子力活動の規模が大きく濃縮や再処理なども含めた複雑な核燃料サイクルを有する国に対して多く投入される。本研究の目的は、保障措置の効果を維持しつつ PDIs を合理化するために行うべき方策の提案を制度面、技術面から行うこと、及びその合理化幅を定量化する手法を提案するために事例調査を行う。

2. 研究手法

1992 年から IAEA とユーラトム（複数国家により構成）が実施している New Partnership Approach（NPA）の事例調査を文献調査により行う。

3. 結果

3-1. NPA の内容調査

方策(1)必要な実務取決めの最適化、合意された保障措置手法、査察手順、査察機器及び技術の使用、(2)PIV（実在庫検認）における one-job-one-person 原則に基づく人員重複の回避、(3)分析能力の共有による試料数の減少、(4)研究開発と査察官トレーニングにおける協力、(5)査察官の物理的な立会いを不要にする設備（核物質保管庫を監視するカメラや、自動で核物質量を測定する非破壊測定器等）の共用、が実施されていることがわかった。

3-2. NPA により実現した PDIs の合理化（減少）幅に関する調査・試算（10 非核兵器国、約 130facilities、約 130LOFs）

1995 年は 1991 年比約 1,800PDIs 減少（3,000→1,200）であり、その内訳のうち一つは大規模施設の閉鎖で約 700PDIs、他は、2-1 における方策(1)で約 600PDIs、(2)で約 160PDIs、(5)で約 340PDIs 程度という結果が得られた。ただし、大規模施設の閉鎖は NPA とは関係なく行われたものである。

4. 結論

PDIs の減少が実現した上記 4 つの方策（大規模施設の閉鎖、方策(1)、(2)、(5)）のうち、(2)の one-job-one-person 原則の適用のみこれまで単一国において行われた例が無く、かつ一定程度の PDIs 減少が期待されることが分かった。今後の研究として、複雑な次世代核燃料サイクルを有する仮想非核兵器国家（単一国）への適用性検討と、適用後の国の査察当局と IAEA との適切な役割分担の在り方等を進め、保障措置の効果を維持しつつ PDIs を合理化するために行うべき方策の検討を実施する。

参考文献

[1] Sven Thorstensen and Kaluba Chitumbo, “Safeguards in the European Union: The New Partnership Approach”, IAEA BULLETIN, 1/1995
[2] GOV/INF/793, IAEA, 5 June 1996

---

*Koji Tsutsui[1], Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

U-Pu シリサイド燃料を用いた高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉の研究

Feasibility study on light water reactor using U-Pu silicide fuel with inherent safety and nonproliferation features

*天野　宰[1]，相楽　洋[1]

[1] 東京工業大学

事故耐性燃料の一つであるシリサイド燃料で、Pu 燃焼を想定した U-Pu シリサイド燃料を軽水炉に適応した場合の基本核特性・安全性・核不拡散性の向上効果を MOX 燃料と比較によって報告する。

キーワード：事故耐性燃料，シリサイド燃料，核不拡散性，核セキュリティ，原子力安全

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、軽水炉の安全性向上を狙った U_3Si_2 燃料研究やその燃料サイクル研究が進められており、燃料の固有特性により軽水炉の性能を損なうことなく、安全性の向上が期待される。本研究では、Pu を燃焼させることを想定した U-Pu シリサイド燃料を軽水炉で用いた場合の核特性・安全性・核不拡散性の向上効果を MOX 燃料との比較によって明らかにする。

2. 研究手法

中性子輸送計算及び燃焼計算にはそれぞれ MVP[1]/MVP-BURN、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いる。典型的な PWR 燃料仕様を基に作成した 2 次元ピンセルモデルにおいて、7%Pu 負荷度及び幾何形状を固定した 1 バッチ燃焼条件での$(U, Pu)_3Si_2$燃料を従来の MOX 燃料と比較する。次に、安全性評価として反応度係数(燃料温度係数、減速材温度係数、減速材密度係数)及び定常運転時の一次元熱伝導解析により燃料内の温度分布を導出し核的安全性及び熱的安全性評価を行う。また、核不拡散性評価として対国家並びに対非国家主体を想定し、核物質の物性そのものによる核爆発装置(NED)への転用困難性を示す Material Attractiveness(不正利用価値)[2]を用い評価する。想定した脅威(国家主体、または非国家主体)に対し、核物質の「取得」、NED 利用の最終形態(金属 U または金属 Pu)まで転換する「処理」、そして NED を製造する「使用」の各段階で重要な核物質の物性値を求める。求められた物性値の評価における指標は、NED への転用困難性として定義された「Preferred」、「Potentially usable, but not preferred」、「Impractical, but not impossible」、「Impossible」をそれぞれ 1 から 4 のグレードとし、定量的かつ包括的に評価する。

3. 結果及び考察

図 1 に U-Pu シリサイド燃料と MOX 燃料の燃焼反応度曲線を示す。U-Pu シリサイド燃料を利用した場合ではその高い核種密度による Pu 装荷量が増えた事によって、k_∞=1 となる最大取り出し燃焼期間が MOX 燃料と比較して約 12%向上した。また、余剰反応度が MOX 燃料と等しい 9.5%Pu シリサイド燃料では、約 50%向上した。余剰反応度が抑制されたことについては、シリサイド燃料の高重金属密度によって ^{238}U による共鳴吸収反応率が増加し、中性子スペクトルが硬化したことによるものだと考えられる。

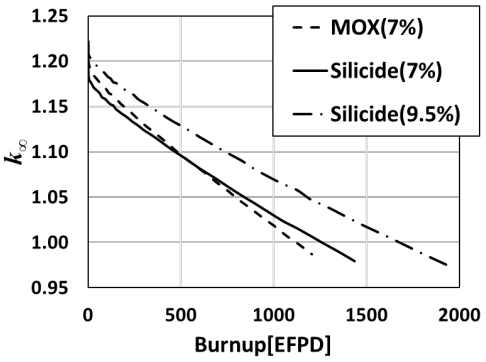


図 1 MOX 及びシリサイド燃料の燃焼反応度曲線

安全性評価として、シリサイド燃料は MOX 燃料と同等の反応度係数を有すること、また高熱伝導率によって燃焼初期から末期にいたるまで燃料内の温度勾配を大きく抑えることを確認した。

核不拡散性評価として、図 2 に非国家主体の脅威を想定した不正利用価値評価結果を示す。U-Pu シリサイド燃料を用いることにより新燃料であっても Pu 抽出の為に硝酸に溶解後、遠心分離による Si 分離工程[3]が要求され、多段の化学処理を要しない MOX 燃料と比べ、処理段階おける不正利用価値を使用済み燃料並みまで引き下げた。

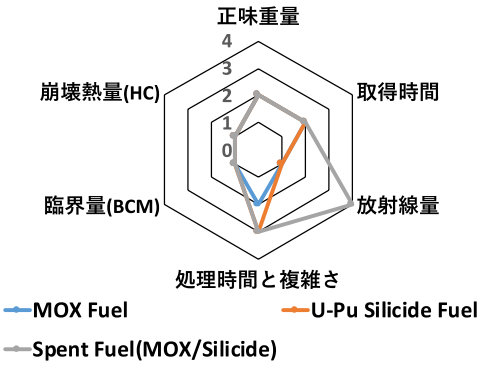


図 2 NED 製造を目的とした非国家主体の脅威を想定した不正利用価値評価結果

以上より、U-Pu シリサイド燃料の特徴である高重金属密度、高熱伝導性、化学的安定性により、核特性・安全性・核不拡散性の向上効果を MOX 燃料との比較により定量的に示した。

参考文献

[1] Y. Nagaya, et al. JAERI 1348 (2005)., [2] C. G. Bathke et al., Global 2013 (2013)., [3] C.Eysseric et al., RRFM2014, Transactions.

*Tsukasa Amano[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology.

高い固有安全性・核不拡散性を有する革新的中小型軽水炉の研究
（1）MA および回収ウランを用いたシリサイド燃料

Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features

(1) Uranium silicide fuel with MA and/or RepU

*三星 夏海[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

本研究では、高熱伝導率・化学的安定性を有するシリサイド(U_3Si_2)燃料に回収ウラン(RepU)や少量のマイナーアクチノイド(MA)を用いることで照射生成 Pu 同位体比を制御し、炉心小型化による出力・核物質インベントリの低減によって高い固有安全性と核不拡散性を有する中小型軽水炉の炉心特性を明らかにした。

キーワード：原子力安全，核セキュリティ，保障措置，小型炉，事故耐性燃料，シリサイド燃料

1. 緒言

近年、分散型かつ安定的なエネルギー供給を可能にし、様々な需要に答える原子炉として中小型炉に対する関心が高まっている。一方で分散型中小型炉の普及により国際保障措置活動の総量増加が見込まれ、中小型炉の固有安全性と核不拡散性に基づく等級別アプローチ(Graded Approach)の導入が重要である。本研究では、事故耐性燃料の一つである U_3Si_2 燃料に RepU や少量の MA を用いることによる中小型軽水炉の基本核特性や安全性、核不拡散性への影響を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

中性子輸送計算コード MVP[1]、燃焼計算コード MVP-BURN、核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、U_3Si_2 燃料及び RepU 利用 U_3Si_2 燃料、MA 添加 U_3Si_2 燃料の核特性を UO_2 燃料と比較した。次に、各燃料の反応度係数および定常運転時の燃料要素内温度分布を導出し、核的及び熱的安全性評価を行った。また、核不拡散性評価として対国家及び対非国家主体を想定し、核爆発装置(NED)への転用困難性を示す不正利用価値(Material Attractiveness[2])を用いて評価した。さらに、炉心サイズと出力規模をパタメータとした核特性評価を行い、U_3Si_2 初期燃料仕様の範囲を検討した。

3. 結果・考察

図 1 に各燃料毎の燃焼反応度変化を示す。U_3Si_2 燃料は高いウラン密度により UO_2 燃料よりも長い燃焼可能期間を示した。U_3Si_2 燃料の RepU 利用や MA 添加により反応度が抑制されたが、高いウラン密度により UO_2 燃料と同等以上の燃焼可能期間を示すことを明らかにした。核的安全性評価では、U_3Si_2 燃料及び RepU 利用 U_3Si_2 燃料、MA 添加 U_3Si_2 燃料の各反応度係数は UO_2 燃料と同等の値となった。熱的安全性評価では、U_3Si_2 燃料の高い熱伝導率により定常運転時の燃料中心温度が UO_2 燃料よりも 300 K 以上低くなった。核不拡散性評価では、NED の設計・製造を妨げる取得、処理、製造の各段階での核物質物性値を評価し、その影響の度合いを参照基準値との比較により 4 段階(High, Medium, Low, Very Low, High が最も不正利用価値が高い)で評価した。U_3Si_2 燃料集合体は U_3Si_2 燃料の化学的安定性により U と Si の分離工程が必要となるため、UO_2 燃料集合体よりも処理段階の複雑さが増加した。また、RepU 利用 U_3Si_2 燃料、MA 添加 U_3Si_2 燃料は照射生成 ^{238}Pu 同位体比向上により、U_3Si_2 燃料や UO_2 燃料よりも NED 製造段階における崩壊熱量の不正利用価値が High から Medium に引き下げられた。また、炉心サイズをパタメータとした核特性評価では、仮定した運転条件（1 バッチ燃焼、運転期間 2 年間）を到達する UO_2 燃料および U_3Si_2 燃料のウラン濃縮度を導出し、例えば直径 1 m、高さ 2 m の炉心に要求されるウラン濃縮度が U_3Si_2 燃料では UO_2 燃料よりも 0.4 wt%低くなり、U_3Si_2 燃料の利用により UO_2 燃料よりもウラン濃縮度を低減できる可能性を見出した。

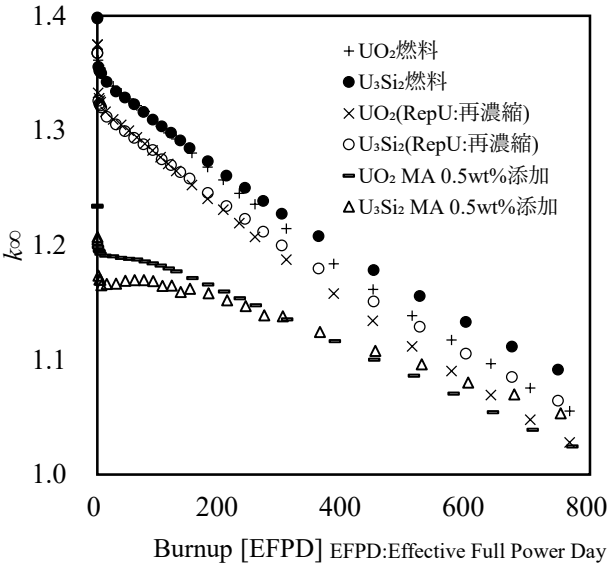


図 1 燃焼反応度曲線

参考文献

[1] JAERI-1348(2005). [2] C.G. Bathke, H. Sagara et al., Global 2013(2013).

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 404-2 Nuclear Materials Management

[3J12-13] Nuclear Material Management

Chair:Yoshiki Kimura(JAEA)

Wed. Mar 18, 2020 3:30 PM - 4:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J12] Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris (2) Consideration of external drift data

*Tomooki SHIBA[1], Hirofumi TOMIKAWA[1], Tsutomu ISHIGAMI[2], Yasuhiro SUGIYAMA[2] （1. JAEA, 2. NAIS）

3:30 PM - 3:45 PM

[3J13] Applicability study of self-indication method to identify the nuclear material using a stationary neutron source

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1] （1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの計量管理のためのクリギング手法の適用研究 (2) 外生ドリフトデータの検討

Study on application of Kriging for nuclear material accountancy of fuel debris
(2) Consideration of external drift data

*芝 知宙[1]，富川 裕文[1]，石神 努[2]，杉山 安弘[2]
[1]JAEA，[2]ナイス

燃料デブリの安全な取り出しに資するため、デブリ中の物理・化学指標の分布を推定する、クリギングという地球統計学手法を用いた計算コードの開発を行っている。本発表では、このクリギングを燃料デブリの計量管理に応用する際に用いる外生ドリフトデータの検討について述べる。

キーワード：地球統計学，クリギング，燃料デブリ，計量管理

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリの取り出し時には、燃料デブリの物性や性状といった、デブリの安全な取り出しに資する物理・化学指標のデブリ内の分布を把握しておくことが重要である。クリギングは、空間的に離散したデータの内・外挿手法で、限られたサンプリング点から、全体の分布を推定することができる。本研究では、クリギングを燃料デブリに適用する計算コードの開発を行っている。

2. 外生ドリフトデータの調査

クリギングをデブリの計量管理へ応用する際の懸念点は、燃料デブリの組成が非均質である可能性が高いということである。シビアアクシデント時の燃料溶融過程に加え、原子炉内の燃料は出力分布の平坦化を狙い、チェッカーボード状に燃料を配置しているため、炉心燃料と構造物が均質に混じり合っているとは考えづらい。そのため、ただ単にサンプリング点からクリギングで分布を推定するだけでは、大きな不確かさが残る。この問題を回避する可能性がある技術が、外生ドリフトクリギングである。欲しい物理量そのものではないが、それと相関があるデータでデブリの広範囲をカバーできる外生ドリフトデータを取得する。そしてその分布を用いて、欲しい物理量のより精度の高い分布を算出する。本研究では、1F の極端条件でも運用・取得できる可能性のある外生ドリフトデータの検討を行った。

2-1. 画像データ

Zubekhina[1]らによるチェルノブイリ原子力発電所事故の知見では、溶融事故で生成された溶岩状物質のうち、色の違う溶岩状物質では、ウランの含有率等の組成が違うことが示唆されている。

2-2. 放射線計測データ

燃料溶融過程でも揮発性が小さく、デブリ内で核物質と随伴し、高強度・高エネルギーγ線を放出する FP 核種が存在する。ユーロピウム-154 などの主にランタノイド系列の FP は、溶融過程で低揮発性やアクチニド共存性を示す傾向があり、1 MeV を超えるγ線を放出する[2]。そのため、 FP 核種放射能測定値が、核物質量と相関を持つことが考えられる。

3. 結論

画像データや放射線計測データが外生ドリフトデータとして使用できる可能性があることが分かった。本発表では、これらの技術の詳細および 1F デブリの塊の中でこれらのデータの具体的な取得方法を述べる。

※ 本研究成果は文部科学省の公募事業である「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プログラム」で得られたものです。

参考文献

[1] B. Zubekhina and B. Burakov, J of Chem Thermod, Vol. 114, pp. 25-29, 2017, doi.org/10.1016/j.jct.2016.08.029.
[2] H. Sagara et al., J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 51, No. 1, pp. 1-23, 2014, DOI: 10.1080/00223131.2014.852994

---

*Tomooki Shiba[1], Hirofumi Tomikawa[1], Tsutomu ISHIGAMI[2] and Yasuhiro SUGIYAMA[2]
[1]JAEA, [2]NAIS

定常中性子源を用いた Self-indication 法の核物質検知への適用性研究

Applicability study of self-indication method to identify the nuclear material using a stationary neutron source

*堀　順一[1]、佐野　忠史[2]，高橋　佳之[1]、八島　浩[1]
[1]京大複合研、[2]近大原研

京都大学電子ライナックにおいて Self-indication 法を適用した中性子イメージング実験を行ったところ、TOF 情報を用いない中性子イメージングによっても核種識別が可能であることを明らかにした。

キーワード：Self-indication 法、中性子イメージング、核物質、共鳴吸収

1. 緒言　福島第一原子力発電所の燃料デブリを炉外に取り出した後に適切に管理するためには、保障措置の観点から核燃料物質を迅速且つ簡便に非破壊で検知することが重要である。Self-indication 法は、試料を透過した中性子を測定対象核種から成る indicator に照射し、その indicator からの反応生成物を測定することにより、間接的に透過中性子を測定する手法である。本手法は測定対象核種の共鳴エネルギーの中性子を選択的に高感度で測定できるという特徴を持つ。これまでの研究では、self-indication 法による TOF 測定によって核種濃度を定量できることを示した[1, 2]。ところが実際の現場ではパルス中性子源を用いた TOF 測定を行うのは困難であると予想されるため、本研究では、中性子イメージングに self-indication 法の原理を適用することで、定常中性子源によっても核種識別できることを検証する。

2. 実験　実験は京都大学複合原子力科学研究所の電子線形加速器の 12m ビームラインにおいて行った。直径 5cm にコリメートされた中性子ビームを被検体に照射し、透過中性子を GEM 型 2 次元中性子検出器によって測定した。被検体は、ビーム軸を中心に上流から見て右上に In 板（0.1mmt）、右下に Ag 板（1mmt）、左下に Ta 板（2mmt）を配置した。加速器の運転条件は、パルス幅 4μs, 繰り返し周波数 50Hz, 電子の加速エネルギー約 30MeV、平均ビーム電流約 100μA とした。測定は被検体を置かない測定と置いた測定をそれぞれ行った。被検体を置いた測定については、ビーム上流に Cd (0.5mmt)フィルターを置いた測定と Cd (0.5mmt)と In (1mmt)のフィルターを置いた測定もそれぞれ行った。

3. 結果　被検体を置いた測定に対して In-115 の 1.457eV 共鳴領域にゲートをかけて得られた 2 次元透過画像を図 1 に示す。右上に In 成分が明瞭に現れており、これは従来の TOF 法を用いた核種識別能力を示す。一方、Cd フィルターを置いた測定と Cd+In フィルターを置いた測定の透過中性子数の比から TOF 情報を用いずに算出した 2 次元透過画像を図 2 に示す。図 1 に比べると In とそれ以外の核種のコントラストは劣るものの、In 成分を識別できることが分かった。この結果は、Cd フィルターによって熱中性子成分を除去し、In フィルターによってあらかじめ In による共鳴吸収を飽和させることで、In と他の核種の共鳴吸収の違いを際立たせることができるため、TOF 情報を使わなくても核種識別が可能であることを示唆している。

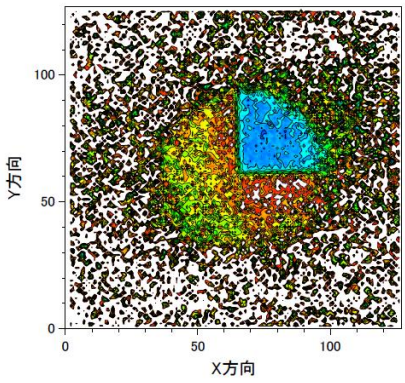


図 1 In 共鳴にゲートをかけて得られた 2 次元透過画像

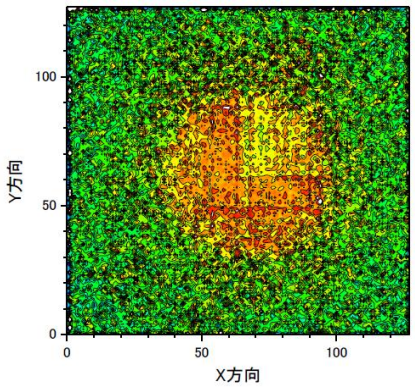


図 2 TOF 情報を用いずに取得した 2 次元透過画像

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K07012 の助成を受けたものである。

[1] 堀他、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2N01、[2] 堀他、日本原子力学会 2018 年春の年会、2I19

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Kindai University Atomic Energy Research Institute

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-2 Radiation Physics, Radiation Detection and Measurement

[3N01-07] Medical Application and New Detection Method

Chair:Ikuo Kanno(Kyoto Univ.)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:55 AM Room N (Lecture Bildg. S 3F S-32)

[3N01] Development of Multi-isotope Analysis with Resonance Ionization Mass Spectrometry

*Hideki Tomita[1], Kotaro Kato[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Tetsuo Iguchi[1], Toshihide Kawai[2], Yue Zhao[3], Masato Morita[3], Tetsuo Sakamoto[3], Ikuo Wakaida[4] (1. Nagoya Univ., 2. Japan Neutron Optics, 3. Kogakuin Univ., 4. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3N02] Effect of external electric field on the resonance ionization of strontium via an autoionization level

*Yoshihiro Iwata[1], Donguk Cheon[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3N03] Autoradiography application of ^{132}Cs produced by means of accelerator based neutron method

*Masaya Yamaguchi[1], Tadahiro Kin[1], Md Kawchar Ahmed Patwary[1], Katsumi Aoki[1], Kosuke Yoshinami[1], Miyuki Uematu[1], Masatoshi Itoh[2], Yukinobu Watanabe[1] (1. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science Kyushu univ., 2. Cyclotron and Radioisotope Center Tohoku univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3N04] Implementation of muon pair production in PHITS

*Yasuhito Sakaki[1], Yoshihito Namito[1], Hiroshi Iwase[1], Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

10:45 AM - 11:00 AM

[3N05] Development of optical fiber type small dosimeter using OSL elements for evaluating the safety of carbon ion radiotherapy

*Yuho Hirata[1], Kazuki Kaneko[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2] (1. Nagoya Univ., 2. QST)

11:00 AM - 11:15 AM

[3N06] Study on gamma-ray dose measurements in BNCT field using an OSL dosimeter

*Satoru Nakamura[1], Yuho Hirata[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3N07] A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

*Sachiko Yoshihashi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Yuuya Yamamoto[1], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka isobe[2,3], Masaki Osakabe[2,3], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー共鳴イオン化を用いた迅速同位体分析法の開発

Development of Multi-isotope Analysis with Resonance Ionization Mass Spectrometry

*富田 英生[1]、加藤 弘太郎[1]、Volker Sonnenschein[1]、寺林 稜平[1]、井口 哲夫[1]、河合 利秀[2]、趙 越[3]、森田 真人[3]、坂本 哲夫[3]、奥村 丈夫[2]、若井田 育夫[4]、宮部 昌文[4]、佐藤 志彦[4]
[1]名古屋大学，[2]日本中性子工学，[3]工学院大学，[4]日本原子力研究開発機構

レーザーによる元素選択的イオン化と質量分析を組み合わせたレーザー共鳴イオン化質量分析を用いた同位体分析の開発を念頭に、元素毎に異なる共鳴波長に短時間でチューニングすることができる回折格子型 Ti:Sapphire レーザーを用いて、共鳴イオン化の対象元素の迅速な切り替えを実現した。

キーワード：質量分析、レーザー、同位体分析、廃炉措置

1. はじめに 福島第一原子力発電所の廃炉作業などにおいて多種多様な放射性核種の分析が求められるが、従来の放射線計測では分析が困難な核種（長半減期放射性核種、純 α 線放出核種など）に対しては、核種の原子数を直接計数する質量分析やレーザー分光に基づく手法が有用である。質量分析により同位体分析を行う場合、質量スペクトル上の同重体干渉を防ぐために元素分離などが必要であるが、その由来や元素・核種組成が不明な物質・微粒子のような微量試料などに対しては、適切な化学的前処理を適用することが難しい。そこで、元素選択的な共鳴イオン化を用いて同位体分析における同重体干渉を抑制できるレーザー共鳴イオン化質量分析法の開発を進めている。本手法では、波長可変レーザーを共鳴波長に合わせることで単一の元素のイオンを生成するため、従来は複数の元素の同位体分析を迅速に実現することは困難であった。そこでこれまでに、元素毎に異なる共鳴波長に短時間でチューニングするため、高繰り返しで、連続波長掃引が可能な回折格子型 Ti:Sapphire レーザーを開発してきた[1]。本研究では、この波長可変光源を活用し、複数の共鳴イオン化対象元素に対する迅速な切り替え操作による質量分析への適用性を検証した。

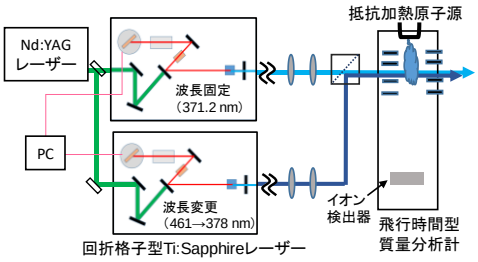


Fig.1 共鳴イオン化質量分析実験体系

2. 多種類の元素を対象としたレーザー共鳴イオン化質量分析

Ta 箔上に Sr, Ba, Zr を含む混合溶液を滴下・乾燥させた試料を抵抗加熱することで原子源とし、Sr と Ba に関しては 1 波長共鳴＋非共鳴電離、Zr に関しては共鳴＋共鳴電離による 2 波長共鳴電離法によりイオン化し、これらの元素について飛行時間型質量分析計で分析した（Fig.1 参照）。一方のレーザーの波長は 371.2 nm で固定のまま、1 段目の共鳴波長を約 150 s 毎に 460.862 nm（Sr 共鳴）→413.360 nm（Ba 共鳴）→378.247 nm（Zr 共鳴）と順次切り替えることで、Sr、Ba、Zr が混在した試料においても、各元素が順次独立に共鳴イオン化されることを確認した（Fig.2 参照）。今後、レーザー強度などの最適な共鳴電離条件の検討を行い、多種類の元素を対象とした同位体分析を実証する予定である。

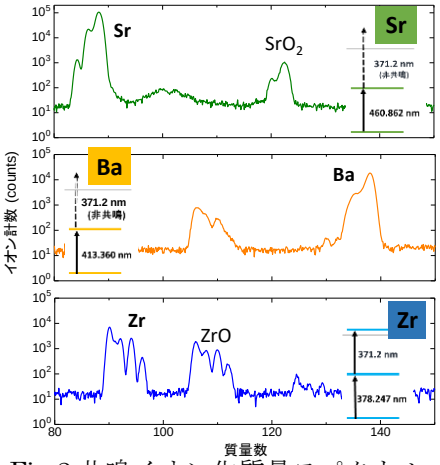


Fig.2 共鳴イオン化質量スペクトル

参考文献[1] H. Tomita, *et al.*, Progress in Nucl. Sci. Tech. **5**, 97-99, (2018).

謝辞 本研究の一部は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Hideki Tomita[1], Kotaro Kato[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Tetsuo Iguchi[1], Toshihide Kawai[2], Yue Zhao[3], Masato Morita[3], Tetsuo Sakamoto[3], Takeo Okumura[2], Ikuo Wakaida[4], Masabumi Miyabe[4], and Yukihiko Satou[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Japan Neutron Optics Inc., [3]Kogakuin Univ., [4]JAEA

自動電離準位を用いたストロンチウム共鳴イオン化における外部電場の影響

Effect of external electric field on the resonance ionization of strontium via an autoionization level

*岩田 圭弘[1]，Cheon Donguk[1]，宮部 昌文[2]，長谷川 秀一[1]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

海洋試料中のストロンチウム 90 を対象として、自動電離準位を用いた同位体選択的共鳴イオン化手法の開発を行っている。本研究では、イオン加速電場に起因するストロンチウム自動電離準位のシュタルクシフトを観測し、共鳴イオン化に与える影響について考察した。

キーワード：ストロンチウム，共鳴イオン化，自動電離準位，シュタルクシフト

1. 緒言

海洋試料等のストロンチウム（Sr）安定同位体濃度が高い試料に含まれる極微量 ^{90}Sr の分析には、高い元素・同位体選択性が要求される。共鳴イオン化は、原子のエネルギー準位差に相当する波長のレーザーにより特定の Sr 同位体を選択的に励起・イオン化する手法であり、本研究では同位体選択性及び検出効率の観点から 3 本の半導体レーザーを用いた(A)460.9 nm－655.2 nm－426.3 nm 及び(B)689.4 nm－487.4 nm－393.8 nm の 2 通りのスキームにより自動電離準位に遷移させて Sr 原子の共鳴イオン化を行っている[1]。

2. 外部電場によるシュタルクシフト

自動電離準位は、適切な主量子数を選ぶことでシャープなスペクトルが得られるが、外部電場の影響を受けやすくスペクトル幅が拡がり中心周波数がシフト（シュタルクシフト）する。図 1 は、スキーム(A)で生成した ^{88}Sr$^+$ イオンをメッシュ・円孔の 2 枚の電極で加速して検出する際に、円孔電極の電圧条件を変えて測定した 3 段目の周波数スペクトル例である。約 50 V でイオン化領域の電場がほぼゼロであり、電場の増加とともに低周波数側にシフトしている。同位体選択性の点では外部電場によるスペクトル幅の拡がりを抑制する必要がある。一方で、スキーム(A)の 2,3 段目の遷移における ^{90}Sr 同位体シフトはともに報告されておらず、近共鳴遷移による系統誤差を抑えるため外部電場により 3 段目の遷移幅を拡げて 2 段目の ^{90}Sr 同位体シフトを測定する用途も考えられる。

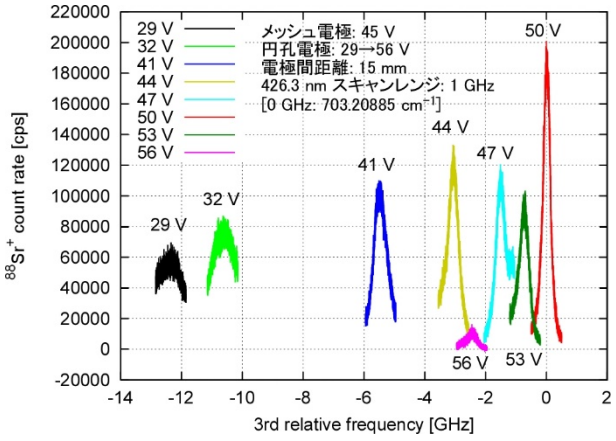


図 1　外部電場によるシュタルクシフト

3. 結言

外部電場による Sr 原子の 460.9 nm－655.2 nm－426.3 nm 共鳴イオン化スペクトル形状の変化を観測した。

参考文献

[1] Cheon Donguk 他，日本原子力学会 2018 年秋の大会，2A01.

本研究の一部には、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「レーザー共鳴イオン化を用いた同位体存在度の低いストロンチウム 90 の迅速分析技術開発」の成果が含まれます。

---

*Yoshihiro Iwata[1], Cheon Donguk[1], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

加速器中性子源で製造した ^{132}Cs のオートラジオグラフィへの適用

Autoradiography application of ^{132}Cs produced by means of accelerator-based neutron method

*山口 真矢[1], 金 政浩[1], Patwary Md Kawchar Ahmed[1], 青木 勝海[1], 吉浪 皓亮[1],
植松 美由紀[1], 伊藤 正俊[2], 渡辺 幸信[1]
[1]九大総理工 [2]東北大 CYRIC

^{137}Cs の代替環境トレーサーとして提案されている ^{132}Cs を加速器中性子法により製造し、その水溶液を植物に吸収させた後、セシウムの植物内の動態をオートラジオグラフィで観測した。

キーワード：加速器中性子, オートラジオグラフィ, ^{132}Cs, 環境トレーサー

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所事故後、大量の放射性物質が環境中に放出された。その中でも特に半減期の長い ^{137}Cs は、現在でも環境への影響が懸念されており、植物、動物などの生態に対する研究が盛んに行われている。それらの研究では、^{137}Cs の長い半減期による、使用後の保管・管理などが問題視されている。これらの問題を解決するために、先行研究では ^{137}Cs (半減期 30.1 年) の代替環境トレーサーとして、半減期が短い ^{132}Cs (半減期 6.43 日) が提案されている[1]。特にセシウムの土壌への吸着や、植物への移行は短い時間スケールで反応が進むため、代替トレーサーは有効となる。そこで今回は、^{132}Cs を用いた植物中の短期的な動態をオートラジオグラフィで観測し、代替トレーサーとしての検証実験を行うこととした。

2. ^{132}Cs 製造実験とオートラジオグラフィへの適用

まず、東北大 CYRIC にて加速器中性子法により ^{132}Cs を製造した。製造実験では、35MeV に加速した重陽子を十分に厚い炭素標的 (6mm^{t}) に照射し、C(d,n)反応により中性子を生成した。その中性子を Cs_2CO_3 (10.0 g) に照射し、^{133}Cs(n,2n)反応により ^{132}Cs を生成した。ビーム強度は約 1.0 μA とし、約 2 時間の照射後、約 2.5 MBq の ^{132}Cs の製造を確認した。

その後、中性子を照射した Cs_2CO_3 (10.0g) を蒸留水に溶かし、5.0MBq/L の Cs_2CO_3水溶液を精製した。この水溶液を用いて、カイワレおよび豆苗におけるセシウムの植物内の移行をオートラジオグラフィで観測した。なお、各々のサンプルに対し、10ml ずつ 5 回に分けて滴下した。吸収させるために滴下した水溶液中の ^{132}Cs の放射能は 1 回につき 50kBq である。

3. 結果

オートラジオグラフィで得られた画像データより、^{132}Cs を用いて植物中の短期的な動態を観測できることがわかった。本講演では実際の画像データからの解析を含め、その過程を示す。

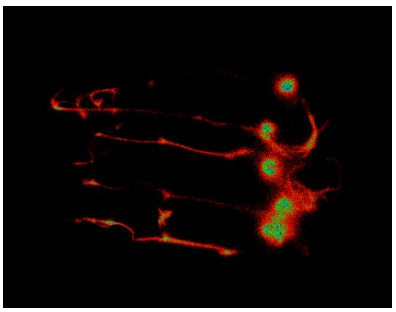


図 オートラジオグラフィで観測した豆苗

参考文献

[1] Nagai et al., J.Phys. Soc. Jpn 81(2012).

---

*Masaya Yamaguchi[1], Tadahiro Kin[1], Patwary Md Kawchar Ahmed[1], Katsumi Aoki[1], Kosuke Yoshinami[1], Miyuki Uematsu[1], Masatoshi Itoh[2] and Yukinobu Watanabe[1]
[1]Kyushu Univ., [2]Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.

ミューオン対生成の PHITS への組み込み

Implementation of muon pair production in PHITS

*坂木 泰仁，波戸 芳仁，岩瀬 広，平山 英夫

高エネルギー加速器研究機構

高エネルギー電子加速器施設で問題となるミューオンの生成モデルを PHITS に組み込み、ミューオンによる線量や放射化の計算を可能にした。また、SLAC におけるミューオン遮蔽実験のデータを用いて検証した。

キーワード：ミューオン、PHITS、遮蔽計算、モンテカルロ、ミューオン遮蔽実験

1. 緒言

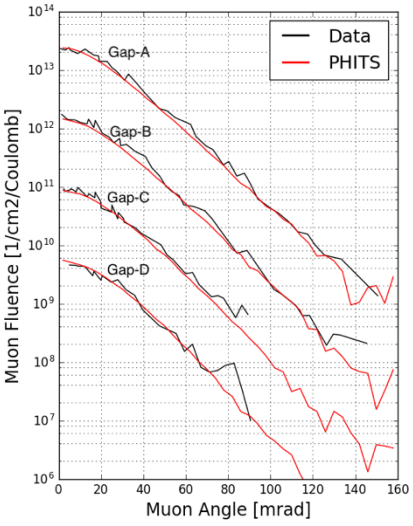
約 210MeV を超える電子が物質と電磁相互作用するとミューオンが生成される。ミューオンは透過性が非常に強いため、高エネルギー電子ビームを用いた施設において、高線量の区域を広範囲につくる。その為、遮蔽設計の観点において、高エネルギー電子から生じるミューオン場を精度良く計算する必要がある。そこで、本研究では、遮蔽計算等で用いられる PHITS コードにミューオン対生成過程を組み込み、電子起源のミューオン場の評価を可能にした。

2. 方法

量子電磁気学の摂動論をベースとした計算式を用いた。ミューオン対生成過程はミューオンを生成する光子が 実光子か仮想光子かで分けられる。今回は、遮蔽設計の場面において重要となる実光子の場合を考える。また、寄与が最も大きいと予想される Bethe-Heitler 過程に対する微分断面積を計算コードに組み込んだ。光子と物質との電磁相互作用は、光子が原子核と相互作用する coherent モードと、光子が核子と相互作用する quasi-elastic モードと inelastic モードが存在し、これら全ての寄与を考慮した。coherent モードが主要な寄与となるが、残り２つの寄与は、ミューオンが大角度に散乱される領域において重要となる。微分断面積の表式は、Born 式と簡易な Weizsacker-Williams 近似式があるが、より厳密な Born 式を用いた。

3. 結果

ミューオン遮蔽実験と PHITS の結果を比較し、組み込んだモデルを検証する。本研究では、SLAC で行われたミューオン遮蔽実験におけるデータと比較する。この実験は、体系が詳細にわかっておりモンテカルロの検証に非常に有用である。また、18GeV の高エネルギー電子を起源としたミューオン束の絶対値と広がりに関するデータが示されている。ミューオンが通過する鉄の密度が不明であったが、今回新たに測定し PHITS を用いた計算のインプットとして利用した。右図は、４つの測定場所で測定された実験データと PHITS の計算結果との比較であり、非常に良く一致している。PHITS は電子起源で生じるミューオン束の絶対値と角度分布を共に高精度で予言できることを示した。



*Yasuhito Sakaki, Yoshihito Namito, Hiroshi Iwase, Hideo Hirayama

The High Energy Accelerator Research Organization

炭素線治療の安全評価を目的とした光刺激蛍光体を用いた光ファイバー型小型線量計の開発

Development of an optical fiber type small dosimeter using OSL elements for safety evaluation in carbon ion radiotherapy

*平田悠歩[1]，金子和樹[1]，山﨑淳[1]，渡辺賢一[1]，吉橋幸子[1]，瓜谷章[1]，
古場裕介[2]，松藤成弘[2]
名古屋大学大学院工学研究科[1]，量子科学技術研究開発機構[2]

炭素線治療はスキャニング照射法などの技術を用いて腫瘍のみを選択的に損傷させることが可能である。安全に治療を行うためには体内での線量評価が求められている。そこで我々は光ファイバーの先端に光刺激蛍光体を配した小型線量計の開発を行っている。今回は、小型線量計の治療場での応用に向けて炭素線照射実験を行った。

キーワード：線量計、放射線治療、光ファイバー

１．緒言　炭素線治療は侵襲性が低く患者への負担が少ない治療方法として期待されている。その一方で照射位置のずれにより腫瘍周辺の正常な組織に障害を与えてしまう恐れがある。炭素線治療で多くの適用例のある症例に前立腺がんがあるが、前立腺の内部には尿道が通っている。前立腺がんの治療で炭素線照射を行う際には間に位置する尿道の線量を下げることが望ましく、尿道のみを避けて行う照射法も検討されている。尿道の内部に線量計を挿入することで、炭素線照射位置のずれや尿道への過剰な線量付与をモニターすることができる。患者への負担なく人体に挿入するためには使用する線量計を小型にする必要がある。そこで我々の研究グループでは、光ファイバーの先端に光刺激蛍光体を配した小型線量計の開発を進めている。今回は小型線量計を用いた前立腺治療時の尿道内線量評価の模擬試験を行った。

２．実験・結果　小型線量計は粉末状にした Eu:BaFBr を石英ファイバーの先端に配した。作製した小型線量計を用いて放射線医学総合研究所の HIMAC において炭素線照射実験を行った。今回の実験では線量計を水中に設置し炭素線ビームを照射した。スキャニング法を用いた炭素線治療では、ブラッグピーク深さを変化させ積層させることで精細な線量分布を形成し、尿道への影響を低減させている。今回の実験では水中に前立腺があることを想定し、炭素線の飛程を変えて照射した。尿道が位置する深さを 88 mm とし、尿道の線量が低下した線量分布を形成した。線量計を深さ 88，83，93 mm に設置し線量計出力の変化を観測した。図 1 に積層照射の各層当たりにおける小型線量計の線量計出力を示す。小型線量計の設置位置変化により線量計出力が大きく変化した。この実験により小型線量計により炭素線治療における照射位置のずれを検知できることが示された。

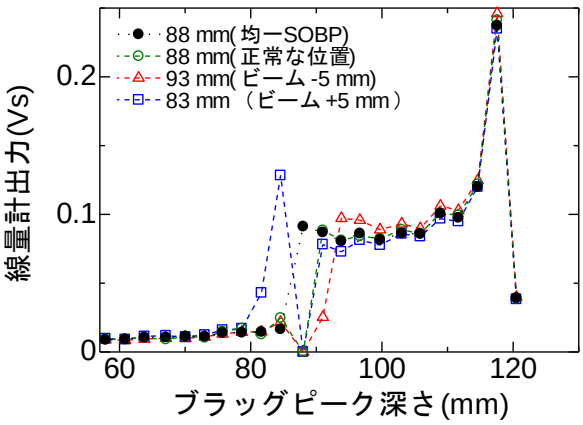


図１　積層照射の各層当たりにおける小型線量計の線量計出力

*Yuho Hirata[1], Kazuki Kaneko[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], [1]Nagoya Univ., [2]QST

OSL 線量計の BNCT 場での運用に向けた検討

Study on gamma-ray dose measurements in BNCT field using an OSL dosimeter

*中村　悟，平田　悠歩，山﨑　淳，渡辺　賢一，吉橋幸子，瓜谷　章
名古屋大学

BNCT 照射場のような中性子が支配的で、実測困難なエネルギースペクトル場の人体に対するガンマ線量を正確に把握するために、我々は組成が人体に近く中性子感度が低いとされる BeO に注目し、OSL の測定体系や測定方法を検討した。また、中性子とガンマ線が混在する場でガンマ線線量の実測を行った。

キーワード：OSL 線量計，ホウ素中性子捕捉療法

1. 緒言

中性子を用いたがんの新たな治療法の 1 つとして現在、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の研究が進められている。BNCT で患者に与えられる線量は、$^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応起因のホウ素線量、高速中性子起因の水素線量、$^{14}N(n,p)^{14}C$ 反応起因の窒素線量とガンマ線量に分けて評価される。本研究では、この中のガンマ線量の評価法に関する検討を行っている。ガンマ線量の最も基本的な評価手法は電離箱を用いたものであるが、複雑な形状のファントム内での線量分布評価や、ホウ素薬剤の性能評価に用いられる細胞実験のように、電離箱を設置するのが困難な照射場におけるガンマ線量評価には、小型で電源不要な積分型線量計素子の利用が望ましい。そこで我々は、BNCT 照射場のような中性子が支配的で、実測困難なエネルギースペクトル場のガンマ線量を正確に把握するために、組成が人体に近く中性子感度が低いとされる BeO に注目し、OSL の測定体系や測定方法に対する検討を行った。

2. BeO の OSL 測定体系の整備

先行研究では、BeO は 550nm の刺激光により紫外領域の OSL 発光を示すことが確認されている。なので、我々は緑色の LED 光源を用いた OSL 測定用の測定体系を整備し、図 1 に示すような被曝線量と発光量の線形性を確認することが出来た。また、測定に適した LED 出力や測定時間の検討などを行った。

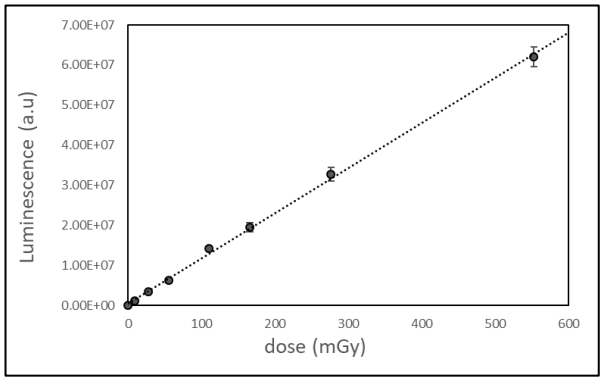


図 1. 線量と OSL 発光量の関係

3. 中性子場での実験

京都大学研究用原子炉でガンマ線線量の測定実験を行った。線量計の放射化量評価と BeO TLD 線量計との比較検討を行った。

参考文献

[1] Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors　Eduardo G. Yukihara

*Satoru Nakamura, Yuho Hirata, Atsushi Yamazaki, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Akira Uritani
[1]Nagoya Univ.

ダイヤモンド検出器によるホウ素中性子捕捉反応の直接定量手法の開発

A Direct Quantitative Measurement of Boron Neutron Capture Reaction by Diamond Detector

*吉橋 幸子[1]，小林 真[2,3]，山本 優弥[1]，小川 国大[2,3]，磯部 光孝[2,3]
長壁 正樹[2,3]，渡辺 賢一[1]、瓜谷 章[1]
[1]名大，[2]核融合研，[3]総研大

ホウ素中性子捕捉反応の評価のため、単結晶 CVD ダイヤモンド検出器とホウ素化合物とを組み合わせた高エネルギー荷電粒子の直接測定手法の評価を行っている。

キーワード：中性子、荷電粒子、BNCT、ダイヤモンド検出器

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法において中性子照射場におけるホウ素化合物効果 CBE を評価することが求められている。ダイヤモンド検出器は、その表面にホウ素化合物を付することでホウ素と中性子との $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応により生成するアルファ線を直接測定することが可能となる。一方、ダイヤモンド検出器はガンマ線にも感度を有するため、アルファ線とガンマ線の弁別測定が必須である。本研究では、京都大学複合原子力科学研究所における熱中性子場を用いて、アルファ線検出のための波形弁別手法について検討した。

2. パルス波形弁別

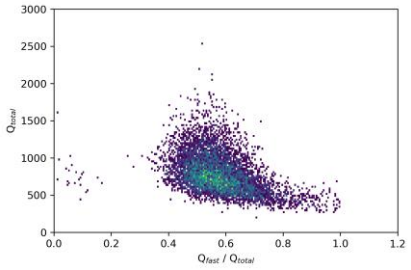
これまでのパルス波形弁別法は、パルスの半値幅または 2/3 値を参照し、その閾値によってアルファ線とガンマ線の弁別を行っていた。しかしながら、ホウ素から放出されるアルファ線は残留エネルギーが低く、ノイズの影響を受けやすく弁別が困難であった。そこで本研究では、検出器から得られる電荷量から判定する手法を用いる。計測で得られたパルス全体を積分した全電荷量（Q_{total}）と、Q_{total} に対する設定時間範囲の電荷量（Q_{short}）との比（Q_{short}/Q_{total}）とをプロットし、その分布からアルファ線とガンマ線を弁別する。

3. 中性子照射実験

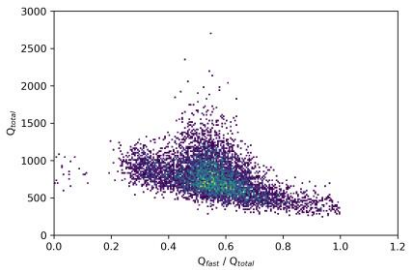
中性子照射実験は、京都大学複合原子力科学研究所の E-3 中性子導管を用いて行った。E-3 導管は、ガンマ線や高速中性子の成分をほとんど無視できる。ダイヤモンド検出器は、片面に厚さ 2 mm の B_4C 箔を付したものを用い、熱中性子束 2.7×10^{5} cm^{-2} s^{-1} で 10 分間照射した。

4. 結果と考察

図 1 は、B_4C 箔がある場合とない場合の Q_{total} と Q_{short}/Q_{total} 比の分布図を示す。B_4C 箔がある場合において、$0.15<Q_{fast}/Q_{total}<0.38$ のパルス出現頻度が上昇している事がわかる。これは、アルファ線によるパルスに起因すると考えられる。また、本実験におけるダイヤモンド検出器の検出効率は 1.8e-5 程度と推測された。



(a) B_4C 箔ない場合



(b) B_4C 箔ある場合

図 Q_{total} と Q_{short}/Q_{total} 比の分布図

---

*Sachiko Yoshihashi, Makoto Kobayashi[2,3], Yuya Yamamoto[1], Kunihiro Ogawa[2,3] , Mitsutaka isobe[2,3], Masaki Osakabe[2,3]and Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ., [2]NIFS, [3]SOKENDAI

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-3 Application of Beams, Target/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3O01-07] Application and Measurement of Quantum Beam

Chair:Noriyoshi Hayashizaki(Tokyo Inst. Tech.)

Wed. Mar 18, 2020 10:00 AM - 11:55 AM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O01] Electron beam measurement using electro-optic crystal

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3O02] Immobilization of noble metal nanoparticles onto resin surface using radiation

*Satoshi Seino[1], Yuji Takagi[1], Fumiyasu Ishiguro[2], Yuji Ohkubo[1], Shun Fujieda[1], Takashi Nakagawa[1], Takao A. Yamamoto[1] (1. Osaka Univ., 2. LIXIL)

10:15 AM - 10:30 AM

[3O03] Study on radiation-induced reaction processes of ligands of metal oxide resist

*Kengo Ikeuchi[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Shinichi Yamashita[2], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3] (1. Osaka Univ., 2. Univ. Tokyo, 3. Tokyo Ohka)

10:30 AM - 10:45 AM

[3O04] Dependence of chemically amplified resist performance on film thickness under electron beam irradiation

*Naoki Maeda[1], Kazumasa Okamoto[1], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3O05] FT-IR Analysis on the Damage of Simulated Cultural Heritage Samples Induced by Ion-Beam and X-Ray Irradiation

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[3O06] Highway PC Bridge Inspection using 950 keV Portable X-ray Source

*YANG Jian[1], UESAKA Mitsuru[1], MITSUYA Yuki[1], DOBASHI Katsuhiro[1], KUSANO Jouichi[2], FUJIWARA Takeshi[3], TANAKA Yasushi[4] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera, 3. AIST, 4. KIT)

11:15 AM - 11:30 AM

[3O07] Development of Three-Dimensional gamma-CT Scan System in BL1U-UVSOR-III

*Khaled Ali[1], Hideaki OHGAKI[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Violeta Iancu[4], Masahiro Katoh[5] (1. kyoto university, 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP , 5. UVSOR)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

電気光学結晶を用いた電子ビーム測定

Electron beam measurement using electro-optic crystal

*菅 晃一，神戸 正雄，楊 金峰，吉田陽一

阪大産研

阪大産研では、レーザーフォトカソードRF電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム診断として、電気光学結晶を用いた電子ビーム測定および電気光学結晶におけるポッケルス効果の測定について報告する。

キーワード：電子ビーム，テラヘルツ波，電気光学結晶

1. 緒言

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 psの逆数が1 THzに相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μ m）の電磁波研究[2,3]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]や光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[4]が挙げられる。そこで、本研究では、自由空間中を運動するパルス電子ビーム（35 MeV、<1 nC）の周りのテラヘルツ電場計測について述べる。本測定では、電気光学（EO, electro-optic）結晶による測定系の現状と軸方向電場測定の可能性について調査を行ったので、その結果について述べる。

図1に、自由空間中の電子ビームのテラヘルツ電場計測のための光学系を示す。ペリクルミラーにより、適宜、光学遅延と紙面内の直線偏光となるようにしたフェムト秒レーザーを、電子ビーム（35 MeV）とほぼ同軸にEO結晶（ZnTe(110)、1 mm厚）に入射した。矢印のように電子ビームの x 方向の位置を固定した後でフェムト秒レーザーを光学遅延することにより、電子ビームの周りの x-z 電場分布測定を行った。電子ビーム電場のポッケルス効果が起こすレーザーの偏光変化を、4分の1波長板（QWP）、偏光ビームスプリッタ（PBS）、二つのフォトダイオード（Two PDs）でバランス検出を行った。この系は、径方向（x）電場の測定系であるが、発表では軸方向（z）電場測定についても議論を行う。

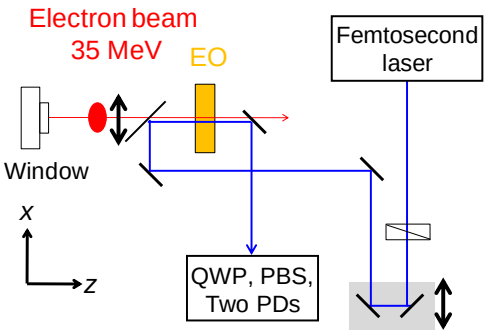


図1. 測定光学系

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa, K. Kan et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013).

*K. Kan, M. Gohdo, J. Yang, Y. Yoshida

ISIR, Osaka Univ.

放射線を利用した樹脂表面への貴金属ナノ粒子固定化法の検討

Immobilization of noble metal nanoparticles onto resin surface using radiation

*清野 智史[1]，高木 雄司[1]，石黒 文康[2]，大久保 雄司[1]，藤枝 俊[1]，中川 貴[1]，山本 孝夫[1]
[1]大阪大学，[2]LIXIL

放射線照射により誘起される化学反応を利用し、樹脂基材表面への貴金属ナノ粒子の担持固定化を試みた。Pd イオン水溶液に ABS 樹脂板を含浸し、放射線を照射することで、ABS 板表面に Pd ナノ粒子が担持析出した。Pd ナノ粒子を触媒として無電解銅めっきを行ったところ、従来手法に匹敵するめっき膜が得られた。

キーワード：ナノ粒子、ABS、パラジウム、電子線、ガンマ線、無電解めっき

1. 緒言

放射線照射により水溶液中に誘起される化学反応場を利用することで、セラミックスやカーボンといった担体材料の表面に貴金属ナノ粒子を担持することができる[1]。新たな挑戦として、樹脂材料表面への貴金属ナノ粒子の担持固定化を試みた。本発表では、ABS 樹脂基板の表面にパラジウムナノ粒子を担持し、無電解めっき触媒への応用を検討した成果を報告する。

2. 実験手順

ABS 基板を Pd イオン水溶液に浸漬したものを出発原料とし、放射線を照射した。線源として加速器電子線（加速電圧 4.8 MeV）もしくはガンマ線（コバルト 60 線源）を使用した。照射後に水洗・乾燥処理を行うことで、Pd ナノ粒子が担持した ABS 基板（Pd/ABS）を得た。合成パラメータとして、Pd イオン源の濃度、ラジカル捕捉剤として添加した 2-プロパノールの濃度、吸収線量を変化させた。得られた Pd/ABS の評価は、SEM 観察、XPS 測定、ICP-AES 測定により実施した。特性評価として無電解銅めっきを行った。

3. 結果と考察

Pd/ABS 表面の SEM 観察を行ったところ、樹脂板表面に粒径 10-20 nm 程度の Pd ナノ粒子が担持していた。また得られた Pd/ABS 表面に無電解銅めっき処理を行ったところ、良好な銅被膜が生成した。従来の無電解めっき手法では必要とされる樹脂表面のエッチング処理を行っていないにも関わらず、高い密着性（剥離強度：7 N/cm）を示すことも分かった。

ABS 表面に Pd ナノ粒子がどのような作用で固定化されているか、XPS 解析を元に考察した。還元補助剤としてアルコールを添加して照射した系では、金属状態の Pd が生成していた。これは、原料 Pd イオンが還元されナノ粒子となり、ABS 表面に担持したものと考えられる。一方、アルコールを添加せずに照射した系では、ABS 樹脂表面に官能基が生成していること、またその官能基に Pd イオンが結合している可能性が高いことが分かった。いずれの場合も Pd は ABS 表面に強固に固定化されており、結果として良好なめっき特性が得られたものと考えられる。

4. 結論

放射線により誘起される化学反応を利用し、ABS 樹脂板表面に Pd ナノ粒子を固定化できることを見出した。同手法は、新たな無電解めっきプロセスの構築に貢献する新技術として期待される。

参考文献

[1] S. Seino, et.al., J. Nanopart. Res. 10 (2008) 1071. 等

---

*Satoshi Seino[1], Yuji Takagi[1], Fumiyasu Ishiguro[2], Yuji Ohkubo[1], Shun Fujieda[1], Takashi Nakagawa[1] and Takao A. Yamamoto[1]
[1]Osaka Univ., [2]Lixil Corp.

メタル酸化物レジスト配位子の放射線誘起反応過程の解明

Study on radiation-induced reaction processes of ligands of metal oxide resist

*池内 健吾[1], 室屋 裕佐[1], 古澤 孝弘[1], 山下 真一[2], 小室 嘉崇[3], 川名 大助[3], 山﨑 晃義[3]

(1. 阪大産研, 2. 東大院工, 3. 東京応化)

近年、EUV リソグラフィーの分野において、メタルレジストが注目されている。そこで本研究では、パルスラジオリシス法を用いて、各種カルボン酸配位子の放射線誘起反応について調べた。その結果、配位子である MAA の中間活性種が o-TA の中間活性種よりも不安定であることがわかった。

キーワード：パルスラジオリシス、メタルレジスト、カルボン酸配位子、ビーム誘起反応

1. 緒言

近年、EUV リソグラフィーの分野において、EUV に対する感度やエッチング耐性が高いメタルレジストが次世代レジスト材料の一つとして、注目されている[1]。先行研究から、ビーム照射によってカルボン酸配位子の構造が変化し、不溶化に影響を与えるいくつかの仮説が提唱されているが詳細はよく分かっていない。ナノ秒パルスラジオリシスに基づいた一つの仮説として[2][3]、酸性条件下では不飽和脂肪族カルボン酸に電子が反応し、次にα炭素にプロトンが付加する反応経路が不溶化に繋がることが提唱されている。しかし、塩基性条件下では反応が遅く、反応の詳細がわかっていない。そこで本研究では、塩基性条件下を含め、不溶化の機構解明を目的として、時間領域を変え、パルスラジオリシス測定を行うことで、カルボン酸と電子の反応生成物や中間体を調べた。

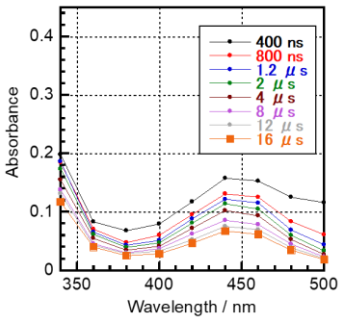


図 1 . 3 mM o-TA 水溶液の過渡吸収スペクトル(pH : 9.45, Dose : 113 Gy)

2. 実験

試料には溶質として飽和脂肪族カルボン酸(メタクリル酸(MAA), チグリン酸(TiA), アンゲリカ酸(AA))と芳香族カルボン酸(安息香酸(BA), o-トルイル酸(o-TA), p-トルイル酸(p-TA))、溶媒として超純水、ラジカル捕捉剤として tert-ブチルアルコール、pH 調整剤として NaOH を用いて試料を調整した。試料は Ar ガスで脱気した。調整した試料に対して、パルスラジオリシスを行い、スペクトルと時間挙動を調べた。

3. 結果・考察

塩基性条件の過渡吸収スペクトル(~20 μs)を図 1, 図 2 に示す。o-TA は 2 種類の吸収(~380 nm、400~500 nm)が確認された。一方、MAA は 1 種類の吸収(~420 nm)が確認された。o-TA と MAA の中間活性種の吸収帯(340 nm)のタイムプロファイルを図 3 に示す。それぞれのタイムプロファイルは二次反応の関数に fitting でき、o-TA の方が MAA より減衰が遅いことが分かった。中間活性種の同定および反応機構について当日報告する。

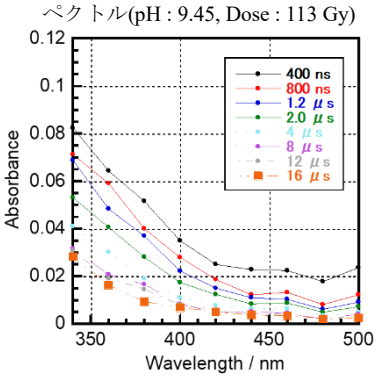


図 2. 3 mM MAA 水溶液の過渡吸収スペクトル(pH : 10.1, Dose : 113 Gy)

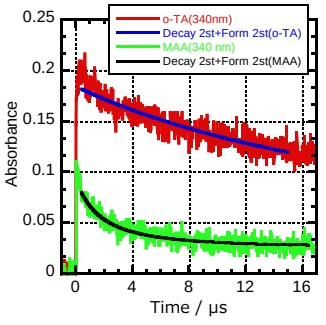


図 3. 20 μs 領域における o-TA 及び MAA タイムプロファイル(340 nm)の fitting 結果

参考文献

[1] T. Kozawa, Jpn. *J. Appl. Phys.* **58,** 036501 (2019)

[2] T. Yamada, Jpn. *Appl. Phys.* **58,** 036503 (2019)

[3] T. Yamada, Jpn. *Appl. Phys.* **58,** 096504, (2019)

*Kengo Ikeuchi[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Yamashita Shinichi[2], Yoshitaka Komuro[3], Daisuke Kawana[3], Akiyoshi Yamazaki[3]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]Tokyo Ohka Kogyo.

化学増幅型レジストの電子線照射による膜厚依存性

Dependence of chemically amplified resist performance on film thickness under electron beam irradiation

*前田　尚輝[1]、岡本　一将[1]、井狩　優太[1]、誉田　明宏[1]、古澤　孝弘[1]、田村　貴央[2]
([1]阪大産研、[2]（株）ニューフレアテクノロジー)

化学増幅型レジストの膜厚が変わることによる電子線照射のパターン描画への影響を、走査型電子顕微鏡（SEM）を用いて調べた。SEM 像から薄膜化による描画パターンの Line Width Roughness （LWR）の増加が確認できた。また水晶振動子マイクロバランス（QCM）測定から薄膜化によりレジストの溶解挙動が変わることが明らかになった。

キーワード：電子線照射、高分子薄膜、リソグラフィ、レジスト

1. 緒言

継続的な量産用半導体の高性能化に対応するために、極端紫外線（EUV）リソグラフィの導入が開始され、微細パターンを転写するためのフォトマスクの高精細化、生産性の向上への要求も高まっている。最新のマスク製造方法として、数十 nm 以下の極薄膜化学増幅型レジストを用いた電子線リソグラフィが用いられている[1]。しかし、ポリマーを主成分とするレジストの薄膜化により、界面影響が大きくなり、ガラス転移温度などの物性変化やそれに伴う解像性能への影響などが予想されているものの、詳細な電子線照射後の解像挙動は明らかになっていない。そこで本研究では、膜厚 70 nm 以下のレジスト薄膜への電子線照射を行い、現像後得られたレジスト像の走査型電子顕微鏡（SEM）による解析と、水晶振動子マイクロバランス（QCM）法を用いた現像時の溶解挙動測定[2]、そして現像前プロセスのシミュレーションを組み合わせることにより極薄膜中での膜厚変化による解像性能への影響を明らかにした。

2. 実験

試料にはマトリックスとして *t*-BOC PHS （poly(4-hydroxystyrene)の OH 基の 30％が *tert*-butoxycarbonyl 基で置換されているポリマー）、さらに添加剤として、光酸発生剤（PAG）である triphenylsulfonium nonaflate（TPS-nf）、酸の拡散を防ぐ塩基性クエンチャーとして trioctylamine（TOA）を加えその溶液を用いて、スピンコーターでシリコン基板上に薄膜を形成した。薄膜の厚さを 20-70 nm の範囲で変えながら、125 keV の電子線描画装置（ELS-100T, エリオニクス）で照射した。現像後、走査型電子顕微鏡（SEM, 日立ハイテクノロジーズ）により描画パターンの観察およびパターン幅と Line Width　Roughness（LWR）の測定を行った。

QCM 法は同様に膜厚 20-70 nm 薄膜を調製し、50 keV の電子線照射（EB-ENGINE, 浜松ホトニクス）を行ったのち QCM 装置（RDA-Qz3, リソテックジャパン）を用いることで薄膜化の溶解挙動への影響を調べた。

3. 結果・考察

レジスト薄膜上に Pitch200 nm、パターン幅 100 nm の Line & Space パターンの電子線描画を行った。その後得られた SEM 像を Fig. 1 に示す。この像からパターンの凸部の傾斜が、薄膜化が進むにつれ緩やかになっていることが確認できる。また LWR の変化を調べ、結果として薄膜化に伴いパターンのラフネスが増加することが確認できた（Fig. 2）。QCM 法を用い溶解挙動の膜厚依存性を調べ、薄膜化により溶解挙動が変わることが明らかになった。当日はシミュレーションの結果と合わせて議論する。

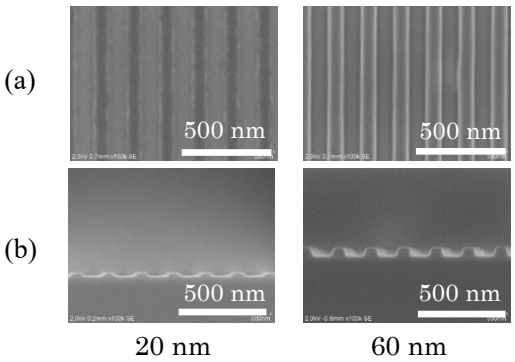


Fig. 1 (a) Top-view and (b) Cross-sectional SEM images of the pattern on 20 nm- and 60 nm-thick-film.

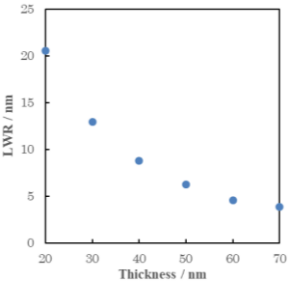


Fig. 2 Relationship between LWR and resist thickness obtained from the SEM images.

参考文献
[1] M. Sato, K. Ugaki, K. Yagawa, M. Suenaga and Y. Kobayashi, *J. Photopolym. Sci. Technol.*, **27 (4)**, 511-516 (2014)
[2] H. Ito, D. Alexander, G. Breyta and G. Breyta, *J. Photopolym. Sci. Technol.*, **10 (3)**, 397-408 (1997)

---

*Naoki Maeda[1], Kazumasa Okamoto[1], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda [1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2]
([1]ISIR, Osaka Univ. , [2]NuFlare Technology, Inc.)

イオンビーム及びX線照射に伴う模擬文化財試料の損傷のFT-IR測定

FT-IR Analysis on the Damage of Simulated Cultural Heritage Samples Induced by Ion-Beam and X-Ray Irradiation

*小栗慶之[1]，長谷川 純[1]，福田一志[1]，羽倉尚人[2]
[1]東工大，[2]東京都市大

イオンビームやX線を用いた文化財試料の分析に伴う試料の損傷を評価する手法として赤外線分光に注目し，照射後試料のFT-IRスペクトルを測定した結果，目に見えない損傷を高感度で検出できることが分った．

キーワード：文化財分析，イオンビーム，X線，放射線損傷，吸収線量，化学結合，FT-IR，ゼラチン

1. 緒言

PIXE，RBS等のイオンビーム分析やXRF等のX線分析による文化財の測定は，一般に非破壊とされている一方，貴重な試料を損傷する潜在的なリスクを伴う[1]．そこで，絵画の分析を想定し，絵具の基材としての膠を模擬したゼラチン試料を用意し，これらに陽子線またはX線を照射後，試料表面の化学結合状態の変化をFT-IR（フーリエ変換赤外分光分析）で測定し，目に見えないレベルの損傷が検出できるかどうか調べた．

2. 実験

ゼラチン試料は市販の料理用ゼラチン粉末を湯に溶き乾燥して製作し，厚さは20 μmであった．陽子線照射は2.5 MeV陽子により真空中で行い，一般的なPIXE分析を想定してビーム電流密度1 nA/ϕ5 mm，照射時間5分とした．X線照射はAg陽極のX線管を用いて空気中で行い，管電圧は40 kVとした．試料の吸収線量は陽子線で200 kGy（表面），X線で7 Gyであった．照射後試料のFT-IR測定はATR（減衰全反射）法[2]で行った．

3. 結果･考察

陽子線照射前後のFT-IR測定の結果を図1に示す．N-H，C=O等の化学結合に起因する吸収ピークの強度が変化し，照射によるアミド結合の分解が示唆された．これより，目に見えないレベルの照射損傷を検出できることが分った．今後，模擬試料を用いた損傷の事前予測評価や文化財専用超低線量分析法の開発[3]等への応用が考えられる．

一方，X線照射では線量が非常に低かったが，スペクトルに有意な変化は見られなかった．

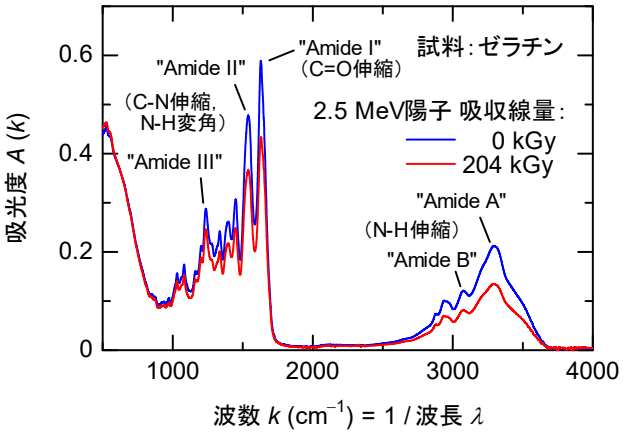


図1： 2.5 MeV陽子線照射前後のゼラチン試料のFT-IRスペクトルの変化

参考文献

[1] T. Calligaro et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. Sect. B* **363** (2015) 135–143.
[2] B.C. Smith, *Fundamentals of Fourier Transform Infrared Spectroscopy,* 2nd Edition, CRC Press, ISBN-13: 978-1498770613 (2016).
[3] 小栗慶之 他，日本原子力学会2019年秋の大会，富山大学五福キャンパス，2019年9月11–13日，1M08 (2019).

*Yoshiyuki Oguri[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1] and Naoto Hagura[2]
[1]Tokyo Tech, [2]Tokyo City Univ.

Highway PC Bridge Inspection using 950 keV Portable X-ray Source

*YANG Jian[1], UESAKA Mitsuru[1], MITSUYA Yuki[1], DOBASHI Katsuhiro[1],
KUSANO Jouichi[2], FUJIWARA Takeshi[3], TANAKA Yasushi[4]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera, [3]AIST, [4]KIT

Abstract

We developed a 950 keV X-band electron LINAC-based X-ray sources for on-site bridge inspection and visualization of the inner structure of a bridge. The use of X-ray mesh collimators and the highly sensitive flat panel detector makes it possible to understand the grout filling flaws inside the sheath, which leads to a full strength-analysis of the bridge through numerical methodologies.

Keywords: *X-Ray, Nondestructive test, Linear Accelerator, Bridge Inspection, Structural Analysis*

1. Introduction

Many of the bridges built during the economic boom in Japan are approaching their designed life spans. A considerable number of Pre-stressed Concrete (PC) bridges have shown apparent damage even as of now. The degradation of iron wires and their vessel, aka sheath, and grout filling inside a sheath of a PC bridge could be examined onsite through our mobile X-ray source with enhanced flat panel detector. By understanding the grout filling condition, applying a structural analysis becomes possible, which will in turn quantify the degradation of the bridge strength. This technology would be significate for bridge maintenance as 42% and 63% of all bridges will be over 50 years of age by 2021 and 2031 respectively, while a reliable method of examining grout is yet to be developed.

2. Indoor grout filling measurement of a PC bridge sample

The inner structure and the grout flaw are recognizable despite room for improvement. 15mm in diameter of the wire and 40mm of the sheath from the results match the real data. Through MATLAB analysis, it is found that the Al collimators stick to the FPD make images 1.25 times clearer thanks to the reduction of (mostly Compton scattering) noise.

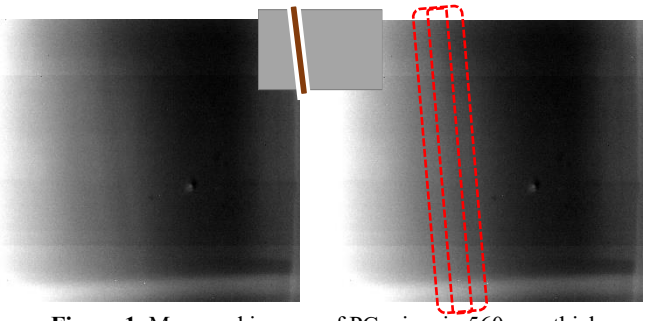


Figure 1. Measured images of PC wires in 560 mm thick
(i) Raw image (ii) Location of PC wires

3. Summary

This technology could be expected in bridge evaluations. We propose the guideline of maintenance consisting of (i) screening by eye and hammering, (ii) X-ray inspection, (iii) structural analysis, and (iv) maintenance planning. We will continue to enhance the detector for higher sensitivity, do the structural analysis, and investigate how moisture inside a sheath affects the overall strength through neutron tests. Meanwhile, longer exposure time to X-ray will be one of our next attempts to make wire & sheath edges more recognizable, along with digital image processing methodologies. Results from another X-ray source with higher energy (up to 3.95MeV) will be compared to judge and improve our efforts.

References

[1] M. Uesaka, Y. Mitsuya, E. Hashimoto, et al., “On-Site Nondestructive Inspection of Bridges Using the 950 keV X-Band Electron Linac X-ray Source,” J. Disaster Res., Vol.12, No.3, pp. 578-584, (2017)

Development of Three-Dimensional gamma-CT Scan System in BL1U-UVSOR-III

*K. Ali[1], H. Ohgaki[1], H. Zen[1], T. Kii[1], T. Hayakawa[2], T. Shizuma[2], H. Toyokawa[3], Y. Taira[3], V. Iancu[4], G. Turturica[4], Calin Ur A[4], M. Fujimoto[5] and M. Katoh[5,6]

[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]AIST, [4]ELI-NP, [5]UVSOR, [6]Hiroshima Univ.

Abstract: We are planning to measure a Three-Dimensional Gamma Computed Tomography image for the preparation of 3D NRF-CT image with the LCS gamma-ray beam at BL1U in UVSOR-III synchrotron radiation facility. To obtain the 3D gamma-CT image within the UVEOR-III machine time in a weak (around 60 hours), we have been developing an automatic CT target movement stage and data acquisition system. The 3D gamma-CT scanning system and the obtained image will be reported in the presentation.

Keywords: Computed Tomography, Laser Compton Gamma-ray Beam, Nuclear resonance fluorescence

Summary: Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) absorption method enables us to identify the specific nuclide by measuring the scattered gamma-ray which has the excitation energy of the nuclide or the absorption of the incident gamma-ray. NRF has been studied for non-destructive diagnostics in the industrial application, and the isotope imaging inside the spent nuclear fuel canisters and nuclear wastes [1]. Zen et al. [2] demonstrated a CT imaging of a lead isotope (^{208}Pb) in a natural lead rod concealed inside in an iron cylinder filled with aluminum together with an iron rod. One of the remarkable features for NRF-CT is that it is possible to identify only the isotope of interest from a sample including several isotopes. From the principle, NRF-CT should have isotope selectivity. Our previous study which carried out at the BL1U in UVSOR-III synchrotron radiation facility has proposed a method to perform an isotope selectivity of the Computed Tomography (CT) imaging based on the NRF absorption method using a quasi-monochromatic Laser Compton Scattering (LCS) gamma-ray beam in the MeV region for a sample target including two enriched lead isotope rods made of ^{206}Pb and ^{208}Pb with a diameter of 6 mm implanted in a thick aluminum holder. Two-dimensional NRF-CT image of ^{208}Pb isotope distribution in the sample target was selectively obtained for the first time using an excited state with $J\pi=1^-$ at 5.512 MeV in ^{208}Pb. The CT image was clearly obtained with a 2-mm pixel size resolution which was determined by the horizontal step size of the CT stage. The intensity of the LCS gamma-ray beam was greater than 10^8 photons/second without a collimating. We are looking forward to obtaining a three-dimensional NRF Computed Tomography (3D NRF-CT) image for the isotopes inside the desired targets. For this purpose, we are developing an automatic measurement system which consists of the CT target movement stage and data acquisition system. A three-dimensional Gamma-CT measurement in UVSOR-III is being planned to test the developing system. We will use a CT target including two rods of isotopes in a specific dimension. The two rods will be implanted in an aluminum cylindrical holder with a diameter of 25 mm and a 20-mm height with three holes. Two of these holes will include the two rods and the other one was not filled as a vacancy. The rods types, their arrangements and the density distribution of the vertical direction inside the holder are under preparation. We will use a fiber laser system with a maximum average power of 50 W and 1.896 nm wavelength to generate an LCS gamma-ray beam with maximum gamma-ray energy of 5.528 MeV with a head-on collision with a 746 MeV electron beam. And also, a lead collimator with a hole diameter of 1 mm will be used for limiting the scattering angle of the LCS gamma-ray beam. The development in the measuring system, the obtained 3D gamma-CT image and for the ^{208}Pb and the acquiring time will be discussed.

References:

[1] N. Kikuzawa, et al., Appl. Phys. Express 2, 036502 (2009).

[2] H. Zen, et al., AIP Advances 9, 035101 (2019).

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

[3O08-12] Accelertor and Componet Technology

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

Wed. Mar 18, 2020 2:45 PM - 4:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O08] Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

*Masafumi Ozeki[1], Masashi Yamamoto[2], Kunihiro Miyoshi[1], Akito Aichi[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera Inc.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3O09] Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

*Akito Aichi[1], Masafumi Ozeki[1], Kunihiro Miyoshi[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Tokyo Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3O10] Study of a thermionic electron gun by back-face fiber laser heating

*Nobuhito Osada[1], Aki Murata[2], Noriyosu Hayashizaki[2], Daisuke Satoh[3] (1. Tokyo Tech, 2. IIR, TokyoTech, 3. AIST)

3:15 PM - 3:30 PM

[3O11] Development of radiation resistant rubber for accelerator equipment

*Tomohiro TAKAYANAGI[1], Yoshihiro Shibanuma[2], Yuji Houfuku[3] (1. JAEA, 2. IRIS, 3. SANEI)

3:30 PM - 3:45 PM

[3O12] A new tune correction method with stair-like additional pole for 150 MeV FFAG accelerator

*Yuhi Waga[1], Yujiro Yonemura[1], Hidehiko Arima[1], Kyosuke Adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

電子ライナックによる Ac-225 国内製造の検討
（1）電子ライナックの基礎設計

Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

(1) Fundamental design of electron linac

*尾関 政文[1]，山本 昌志[3]，三好 邦博[1]，愛知 昭人[2]，上坂 充[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻，[2]東京大学工学部システム創成学科

[3]株式会社アキュセラ

We have focused on an electron linac γ-ray source to produce Ac-225 by the $^{226}Ra(\gamma,n)^{225}Ra$ photonuclear reaction and Ra-225 nuclear decay to Ac-225. We will report a fundamental design of the electron linac to optimize the reaction efficiency and safety.

キーワード：線形加速器，標的α線治療，アクチニウム 225，ラジウム 226，ラジウム 225

1. 緒言

次世代のがん治療法である標的α線治療において、去勢抵抗性前立腺がんを治療する ^{225}Ac-PSMA-617 が注目されているが、国内で臨床研究を促進させるためには、Ac-225 を一定の収量を確保できる生産システムが求められる。その際、経済面の現実性、雑核種の低含有率、作業時の安全設計などを考慮する必要がある。本発表では、設計中の Ac-225 製造用電子ライナックの基礎検討の結果を報告する。

2. 照射エネルギー分析

光核反応による標的核種 A の収量は、核反応断面積Σと光子フルエンスΦを用いて、以下のように表せる。

$$A(t) = [1 - \exp(1 - \lambda_A t)] \cdot v_{tar} I_b \int_{E_{min}}^{E_{max}} \Phi_{MC}(E_\gamma)\Sigma(E_\gamma)dE_\gamma$$

収量は、PHITS の MC シミュレーションで得られたγ線フラックス（図 1：破線）を TENDL-2017 の光核反応サブライブラリデータにある $^{226}Ra(\gamma,n)^{225}Ra$ 、$^{226}Ra(\gamma,n)^{225}Ra$ 反応の断面積（図 1：実線）で畳み込むことによって計算を行った。

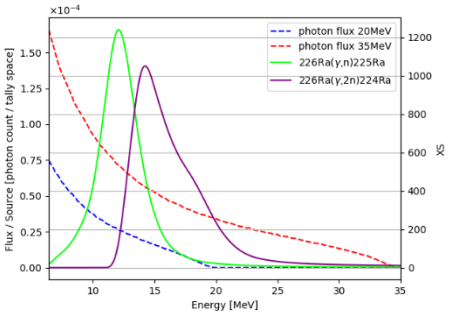


図 1 核反応断面積とγ線フラックス

図 2 に、Ra-225 と Ra-224（雑核種）の収量、評価関数として Ra-225 / Ra-224 の生成比の計算結果を示す。Ra-225 はエネルギーに対して単調増加であるが、Ra-225 / Ra-224 は単調減少であるため、20MeV 近辺が最適なエネルギー帯である可能性がある。

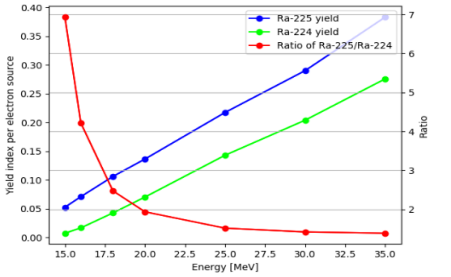


図 2 Ra-225, Ra-224 の収量と Ra-225 / Ra-224 生成比

3. まとめと展望

Ra-225 の収量の最大化だけでなく不要な Ra-224 の生成を考慮して、最適エネルギーを決定するための数値計算を行った。今後は電流量や照射体系など、加速器設計を詳細に進め、Ac-225 生産システム全体の最適化を行う予定である。

参考文献

[1] G. Melville et al., Applied Radiation and Isotopes 64 (2006) 979-988

[2] T. Sato et al., Journal of Nuclear Science and Technology. 55,684-690 (2018)

*Masafumi Ozeki[1], Masashi Yamamoto[2] Kunihiro Miyoshi[1] Akito Aichi[1] Mitsuru Uesaka[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera Inc.

電子ライナックによる Ac-225 国内製造の検討
（2） PHITS による電子ライナック γ 線源の Ra-226 照射条件の基礎検討

Study of domestic production of Ac-225 by electron linac

(2)Study of condition of linac-induced γ-ray irradiation to Ra-226 target by PHITS

*愛知 昭人[1]，尾関 政文[2]，三好 邦博[2]，上坂 充[2]

[1]東京大学工学部システム創成学科，[2]東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

For sufficient and domestic production of Ac-225, we are designing an electron linac for γ-ray irradiation to a Ra-226 target to invoke Ra-225 decaying to Ac-225. We used PHITS to simulate the radiation interaction to optimize irradiation conditions.

キーワード：線形加速器，標的 α 線治療，アクチニウム 225，ラジウム 226，ラジウムターゲット

1. 緒言

現在、標的 α 線治療は、局所的な標的領域を選択的に攻撃できる低リスクのがん治療法として注目されている。中でも Ac-225 は半減期の短さと高い細胞毒性から治療用核種として有用であるが、入手性の低さが課題として挙げられる。国内生産用の製造技術として、放射性廃棄物中の Ra-226 の再利用という形での、電子ライナックによる Ac-225 製造を検討した。

2. 数値解析

検討の初期段階として、粒子輸送計算コード PHITS[1]を用い、1 回の照射でどの程度の収量で Ra-225 及び Ac-225 が得られるか検討を行った。コンバーターによる二次的な制動放射線(γ 線)を用い、226Ra(γ,n)225Ra 反応によって Ac-225 の親核種 Ra-225 を生成する。放医研保有の、Ra-226 を含む円盤形状固体[2]を照射ターゲットとした体系（図 2）では、タングステンコンバーター厚 0.5mm の場合、1.85MBq の Ra-226 への 100μA, 24 時間の照射で 6.1kBq の収量が得られた。また、0.5mm から 2mm の範囲ではコンバーター厚の増加に伴って収量の増加がみられ, 2mm 厚では約 20kBq となった (図 3)。

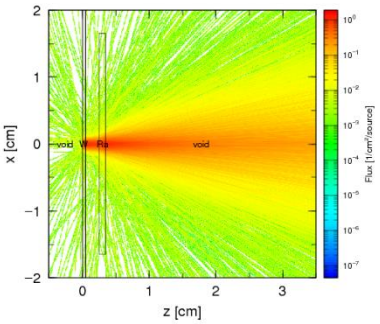


図 1 照射体系とγ線フラックス

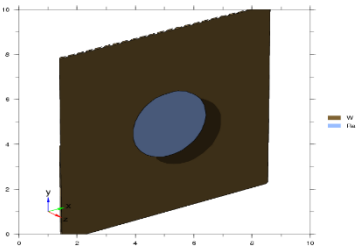


図 2 円盤状ラジウムターゲット

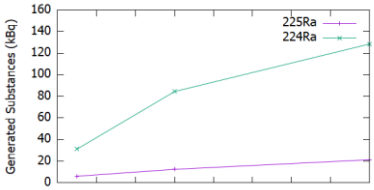


図 3 コンバーター厚に対する収量変化

3. まとめ

MBq オーダーの円盤形状 Ra-226 ターゲットから得られる Ra-225 生成量は kBq 程度となることが計算上示された。今後は、コンバーター厚・ターゲット形状・照射時間・ビームエネルギー等各種パラメータの解析による、生成条件の最適化を進める方針である。

参考文献

[1] T. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. 55

[2] K. Fukutsu and Y. Yamada, Rev. Sci, Inst. 84, 125110 (2013)

*Akito Aichi[1], ,Masafumi Ozeki[2] Kunihiro Miyoshi[2] Mitsuru Uesaka[2]

[1]Univ of Tokyo Department of Systems Innovation [2]Univ of Tokyo Doctoral Program in Nuclear Engineering and Management

カソード背面ファイバーレーザー加熱式熱電子銃の研究

Study of a thermionic electron gun by back-face fiber laser heating

*長田 信人[1]，村田 亜希[2]，林崎 規託[2]，佐藤 大輔[3]

[1]東工大院，[2]東工大研究院，[3]産総研

本研究は、カソード背面にレーザーを照射加熱して熱電子を生成する方式の新しい工業用大強度熱電子銃の実用化を目的として、六ホウ化ランタン（LaB_6）とファイバーレーザーの組み合わせによるカソード背面加熱試験装置を設計構築し、ビーム発生実験をおこなうものである。

キーワード：熱電子銃，ファイバーレーザー，カソード背面加熱，LaB_6

1. 緒言

フィラメント加熱式熱電子銃では、断線や内部構造の複雑化、真空悪化等の課題がある。これらの課題を解決するためカソード背面レーザー加熱式が考案され、過去に CO_2 レーザーによるビーム引き出し試験が行われている[1]。また，カソード材料のレーザー加熱について，最近ではファイバー結合型ダイオードレーザーを用いた Ir_5Ce 加熱実験がおこなわれている[2]。本研究の目的は、ファイバーレーザーを用いたカソード背面レーザー加熱式 LaB_6 熱電子銃を開発し、工業用に 250 mA 以上の電子ビームを取り出すことである。

2. 設計製作

カソード材料と保持機構の形状を伝熱シミュレーションにより決定した。カソード材料には高輝度かつ長寿命で取り扱いも容易な LaB_6 を選択し、保持機構には熱伝導率が低く高融点のタンタルを用いることで、250 mA 以上の電子ビーム発生に十分な温度に達するようにした。そして、最大出力 120 W のファイバーレーザーとの組み合わせにより，カソード背面加熱実験が可能な試験装置を設計製作した。

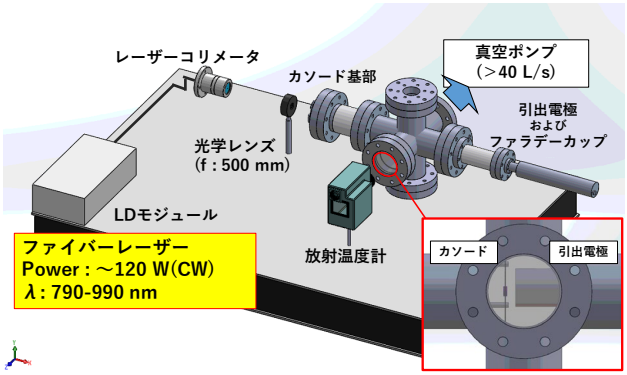


Fig. 1 カソード背面加熱試験

3. 実験

カソードと引出電極の間の距離を 10 mm に設定し、予備実験として引出電極に 100～500 V の電圧を印加したところ、500 V において 56 mA の電子ビームが確認された。今後は、高圧パルス電源の準備ができしだい電子ビーム電流量の測定をおこなうとともに、カソード温度や引出電極間距離を変化させた場合についても確認をおこなう予定である。

参考文献

[1] P. K. Roy et al., Review of Scientific Instruments, 67 (1996) 4098.

[2] D. Satoh et al., Proceedings of the 11th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan (2014) 1027.

*Nobuhito Osada[1], Aki Murata[2], Noriyosu Hayashizaki[2], Daisuke Satoh[3]

[1]Tokyo Tech, [2]IIR, Tokyo Tech, [3]AIST

加速器装置用耐放射線性ゴムの開発

Development of radiation resistant rubber for accelerator equipment

*高柳 智弘[1]，柴沼 義裕[2]、宝福 裕司[3]

[1]日本原子力研究開発，[2]アイリス株式会社，[3]株式会社産栄ゴム工業

日本原子力研究開発機構 J-PARC 加速器装置用として、5MGy のガンマ線を照射した後でも表面に軟化現象とにじみが生じない高い耐放射線性を有するゴム（EPBA）を開発した。

キーワード：耐放射性、ゴム、放射線劣化、表面軟化、加速器、高エネルギー陽子ビーム

1. 緒言

J-PARC では、高エネルギー陽子ビームの運転により年間 1MGy の高放射線環境下となる領域がある。装置には耐放射線性が求められ主要部品は金属材で構成されるが、ガスケットなどは使用具合からゴム製が優位である。しかし、耐放射線性ゴムとして知られている EPDM ゴム[1][2]は数 MGy の照射で表面が軟化する。そこで、EPDM を原料に様々な副資材を選定し且つ可塑剤の配合を変えた試料を作製して耐放射線性を評価した。その結果、硫酸バリウムを調合した試料は 5MGy を照射した後でも加水分解やブリード現象のような表面軟化が生じなかった。作成した 11 種類のゴム材とガンマ線照射後の評価結果を報告する。

2. 評価試験

2-1. 試料用ゴム

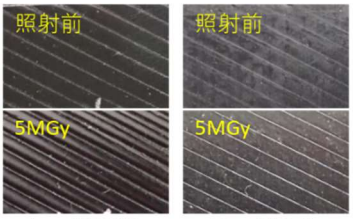
EPDM を原料ゴムとして可塑剤（パラフィン系オイル）の分量と、副資材として硫酸バリウム、酸化亜鉛、黒鉛の配合を変えた 11 種類の試料を作製した。所定の線量を照射した試料から、硬さ試験（デュロメータ硬さ）、引張試験（ダンベル状 3 号型）、比重試験用に各々3 サンプルの切り出しと表面状態の観察を実施した。

2-2. ガンマ線照射

QST 高崎量子応用研究所ガンマ線照射施設コバルト第 2 棟にて照射試験を行った。ガンマ線の吸収線量を 1、3、5、10MGy とし、同じ照射時間で目標線量に達成するよう線源からの距離を調整して照射した。

3. 結論

作製した 11 種類の試料を用いて 3 項目の試験を評価した結果、試料による大きな差は見られなかった。しかし、表面状態には大きな違いを確認した。5MGy を照射した EPDM ゴムは表面が軟化し引張試験用挟み治具の段差形状跡が残ったが、副資材に硫酸バリウムを用いた EPBA ゴムの表面は軟化せず未照射試料との違いは無かった（写真 1 参照）。EPBA ゴムは 5MGy の照射後でもゴムの特性を維持した。本ゴム材はガスケットが金属面に癒着する問題を解決できる。また、今後の開発目標として、振動吸収材、絶縁材、保護材などを検討する。高放射線環境下における装置故障の防止と維持管理の保守メンテナンス性の向上も期待できる。



（左：EPDM）　（右：EPBA）

写真 1 ダンベル試験後の表面状態

EPDMの照射後試料は挟んだ治具跡が残るがEPBAは差が見られない。

参考文献

[1] 草野譲一, “J-PARC 使用予定材料・機器の耐放射線性特性試験報告集”, *JAEA-Review, 2008-022,* 2008

[2] 早川ゴム株式会社, “放射線環境ゴム”, *https://www.hrc.co.jp/product/radioactive-environment/radiation/*

---

*Tomohiro TAKAYANGI[1], Yoshihiro SHIBANUMA[2] and Yuji HOUFUKU[3]

[1]JAEA, [2]IRIS, [3]SANEI.

150 MeV FFAG 加速器における多段補正磁極を用いたチューン補正手法の提案

A new tune correction method with stair-like additional pole for 150 MeV FFAG accelerator

*和賀 雄飛[1], 米村 祐次郎[1], 有馬 秀彦[1], 足立 恭介[1], 池田 伸夫[1], 森 義治[2]
[1]九州大学, [2]京都大学

九州大学では原理的に線型成分に加え非線型の磁場成分を含む FFAG 加速器の電磁石においてベータトロンチューンを制御できる装置の開発を進めている。本研究では補正磁極の端部周辺に発生する多極磁場成分を積極的に利用することにより垂直チューンを補正する新たなチューン制御手法を提案する。

キーワード：FFAG 加速器, 集束力, 多段補正磁極

1. 緒言

円形加速器内のビームは電磁石から集束力を受けてベータトロン振動をしながら安定に周回している。加速器の電磁石設計ではベータトロン振動が安定となるように集束力が決定されるが、製作された電磁石の製作誤差などの要因によって集束力が設計値と異なる場合、ベータトロン振動数が共鳴条件と合致し、ビーム損失が発生する場合がある。大強度加速器においてビーム損失は機器の放射化や損傷の原因となるため、集束力の補正機構が必要不可欠である。

FFAG 加速器の電磁石に発生する磁場は線型成分に加え非線型成分も含むため、集束力を補正するためには非線型成分まで考慮し磁場を補正する必要がある。本研究ではこれまで積極的に利用されてこなかった補正磁極の端部周辺に発生する多極磁場成分を用いて集束力を補正し、チューンを制御する手法を新たに提案する。

2. 研究内容

本研究では、新たに提案したチューン制御手法の確立を目的として、九州大学 150 MeV FFAG 加速器を構成する radial sector DFD triplet 型の電磁石を対象として、集束力補正機構の開発研究を行った[1][2]。本手法では磁石側面に厚さの異なる複数の補正磁極を配置することで半径によって異なる量の非線型成分を含む磁場を補正し、チューン制御を行う。本発表では、補正磁極の端部で垂直チューンが変化するメカニズムを明らかにすることを目的として、補正磁極の端部周辺の磁場と垂直チューンの変化量の相関関係を 3 次元磁場計算と 3 次元軌道計算を用いて定量的に評価した結果を報告する。

参考文献

[1] 上田光貴：”150 MeV FFAG 加速器における集束力補正手法の開発” (九州大学工学府エネルギー量子工学専攻, 修士論文, 2017).

[2] 和賀雄飛, 他, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 1G08, (2019)

---

*Yuhi Waga[1], Yujiro Yonemura[1], Hidehiko Arima[1], Kyosuke Adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Yoshiharu Mori[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto Univ.

General Meeting

[3H_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第61回全体会議

Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Lecture Bildg. M 2F M-22)

[3H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room H)

[3H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3J_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第24回全体会議

Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Lecture Bildg. M 2F M-24)

[3J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room J)

[3J_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[3O_GM]「加速器・ビーム科学部会」第43回全体会議

Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Lecture Bildg. S 3F S-34)

[3O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Mar 18, 2020 12:00 PM - 1:00 PM Room O)

[3O_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan