Wed. Sep 7, 2016

Room A

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture | Special Lecture

[PL1A01] Current status of the heavy ion radiotherapy in Kyushu

Chair: Kenji Ishibashi (Kyushu Univ.)
10:30 AM - 12:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0101] Current status of the heavy ion therapy equipment and future

*Mitsutaka Kanazawa[1] (1.SAGA-HIMAT)

[PL1A0102] Heavy ion therapy

*Yoshiyuki Shioyama[1] (1.SAGA-HIMAT)

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 7, 2016

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 3:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0201] Objective and Scope
*Mitsuru Uesaka[1], *Nobuaki Sato[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.)

[PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant
*Jun Masuda[1] (1.Chuo Univ.)

[PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division
*Tsutomu Sata[1] (1.JAEA)

[PL1A0204] Q&A and General Discussion
*Kohta Juraku[1] (1.Tokyo Denki Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee | International Activities Committee (SFEN)

[PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)
3:20 PM - 4:50 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0301] Opening and welcoming address
*Mitsuru Uesaka[1] (1.President of AESJ)

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris
*Valerie Faudon[1] (1.SFEN)

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process
*Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univ.)

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France
*Sunil Felix[1] (1.French Embassy)

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid
*Takashi Kuroishi[1] (1.MHPS)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1

[PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)
1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
*Ippei Matsuoka[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Takashi Inoue[1] (1.Kajima Corp.)

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Keisuke Shirai[1] (1.Toshiba Corp.)

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Naoki Mukaida[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Ippei Matsuo[1] (1.Kajima Corp.)

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Fumihito Shinozaki[1] (1.Toshiba Corp.)

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3
*Kanta Yamaguchi[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1
*Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corp.)

Room E

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2

[PL1E] Essential characteristics for challenging

©Atomic Energy Society of Japan

light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL1E01] Background and objectives
*Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya Univ.)

[PL1E02] Social needs and fundamental requirements
*Takafumi Narukawa[1] (1.JAEA)

[PL1E03] Technical issues and discussions
*Norio Sakai[1] (1.Toshiba Corp.)

Room F

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

[PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the World
*Kunihiro Tokai[1] (1.JEPIC)

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries
*Masaharu Kobayashi[1] (1.JAIF)

Room H

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

[PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)
1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report
*Ken Muramatsu[1] (1.Tokyo City Univ.)

[PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report
*Kazuo Yoshida[1] (1.JAEA)

[PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report
*Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

[PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report
*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

[PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report
*Takahiro Ishio[1] (1.JNFL)

[PL1H06] General Discussion

Room J

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL1J01] Concept for safety improvement
*Koji Okamoto[1] (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J02] Process of risk governance
*Akira Yamaguchi[1] (1.Univ. of Tokyo)

[PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information
*Yoshiyuki Narumiya[1] (1.KEPCO)

[PL1J04] Quality of PRA for RIDM
*Seiichi Koshizuka[1] (1.Univ. of Tokyo)

Room L

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

[PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning
*Hirokazu Hayashi[1] (1.JAEA)

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory
*Takashi Teranishi[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library
*Nobuyuki Iwamoto[1] (1.JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M02] Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*Minoru Goto[1] (1.JAEA)

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki[1] (1.JAEA)

[PL1M05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 7, 2016

Room B

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B01-06] Fuel Cladding 1

Chair: Kan Sakamoto (NFD)
10:20 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B01] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Kato Osamu[2], Tateishi Tsuyoshi[3] (1.rwmc, 2.Kobelco, 3.Kobelco research institute)

10:20 AM - 10:35 AM

[1B02] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Yoko Ikeda[1], Teppei Otsuka[2], Tomofumi Sakuragi[3], Satoshi Yoshida[3] (1.Nippon Steel &Sumikin Technology, 2.Kindai Univ., 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:35 AM - 10:50 AM

[1B03] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Satoshi Yoshida[5] (1.Kindai Univ., 2.Kyushu Univ., 3.Kobelco, 4.Kobelco research Inst., 5.RWMC)

10:50 AM - 11:05 AM

[1B04] Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*takaya moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kindai University, 3.KOBE STEEL, LTD, 4.KOBELCO RESEARCH INSTITUTE. INC)

11:05 AM - 11:20 AM

[1B05] Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Masato Honma[2], Eri Yanagiya[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, Muroran Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[1B06] Microstructure and Mechanical Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Yuuki Asakura[2], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Susta inability Initiative for Energy System/Materials)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B07-14] Fuel Cladding 2

Chair: Katsuhiko Fujii (INSS)
2:45 PM - 4:55 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[5] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.JAEA, 6.Hitachi GE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaidou Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.Hokkaido University, 2.NFD, 3.Kyoto University, 4.GNF-J, 5.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Otsuka[5], Shinichiro Yamashita[6] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ.,

©Atomic Energy Society of Japan

3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.Kyushu Univ., 6.JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

[1B12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
*Akihiko Kimura[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Shinichiro Yamashita[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.Kyoto Univ., 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.JAEA, 5.GNF-J)
4:00 PM - 4:15 PM

[1B13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.GNF-J)
4:15 PM - 4:30 PM

[1B14] Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation
*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)
4:30 PM - 4:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B15-21] Joint, Weld, Other materials

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)
4:55 PM - 6:45 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B15] Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material
*Junji Etoh[1], Takaki Ashida[1], Takamasa Ochiai[1], Kiyoshi Kiuchi[1], Masayuki Takizawa[1], Junpei Nakayama[2] (1.MItsubishi Research Institute, Inc., 2.KOBE STEEL, LTD.)
4:55 PM - 5:10 PM

[1B16] Microstructural change of duplex stainless steels after irradiation
*Yuta Suzuki[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)
5:10 PM - 5:25 PM

[1B17] Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds
*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)
5:25 PM - 5:40 PM

[1B18] Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption
*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3], Yutaka Nishiyama[1] (1.JAEA, 2.OPU, 3.Tohoku Univ.)
5:40 PM - 5:55 PM

[1B19] Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel
*taisei aramoto[1], rina yu[2], masahito mochizuki[2], kazuyoshi saida[2], kazutoshi nisimoto[2], naoki chigusa[3] (1.Fukui University of Technology, 2.Osaka University, 3.The Kansai Electric Power Co., Inc)
5:55 PM - 6:10 PM

[1B20] Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel
*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1], Kan Sakamoto[2] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, Kyushu University, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, Co., Ltd.)
6:10 PM - 6:25 PM

[1B21] Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide
*Kenichi SHIIYAMA[1], Seiya Takaki[2], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Alain Chartier[3], Constantin Meis[3] (1.JUNSHIN GAKUKEN UNIVERSITY, 2.Kyushu Univ., 3.CEA Saclay)
6:25 PM - 6:40 PM

Room C

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[1C01-04] Radioactive inventory evaluation

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[1C01] An effect of neutron-nenergy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning
*Ken-ichi Tanaka[1], Jun Ueno[2] (1.The Institute of Applied Energy , 2.Genden Nuclear Engineering and Service Company)
2:45 PM - 3:00 PM

[1C02] Fundamental investigations for precise estimation of activation
*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru

©Atomic Energy Society of Japan

Kurosawa[1] (1.Shimizu Corporation)
3:00 PM - 3:15 PM

[1C03] Fundamental investigations for precise estimation of activation
*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1] (1.SHIMIZU CORPORATION)
3:15 PM - 3:30 PM

[1C04] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning
*hideo ezure[1] (1.NAIS)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[1C05-08] Scenario evaluation, System development, Dismantling technology

Chair: Ken-ichi Tanaka (IAE)
3:50 PM - 4:55 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[1C05] Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components
*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of Fukui)
3:50 PM - 4:05 PM

[1C06] Evaluation of Decommissioning Cost
*Haruka Okude[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of FUKUI)
4:05 PM - 4:20 PM

[1C07] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities
*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)
4:20 PM - 4:35 PM

[1C08] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF
*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
4:35 PM - 4:50 PM

Room D

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D01-03] Migration of Cesium

Chair: Takamitsu Ishidera (JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D01] Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium
*Takenori Ozutsumi[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Tohoku Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2).
*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University)
10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution
*Haruo Sato[1], Takuya Chikami[1] (1.Okayama University)
10:30 AM - 10:45 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D04-07] Accident waste disposal

Chair: Tatsumi Arima (Kyushu Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D04] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
*Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1.JAEA, 2.QJ Science Ltd)
10:50 AM - 11:05 AM

[1D05] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
*Hirokazu Takahashi[1], Takao Ohi[2] (1.QJ Science, 2.Japan Atomic Energy Agency)
11:05 AM - 11:20 AM

[1D06] Preliminary study for disposal of fuel debris

©Atomic Energy Society of Japan

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1]
(1.JAEA)
11:20 AM - 11:35 AM

[1D07] Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris
*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1]
(1.Japan Atomic Energy Agency)
11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D08-11] Cement solidified waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D08] Study on cement solidified waste containing fuel debris
*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advance Materials, Tohoku University)
2:45 PM - 3:00 PM

[1D09] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
*yoshihisa kaneda[1], Kazuko haga[1], Shoichi Ogawa[1], Mikako Aoyama[1], Haruka Takahashi[1], Kazuo Yamada[2]
(1.Taiheiyo Consultant, 2.National Institute for Environmental)
3:00 PM - 3:15 PM

[1D10] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuo Yamada[3] (1.Taiheiyo Consultant, 2.Taiheiyo Cement, 3.National Institute for Environmental Studies)
3:15 PM - 3:30 PM

[1D11] Study on sorption of alkali ions into the cementitious material
*Kazuko Haga[1], Syuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4]
(1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd, 2.Tokyo Metroporitan Industrial Technorogy Research Institute, 3.National Institute for Environmental Studies, 4.Port and Airport Research Institute)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D12-16] Influence of cement

Chair: Yosuke Akagi (MMC)
3:50 PM - 5:10 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D12] Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate under the Coexistence of Chloride ions
*Hayato Onodera[1], Hirotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1.Graduate School of Engineering, Tohoku University)
3:50 PM - 4:05 PM

[1D13] Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes
*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Tomohisa Abe[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2], Kazuhiko Suzuki[2] (1.JAEA, 2.OKAYAMA Univ.)
4:05 PM - 4:20 PM

[1D14] Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching
*Masahito Sibata[1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumizawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3]
(1.Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2.Hokkaido University, 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)
4:20 PM - 4:35 PM

[1D15] Study on the thermal deterioration of the cementitious material
*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2.RWMC)
4:35 PM - 4:50 PM

[1D16] Study on DEF, a internal sulfate attack, for cementitious material
*Sadayuki Watanabe[1], Shoichi Ogawa[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.TIRI, 2.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 3.NIES, 4.PARI)
4:50 PM - 5:05 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D17-21] Migration in host rock

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)
5:10 PM - 6:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D17] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site
*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2], Andrew Martin[3] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagra)

©Atomic Energy Society of Japan

5:10 PM - 5:25 PM

[1D18] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuhiro Matsumoto[2] (1.NERL, MMC, 2.JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[1D19] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

[1D20] Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*MASAYUKI HAYASHI[1], Yuuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Daiki Kurata[1], Ryo Tashiro[1] (1.Department of Engineering , Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM

[1D21] Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Thin Sections of Biotite Flakes

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Department of engineering,Tohoku university)

6:10 PM - 6:25 PM

Room E

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E01-07] Vitrification 1

Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech)
10:00 AM - 11:55 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E01] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Tsuyoshi Arai[2], Junji Kojima[1] (1.JAEA Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories Tokai Reprocessing Technology Development Center Waste Management Department Waste Conditioning Section, 2.Shibaura Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology

*kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Shizue Furukawa[1] (1.criepi)

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*HIDENORI KAWASHIMA[1], taku hashimoto[1], toshiaki kakihara[1], toshiki fukui[1] (1.IHI Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ehime University, 3.Central Glass Co., Ltd)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1], Kiyoshi Hatakeyama[2] (1.JAEA, 2.E&E Techno Service Co. Ltd.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Sou Watanabe[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1.JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1.CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E08-11] Vitrification 2

Chair: Daisuke Sugiyama(CRIEPI)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E08] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Takero HARASHIMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Tadayuki Matsumura[1], Teruo Yamashita[1], Koichi Ohyama[1], Takero Harashima[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Koichi Ohyama[1], Tadayuki Matsumura[1], Takero Harashima[1], Teruo Yamashita[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E12-14] Vitrification 3

Chair: Sou Watanabe (JAEA)
3:50 PM - 4:40 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E12] Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Katsumi Seki[3], Hiromi Kobayashi[3], Masanobu Homma[3], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1.JAEA, Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., 2.JAEA, Materials Sciences Research Center, 3.E&E Techno Service Co. Ltd.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1E13] Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*Akane Usui[1], Takaya Suzuki[1], Tsuyoshi Arai[2] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E15-19] Waste Characterization

Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)
4:40 PM - 6:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E15] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD)

4:40 PM - 4:55 PM

[1E16] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ - scanning of adsorption vessels

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1.JAEA, 2.NUT)

5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Takashi Ashida[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1.International

©Atomic Energy Society of Japan

Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Central Research Institute of Electric Power Industry)
5:40 PM - 5:55 PM

Room F

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F01-04] Exernal Hazard

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)
10:00 AM - 11:00 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F01] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro Ishizuka[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo Geshi[2] (1.JAEA, 2.AIST)
10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1] (1.JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
*Yasushi OKANO[1], Hidemasa YAMANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
*Takashi Takata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:45 AM - 11:00 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F05-08] Probabilistic Risk Assessment 1

Chair: Takashi Takata (JAEA)
11:00 AM - 12:00 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F05] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA
*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Tsuyoshi Uchida[1], Katsunori Ogura[1], Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Tokyo City Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1F06] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA
*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Ryou Inomata[2], Tsuyoshi Uchida[2], Katsunori Ogura[2] (1.Graduate School Tokyo City University , 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)
11:15 AM - 11:30 AM

[1F07] A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents
*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1], Naoto Sekimura[1] (1.The University of Tokyo)
11:30 AM - 11:45 AM

[1F08] Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact
*MOTOHISA MIYASHITA[1], HITOSHI MUTA[1], KEN MURAMATSU[1] (1.TOKYO CITY UNIVERSITY GRADUATE DIVISION)
11:45 AM - 12:00 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F09-13] Probabilistic Risk Assessment 2

Chair: Yoshiyuki Narumiya (KEPCO)
2:45 PM - 4:05 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
*Ken MURAMATSU Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Hirohumi Ohashi[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.Tokyo City University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)
2:45 PM - 3:00 PM

[1F10] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1], Akemi Nishida[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.JAEA, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[1F11] Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
(1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F12] Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*Shota Soga[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F13] Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], TAKAHIRO SUZUKI[2], AKIRA YAMAGUCHI[3] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Department of Engineering, The University of Tokyo, 3.Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F14-19] Fukushima Nuclear Power Plant Accident

Chair: Hiroshi Kawai (TEPSYS)
4:05 PM - 5:40 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F14] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*Yoshiji Karino[1], Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1], Koji Nishida[2] (1.IRID(Toshiba), 2.IRID(Hitachi-GE))

4:05 PM - 4:20 PM

[1F15] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*TAKESHI SAKAI[2,1], Tadashi Fujii[2,1], Kojo Nishida[2,1]
(1.Hitachi-GE, 2.IRID)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F16] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

Rui Chihara[1], *Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1]
(1.IRID(Toshiba))

4:35 PM - 4:50 PM

[1F17] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1], Rui Chihara[1]
(1.IRID(Toshiba))

4:50 PM - 5:05 PM

[1F18] Exploration for buried object in concrete using phased array method

*akio sumita[1], kenji osaki[1], katsumi masaki[1]
(1.TOSHIBA)

5:05 PM - 5:20 PM

[1F19] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

*Kazuo Watanabe[1] (1.Watanabe Lab. for WNR Cx)

5:20 PM - 5:35 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F20-23] LWR performance duirng an accident 1

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)
5:40 PM - 6:45 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F20] Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*Tazai Ayuko[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1]
(1.Graduate school of Tokyo City University)

5:40 PM - 5:55 PM

[1F21] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1], Daisuke Fujiwara[1]
(1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

5:55 PM - 6:10 PM

[1F22] Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*Ryuta Okayama[1], Suzuki Masahide[1], Yinsheng Li[2], Jinya katsuyama[2] (1.Nagaoka university of technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

[1F23] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*ken suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2], Yusuke Tsutsumi[1] (1.NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2.Chubu Electric Power)

6:25 PM - 6:40 PM

Room G

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational

©Atomic Energy Society of Japan

Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1G01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (Hitachi)
2:45 PM - 4:40 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G01] Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1] (1.Toshiba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G02] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1.Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G03] Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2], Yusuke Takenaka[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nippon Advanced Technology Co.,Ltd., 3.A-tec Co., Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G04] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree, Inc)

3:30 PM - 3:45 PM

[1G05] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

*Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries,Ltd, 2.Atree, Inc)

3:45 PM - 4:00 PM

[1G06] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries, ltd., 2.Atree Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G07] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Shinobu Yoshimura[2] (1.NFI, 2.The University of Tokyo)

4:15 PM - 4:30 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[1G08-11] Aseismic Engineering 1

Chair: Tetsuo Imaoka (HGNE)
4:40 PM - 5:45 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G08] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1], Tadashi Murofushi[1] (1.Toshiba Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

[1G09] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM

[1G10] Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

5:10 PM - 5:25 PM

[1G11] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy)

5:25 PM - 5:40 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[1G12-14] Aseismic Enginnering 2 (Seismic test using resonant type shaking table)

Chair: Takayuki Aoki (Tohoku Univ.)
5:45 PM - 6:35 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G12] Development of resonant type shaking table utilizing for large acceleration vibration tests of nuclear components

©Atomic Energy Society of Japan

*Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2] (1.CRIEPI, 2.Chubu E.P.)
5:45 PM - 6:00 PM

[1G13] Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

*Nobuo Kojima[1], Koji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[2], Hiroyuki Kamino[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.TOSHIBA Co., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., 3.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD., 4.CHBU Electric Power Co.)
6:00 PM - 6:15 PM

[1G14] Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Koji Nishino[1], Nobuo Kojima[1], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.Toshiba Corporation, 2.TOSHIBA NUCLEAR ENGINEERING SERVICES Corporation, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.CHUBU Electric Power Co.,Inc.)
6:15 PM - 6:30 PM

Room H

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[1H01-04] Laser analysis

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)
10:20 AM - 11:25 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)
10:20 AM - 10:35 AM

[1H02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA, 2.QST)
10:35 AM - 10:50 AM

[1H03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[1H04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] (1.JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[1H05-06] Solution chemistry

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)
11:25 AM - 12:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H05] Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2], Yuji Shibahara[2] (1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)
11:25 AM - 11:40 AM

[1H06] A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*Ryuichi Toritsuka[1], Kazuki Hasimoto[1], Masanobu Nogami[1] (1.Kindai University)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H07-09] Actinides separation and recovery

Chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)
2:45 PM - 3:35 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H07] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1] (1.LANE, TokyoTech)
2:45 PM - 3:00 PM

[1H08] Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*Yuki Uemoto[1], yuka Makino[1], Kouichi Matsumoto[1], Masanobu Nogami[1], Masayuki Harada[2], Yasuhisa Ikeda[2] (1.Kindai university, 2.Tokyo Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[1H09] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

*Hideya Suzuki[1], Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki [1], Hiroshi Sagawa[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H10-13] Aqueous process

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)
3:35 PM - 4:40 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H10] Development of U and Pu co-processing process
*kazuaki kurabayashi[1], atsunari kudo[1], takehiko sato[1], kazuhito tada[1], tomoyuki ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
3:35 PM - 3:50 PM

[1H11] Development of U and Pu co-processing process
*Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
3:50 PM - 4:05 PM

[1H12] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition
*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2], Satoshi Sekita[2] (1.JAEA, 2.NECO)
4:05 PM - 4:20 PM

[1H13] Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System
*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.JAEA, 2.ASCEND)
4:20 PM - 4:35 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H14-18] Pyroprocessing, Risk evaluation of reprocessing facility

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)
4:40 PM - 6:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1.Toshiba Corporation, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)
4:40 PM - 4:55 PM

[1H15] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
*Masatoshi Iizuka Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2], Kazuo Arie[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Toshiba Corporation)
4:55 PM - 5:10 PM

[1H16] Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process
*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1], Benoit Claux[2], Alcide Rodrigues[2], Pavel Soucek[2], Jean-Paul Glatz[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)
5:10 PM - 5:25 PM

[1H17] Studies on the palladium effects in high-level liquid waste
*Taisuke Tsukamoto[1], Naoki Ogawa[1], Shuji Fujii[1], Yousuke Mukai[1], Yuki Maehashi[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Yuki Oota[2], Naoya Sakagami[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. , 2.Japan Nuclear Fuel, LTD.)
5:25 PM - 5:40 PM

[1H18] Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant
*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1], John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.DBD Limited)
5:40 PM - 5:55 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1H19-20] Isotope enrichment

Chair: Yu Tachibana (Nagaoka Univ. of Tech.)
6:00 PM - 6:35 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H19] Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin
*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2], Msao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[3] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Tech., 2.Research Center for Nuclear Physics, Osaka Univ., 3.Graduate School of Science, Osaka Univ.)
6:00 PM - 6:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H20] Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1], Shinichi Namba[1] (1.Hiroshima University)

6:15 PM - 6:30 PM

Room I

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I01-04] Environmental Safety Assessments

Chair: Kimiaki Saito (JAEA)
2:45 PM - 3:55 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I01] Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*Tomohiro Jumonji[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[1,3], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu Electric power, 3.Fukushima Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I02] Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu erectric power)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I03] A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Choonsik Lee[2], Wesley Bolch[3] (1.JAEA, 2.NCI, 3.Univ. Florida)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I04] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

*Yoshitaka Yoshhida[1] (1.INSS)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I05-08] Radiation Dose Assessment

Chair: Yoshiaka Yoshida (INSS)
3:55 PM - 5:05 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I05] Development of S value evaluation code for organ doses

*Sakae Kinase[1] (1.JAEA)

3:55 PM - 4:10 PM

[1I06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:10 PM - 4:25 PM

[1I07] Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1.JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I08] Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS.

*kazuji miwa[1], taro shimada[1], shizuka takai[1], nobuhide nabekura[1], seiji takeda[1] (1.JAEA)

4:40 PM - 4:55 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I09-12] Biological Effects

Chair: Toshihiro Shibata (IES)
5:05 PM - 6:15 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I09] Migration in environment and microscopic analysis of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry, 2.Facalty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, Tsukuba University, 3.Department of Environmental Management Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research Laboratory for advanced Nuclear Energy, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperaion Stanford University)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1I10] Molecular Science for the role of microorgansims governing migration of radionuclides

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2], Michael F Hochella[3] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, 3.Department of Geosciences, Virginia Tech)

5:20 PM - 5:35 PM

[1I11] Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

*Yuriko Nakano[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry)

5:35 PM - 5:50 PM

[1I12] Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University)

5:50 PM - 6:05 PM

Room J

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J01-04] Environmental Behavior 1

Chair: Hideki Kakiuchi (IES)
10:00 AM - 11:05 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J01] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Takahiro Nakanishi[1], Hiroki Hagiwara[1] (1.JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Tadahiko Tsuruta[1], Hisaya Harada[1], Toshiharu Misonou[1], Toshiyuki Matsuoka[1] (1.JAEA, Sector of Fukushima Research and Development, Fukushima Environmental Center)

10:30 AM - 10:45 AM

[1J04] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J05-07] Environmental Behavior 2

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)
11:05 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J05] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1J06] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1J07] Analysis of cesium-bearing micro particles in the sediment samples obtained by a ROV in Fukushima coastal waters

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2], So Kamada[1], Blair Thornton[3] (1.National Maritime Research Institute, 2.Mitsui Engineering and Shipbuilding, 3.Tokyo University)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J08-12] Environmental Radioactivity 1

Chair: Takatoshi Hattori (CRIEPI)
2:45 PM - 4:05 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J08] Accumulation of ^{129}I in cropland soil caused by deposition of radioactive emissions released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hideshi Fujiwara[1] (1.NARO)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J09] Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

©Atomic Energy Society of Japan

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Yoshihiro Hirao[1], Mitsufumi Asami[1], Tamaki Ura[1] (1.National Institute of Maritime, Port, and Aviation Technology, 2.Institute of Industrial Science, the University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J10] Elucidation on the desorption of Cs from marine soil

*Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1], Takuya Kobayashi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J11] Temporal changes in the vertical distribution of ^{137}Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*Kotomi Muto[1], Mariko Atarashi-Andoh[1], Jun Koarashi[1], Takeshi Matsunaga[1] (1.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1J12] Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1], Kenso Fujiwara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Univ. of Tsukuba, 3.Jikei Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J13-17] Radiation Dosimetry

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J13] Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*Hideo Hirayama[1], Hioshi Matsumura[1], Yoshihito Namito[1], Toshiya Sanami[1] (1.High Energy Accelerator Research Organization)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J14] Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi nuclear power plant

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinaya Yamasaki[2], Kenji Nanba[1,3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Faculty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3.Department of Environmental Management, Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Laboratoty for Advaced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperation, Stanford University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J15] Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Ozaki[1], Hideaki Kanehama[1], shinya Obata[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Masatoshi Shioiri[2], Mitsuhiro Imai[2], Yasuhiro Ikeda[2] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc., 2.Fuji Electric Co.,Ltd)

4:35 PM - 4:50 PM

[1J16] Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1], Masahiro Munakata[1] (1.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[1J17] Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Toho University)

5:05 PM - 5:20 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J18-22] Radiation Measurement 1

Chair: Daiki Satoh (JAEA)
5:25 PM - 6:45 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J18] Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya

©Atomic Energy Society of Japan

Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Ikuo Kobayashi[1] (1.Nagase Landauer, Ltd., 2.SOKENDAI, 3.KEK, 4.Tokushima Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1J19] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1.Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences)

5:40 PM - 5:55 PM

[1J20] Fundamental study on novel dosimetry by means of microwave dielectric absorption spectroscopy

*satoshi sakashita[1], Takeyoshi Sunagawa[2], Makoto Hirayama[1], Yoitiro Matsuo[1], Yoshinobu Izumi[1] (1.Research Institute of Nuclear Engineering, 2.Fukui University of Technology)

5:55 PM - 6:10 PM

[1J21] The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*Yutarou Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology, 3.NUCLEAR TECHNOLOGY Inc.)

6:10 PM - 6:25 PM

[1J22] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Toho university)

6:25 PM - 6:40 PM

Room K

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

[1K01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors

Chair: Tatsuya Matsumoto (Kyushu Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K01] Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Norihiro Doda[1], Yasuhiro Miyake[2], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*Junji Endo[1], Kazuhiro Oyama[1], Osamu Watanabe[1], Norihiro Doda[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K04] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1.JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1K05] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K06] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1], Akikazu Kurihara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K07] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1K08-14] Fuel Assembly Thermal Hydraulics

Chair: Yoichi Utanohara (INSS)
2:45 PM - 4:35 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K08] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Takayuki

©Atomic Energy Society of Japan

Ozawa[2], Seiichiro Maeda[2], Hiroyuki Ohshima[2]
(1.MFBR, 2.JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan
*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Takayuki Ozawa[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Thermal-hydrauric evaluation of large bundle fuel assembly design of next generation FBR in Japan
*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[3], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5x5 Rod Bundles in Liquid Sodium
*Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Tohru MIZUUCHI[2] (1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)
3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions
*Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Takahiro Arai[1], Kensetsu Shirakawa[1] (1.CRIEPI)
3:45 PM - 4:00 PM

[1K13] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)
4:00 PM - 4:15 PM

[1K14] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)
4:15 PM - 4:30 PM

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

[1K15-18] Behavior in Containment Vessel

Chair: Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)
4:35 PM - 5:40 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K15] System Response Test with the Horizontal PCCS
*masato yamada[1], mika tahara[1], keiji matsumoto[1], masato uchida[2], koji nishida[3] (1.Toshiba corporation, 2.The japan Atomic power conpany, 3.Hitachi-GE nuclear energy)
4:35 PM - 4:50 PM

[1K16] System Response Test with the Horizontal PCCS
*Mika Tahara[1], Masato Yamada[1], Keiji Matsumoto[1], Masato Uchita[3], Kouji Nishida[2] (1.TOSHIBA, 2.HITACHI GE, 3.JAPC)
4:50 PM - 5:05 PM

[1K17] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling
*Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
5:05 PM - 5:20 PM

[1K18] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling
*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.JAEA)
5:20 PM - 5:35 PM

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

[1K19-22] Severe Accident

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)
5:40 PM - 6:45 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)
5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor
*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] (1.Univ. of Tsukuba, 2.MHI, 3.MFBR)
5:55 PM - 6:10 PM

[1K21] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of

©Atomic Energy Society of Japan

BWR Lower Plenum

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

[1K22] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tsukuba)

6:25 PM - 6:40 PM

Room L

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-3 Research Reactor, Application of Neutron

[1L01-04] Design and Analysis of Research Reactor

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)
10:00 AM - 11:05 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L01] PIE Burnup Measurement &Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor Malem Sembiring[2] (1.NAIS, Co. Inc., 2.BATAN (NNEA))

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1], *Masaji Arai[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1L05-07] Nuclear Transmutation Technology

Chair: Kazumi Ikeda (MFBR)
11:05 AM - 11:55 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR fuel

*Matsumiya Hiroshi[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1], Noboru Jimbo[1] (1.Toshiba Corp.)

11:05 AM - 11:20 AM

[1L06] Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS

*Kento Ogawa[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido university department of Energy and Environment system nuclear engineering laboratory)

11:20 AM - 11:35 AM

[1L07] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1.Tokyo City University)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1L08-12] Design of New Type Reactor

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA Co.)
2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L08] Introduction of rock-like oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Feasibility and Use of Fluoride Molten-Salt Fast Breeder Reactor

*Koshi Mitachi

3:00 PM - 3:15 PM

[1L10] Core design study of space reactor with low excess reactivity

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univercity,Graduate school,Facility of Engeering,Division of Energy Enviroment

©Atomic Energy Society of Japan

System,Labolatory of Nuclear Reactor Engeering)
3:15 PM - 3:30 PM

[1L11] Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power
*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
3:30 PM - 3:45 PM

[1L12] Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel
*Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[1L13-18] Burnup Analysis

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)
4:05 PM - 5:40 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L13] Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor
*Sota Muso[1], Naoyuki takaki[1] (1.Tokyo city university)
4:05 PM - 4:20 PM

[1L14] Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics
*fujimoto nozomu[1], Yuki honda[2], Kodai Fukuda[3], Minoru Goto[2], Daisuke Tochio[2], Shoji Takada[2] (1.Kyushu university, 2.JAEA, 3.Tokyo Institute of Technology)
4:20 PM - 4:35 PM

[1L15] Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years
*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3], Kenya Suyama[3] (1.CRIEPI, 2.QST, 3.JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

[1L16] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)
4:50 PM - 5:05 PM

[1L17] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
*tomohiro sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)
5:05 PM - 5:20 PM

[1L18] Core Follow Calculations of Operation Cycles after About 10 Years Outage in a U.S. BWR
Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2], Tadashi Maeda[2], Takashi Yoshii[2], Akihiro Fukao[2] (1.TEPCO Holdings, 2.TEPSYS)
5:20 PM - 5:35 PM

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

[1L19-22] Experiment and Analysis

Chair: Hideki Matsumoto (MHI)
5:40 PM - 6:45 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L19] Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core
*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2] (1.CRIEPI, 2.CEA)
5:40 PM - 5:55 PM

[1L20] Analysis of HTC critical experiments
*SHIGEKI SHIBA[1], Tomohiro Sakai[1] (1.S/NRA/R)
5:55 PM - 6:10 PM

[1L21] Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$
*Kensuke Maeno[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)
6:10 PM - 6:25 PM

[1L22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Toshiba Corporation)
6:25 PM - 6:40 PM

Room M

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[1M01-03] Characteristics of Liquid Li-Lead

Chair: Makoto Nakamura (QST)
10:00 AM - 10:50 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M01] Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*Fukada Satoshi[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1] (1.Kyushu Univ., 2.Seoul Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1], Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*Yun Gao[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[3] (1.Tokyo Institute of Technology, Graduate school of Engineering, Department of Nuclear Engineering, 2.Politecnico di Milano, 3.Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[1M04-07] Tritium behavior and its containment

Chair: Fukada Satoshi (Kyushu Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M04] Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4], Satoshi Fukada[1] (1.Kyushu Univ., 2.Ibaraki Univ., 3.NIFS, 4.Univ. Toyama)

10:50 AM - 11:05 AM

[1M05] Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*Yoshinori Kawamura[1], Yuki Edao[1], Kentaro Ochiai[1], Tsuyoshi Hoshino[1] (1.QST)

11:05 AM - 11:20 AM

[1M06] Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

*yuma ida[1], hideaki matsuura[1], satoru nagasumi[1], kazunari katayama[2], teppei ootsuka[3], minoru goto[4], shigeaki nakagawa[4] (1.kyushu univ., 2.kyushu univ, 3.kinki univ., 4.JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1M07] Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1], Kenji Tobita[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1M08-11] Fusion reactor materials (ferritic steels and neutron multiplier materials)

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M08] Effcts of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*Takeshi Kanda[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Yuuki Asakura[2], Tamaki Shibayama[3], Hiroyasu Tanigawa[4] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, 3.Hokkaido University, 4.QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] (1.Hokkaido Univ., 2.QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido Univ. Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], *Yoshiaki Akatsu[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Masaru Nakamichi[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1M12-16] Fusion reactor materials (SiC and tungsten materials)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)
3:50 PM - 5:15 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M12] Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

*Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)
3:50 PM - 4:05 PM

[1M13] Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku Univ.)
4:05 PM - 4:20 PM

[1M14] Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1.Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2.Interdisciplinary Graduate Achool of Engineering Sciences, Kyushu University, 3.Institute for Materials Research, Tohoku University)
4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1.Graduate School of Shizuoka Univ., 2.IMR, Tohoku Univ., 3.RIAM, Kyushu Univ., 4.HIRC, Univ. of Toyama)
4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*Yuki Asakura[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Jonn-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] (1.Muroran Institute of Technology)
4:50 PM - 5:05 PM

Room N

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N01-05] Neutron capture reaction

Chair: Toshiyuki Shizuma (QST)
10:00 AM - 11:20 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N01] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IAWAMOTO[1], Yasuhiro TSUBATA[1], Tatsuro MATSUMURA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:00 AM - 10:15 AM

[1N02] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:15 AM - 10:30 AM

[1N03] Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241 using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*Tatsuya Katabuchi[1], Masayuki Igashira[1], Kazushi Terada[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Taro Nakao[2], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Hideo Harada[2], Jun-ichi Hori[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Kyoto University)
10:30 AM - 10:45 AM

[1N04] Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*JEAHONG LEE[1], Jun-ichi HORI[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)
10:45 AM - 11:00 AM

[1N05] Basic Research on the Element Transmutation of

©Atomic Energy Society of Japan

All Fission Products Using Nuclear Reactors

*Atsunori Terashima[1], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine)

11:00 AM - 11:15 AM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N06-07] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

11:20 AM - 12:00 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N06] E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*Toshiyuki Shizuma[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Izuru Daito[2], Shuji Miyamoto[3], Futoshi Minato[4] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Kyoto University, 3.University of Hyogo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1N07] Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shyuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6], Yoshihiro Asano[4,6] (1.KEK, 2.JASRI, 3.SOKENDAI, 4.RIKEN, 5.JAEA, 6.LASTI)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N08-10] Fission reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

2:45 PM - 3:35 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N08] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of ^{235}U (2)

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N09] Fission fragment mass distributions of Np, Pu and Am isotopes utilizing multi-nucleon transfer reactions

*Mark James Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3] (1.JAEA, 2.TIT, 3.Univ. York)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N10] The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech, 2.IFIN-HH)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N11-15] Nuclear theory, calculation code, nuclear data validation

Chair: Chikako Ishizuka (Tokyo Tech)

3:35 PM - 4:55 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N11] Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hartree-Fock-Bogoliubov theory

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1.JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[1N12] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1.JAEA, 2.RIST)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N13] Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*Satoshi Kunieda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N14] Some problems on KERMA factors and DPA cross section data calculated with NJOY code (2)

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2], Kenya Suyama[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.JAEA, 2.QST）
4:20 PM - 4:35 PM

[1N15] New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutrons at JAEA/FNS
*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2]（1.QST, 2.JAEA）
4:35 PM - 4:50 PM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N16-18] Charged particle induced reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)
4:55 PM - 5:45 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N16] Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS
*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2], Kazuyuki Ogata[3]（1.Kyushu University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Osaka University）
4:55 PM - 5:10 PM

[1N17] Production cross sections of ^{169}Yb in the deuteron induced reaction on ^{169}Tm
*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4]（1.Graduate School of Science, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Science, Hokkaido Univ., 3.Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, 4.MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences）
5:10 PM - 5:25 PM

[1N18] Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions
*tomoki yui[1], tsuyoshi kajimoto[1], kenichi tanaka[1], satoru endo[1], nobuhiro shigyou[2]（1.Graduate School of Engineering,Hiroshima Univ , 2.Graduate School of Engineering,Kyushu Univ ）
5:25 PM - 5:40 PM

Room O

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[1O01-03] Applications of Compact Neutron Source

Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)
2:45 PM - 3:35 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O01] Development of neutron small angle scattering instrument for compact neutron source of Kyoto University
*Seiji Tasaki[1], Hiroki Matsumoto[1], Yutaka Abe[1]（1.Department of Nuclear Engineering Kyoto University）
2:45 PM - 3:00 PM

[1O02] Beam transport optics for compact neutron sources
*Masahiro Hino[1], Tstsuro Oda[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5]（1.KURRI, 2.RIKEN, 3.KEK, 4.Hokkaido Univ., 5.TDU）
3:00 PM - 3:15 PM

[1O03] Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source
*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[2]（1.NEM, The University of Tokyo, 2.JAEA J-PARC Center）
3:15 PM - 3:30 PM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1O04-09] High energy radiation sheilding

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)
3:35 PM - 5:10 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O04] Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields
*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6]（1.JAEA, 2.KEK, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.AIST, 5.Kyoto Univ., 6.Tohoku Univ.）
3:35 PM - 3:50 PM

[1O05] Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions
*Pi-En Tsai[1,2], Lawrence Heilbronn[2], Bo-Lun Lai[3], Yoshiyuki Iwata[4], Takeshi Murakami[4], Tatsuhiko Ogawa[1], Rong-Jiun Sheu[3]（1.JAEA, 2.UTK, 3.NTHU, 4.NIRS）
3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1O06] Comprehensive Benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research Organization for Information Science and Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[1O07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Hiroshi Yashima[5], Masayuki Hagiwara[2], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Shimizu Corporation, 2.KEK, 3.Hiroshima Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Research Reactor Institute, Kyoto Univ., 6.CERN)

4:20 PM - 4:35 PM

[1O08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Hiroshima University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Kyushu University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

4:35 PM - 4:50 PM

[1O09] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*EUNJI LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6] (1.Kyushu University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Hiroshima University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN)

4:50 PM - 5:05 PM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1O10-15] Shielding Material, Shielding Material Standard

Chair: Koji Oishi (JER)

5:10 PM - 6:45 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O10] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

*Takahiro Mine[1], Kousuke Imatomi[1], Nobuhiro Sigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Yusuke Koba[4] (1.KYUSHU University, 2.Fujita Co., 3.Tyugoku Toryou Co., 4.National Institute of Radiological Sciences)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O11] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Kimura Kenichi[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4] (1.Kyushu University, 2.Fujita, 3.Chugoku Marine Paints,Ltd., 4.The Wakasa Wan Energy Research Center)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O12] Performance Evaluation of Water Injection Type Multi-Function Shield

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], Koichi Takeo[1] (1.TAISEI CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM

[1O13] Discussion on the Sandardization of Shielding Material

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], Masahiro Taniguti[8] (1.Fujita, 2.Nagoya Uiversity, 3.Chubu Electric Power, 4.Kajima, 5.Takenaka, 6.HAZAMA-Ando, 7.Japan Environment Research, 8.TAISEI)

5:55 PM - 6:10 PM

[1O14] Discussion on the standardization of shielding material

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Kennichi Kimura[2], Ken-ichi Tanaka[10], Koji Oishi[6], Satosh Ishikawa[9], Yoshihiro Hirao[7], Masahiro Yoshida[8], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5] (1.Hazama-Ando Corporation, 2.Fujita Corporation, 3.TAISEI Corp., 4.KAJIMA Corporation, 5.TAKENAKA Corporation, 6.Japan Environment Research Co. LTD., 7.National Maritime Research Institute, 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10.The Institute of Applied Energy)

©Atomic Energy Society of Japan

6:10 PM - 6:25 PM

[1O15] Discussion on the standardization of shielding material

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Takayuki Hirouchi[3], Tomohiro Ogata[4], Hiroki Sakamoto[5], Hidenori Kawano[6], Toshio Amano[7], Yukio Sakamoto[6], Kazuaki Kosako[8], Naofumi Kawano[2] (1.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 2.hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 3.TOSHIBA corp., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Transnuclear Tokyo, 6.ATOX Co., Ltd., 7.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 8.Shimizu Corporation)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Wed. Sep 7, 2016

Room F

[GM1F]「原子力発電部会」第30回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[GM1F] General Meeting

Room H

[GM1H]「再処理・リサイクル部会」第31回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[GM1H] General Meeting

Room K

[GM1K]「熱流動部会」第47回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[GM1K] General Meeting

Room M

[GM1M]「核融合工学部会」第47回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[GM1M] General Meeting

Room N

[GM1N]「核データ部会」第34回全体会議
12:00 PM - 1:00 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[GM1N] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture | Special Lecture

[PL1A01] Current status of the heavy ion radiotherapy in Kyushu

Chair: Kenji Ishibashi (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:30 AM - 12:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0101] Current status of the heavy ion therapy equipment and future

*Mitsutaka Kanazawa[1] （1.SAGA-HIMAT）

[PL1A0102] Heavy ion therapy

*Yoshiyuki Shioyama[1] （1.SAGA-HIMAT）

©Atomic Energy Society of Japan

特別講演

(1) 重粒子線がん治療装置の現状と今後

(1) Current Status of the Heavy Ion Therapy Equipment and Future

*金澤 光隆[1]
[1]九州国際重粒子線がん治療センター

放射線医学総合研究所で1994年に始まった炭素イオンビームを使った重粒子線治療は日本全体では1万5千名以上の患者治療に使われて、その高い治療成績及び良好なQOL(Quality of Life)が示されつつある。この様に多くの患者治療をこなすためには、その加速器技術の進歩が必要不可欠であった。

キーワード：重粒子線治療，加速器,

1. 緒言

粒子線治療の提案は 1946 年に R.Wilson によってなされ、重粒子線による実際の治療はアメリカ・ローレンス・バークレイ国立研究所で治療研究がなされたのが最初です。このときは物理実験用に建設された加速器を使ったものでしたが、治療専用の加速器を作る計画が 1894 年に“対癌 10 か年総合戦略”の一つのプロジェクトとして日本でスタートし、炭素イオンビームを使ったがん治療が 1994 年にスタートしました。この成果に基づいて今では炭素専用の治療施設が国内で 3 施設が稼働しており、2 か所で現在建設中です。本公演では現在使われている装置を紹介するとともに、これまでの技術の発展について紹介します。

2. 加速器構成要素の発展

2-1. イオン源

HIMAC 建設がスタートした時には PIG イオン源が採用されたが、その後メンテナンスがはるかに楽な ECR イオン源がビーム強度向上とともに利用されるようになった。最近では、永久磁石のみを使った ECR イオン源が使われ、システムがコンパクトになっている。

2-2. 線形加速器

イオン源からのビームを加速するために RFQ リニアックが使われ、コッククロフトの様な高圧部分が不必要になった。その後段の線形加速器はアルバレ型から最近では IH 型が使われて、小型化が実現している。

2-3. シンクロトロン

シンクロトロンではそこで使われている要素技術の進歩の寄与が大きい。電源に関してはサイリスタ電源から IGBT を使った電源を使うことで、マグナットの結線の対称化も寄与して精度が向上している。又、高周波加速装置ではデジタルシンセサイザーの利用によりビームフィードバックが不必要になりシステムの簡素化とともに運転の安定化が実現している。さらに最近の加速空洞では無同調型をトランジスターで駆動するだけで良くなり、HIMAC 以前と比較すれば隔世の感がある。又、HIMAC で実用化された RF ノックアウト取り出しも、呼吸同期照射に必要なビーム制御を容易にし、スキャニング照射実現の基礎になっている。

2-4. ビーム輸送系

高エネルギービーム輸送系ではその運転に仕方に進歩がある。HIMAC の時には電磁石類は常時励磁していた。それが最近では治療照射に必要な時のみビーム加速を行い無駄な放射化を防ぐとともに、ビーム運転の時のみ電磁石を励磁して省電力化を図っている。このビーム運転の時のみ電磁石を励磁する方式は将来シンクロトロンにも適用が予定されて、さらなる省電力化か計画されている。

3. 結論

70 年前に提案された重粒子線治療が、現在、民間ベースでの運営ができるところまで到達した。今後よ

り一般的な治療法として利用してもらえるように更に研究開発が進められている。

*Mitsutaka Kanazawa[1]

[1]Ion Beam Therapy Center, SAGA-HIMAT Foundation.

特別講演

(2) 重粒子線がん治療: 臨床研究の現状と今後

(2) Heavy ion therapy: Current status of the clinical study and future

*塩山 善之[1]
[1]九州国際重粒子線がん治療センター

重粒子線治療は高い線量集中性と強い抗腫瘍効果を兼ね備えた放射線治療である。これまで臨床研究の成果によって各種の限局性固形がんに対する有効性・安全性が示され、一部疾患には保険適応となった。臨床的エビデンスをより強固にするために、多施設臨床研究が開始されている。

キーワード：重粒子線がん治療 1, 臨床研究 2, 臨床試験 3

1. 緒言

重粒子線治療は線量集中性の高さと強い抗腫瘍効果を兼ね備えている。放射線生物学的にも寡分割照射に適した性質があり、治療の短期化および有害事象の低減にも有用である。主に先進医療として実施されているが、平成 28 年 4 月より骨軟部腫瘍に対しては保険適応となった。現在、精力的に多施設臨床研究が展開されている。本講演ではこれまでの臨床研究、現在展開されている多施設共同研究について紹介する。

2. 臨床研究

2-1. 国内の治療実績

国内の重粒子線治療患者数は年間 2000 名を超え、累積症例数は既に約 15000 名に達している。疾患別では前立腺癌が最も多く、次いで、頭頸部腫瘍（主に腺癌系腫瘍や悪性黒色腫)、骨軟部腫瘍、肺癌、肝臓癌でありこれらで全体の約 70%を占める。その他、直腸癌術後再発、膵臓癌なども近年増加傾向にある。

2-2. 過去の臨床研究

放射線総合研究所において様々な固形がんに対して線量増加試験（第 I 相試験）による至適線量および分割法が決定され、決定された線量分割法を用いた第 II 相試験においても有効性および安全性が示されている。群馬大学、当センターにおいても同様の治療法を用いた追試を行い、その結果が再現されつつある。

2-3. 多施設後向き観察研究

臨床研究は施設数の関係からこれまでは施設単位が主であった。しかし、その有効性・安全性を裏付ける為には多施設データの検証が必要であり多施設共同研究が展開されている。既に、多施設後向き観察研究を実施し、多施設データによっても各臓器がんに対して有効かつ安全であることが示された。

2-4. 多施設臨床試験・前向き観察研究

重粒子線治療の臨床的有用性を既存治療との比較を含めて更に強固に示すため、近々、肝癌、肺癌、膵癌に対する多施設臨床試験が開始される。また今後、前向き観察研究として全症例の中央登録が行われる。

3. 結論

重粒子線治療はがん放射線治療を更に発展されるために重要な治療である。技術開発とともに臨床研究を通じて臨床的有用性を明確に示していき、その地位を確固たるものにしなければならない。

参考文献

[1] Kamada T, Tsujii H, Blakely EA, et al. Carbon ion radiotherapy in Japan: an assessment of 20 years of clinical experience. Lancet Oncol. 2015;16(2):e93-e100.

---

*Yoshiyuki Shioyama[1]
[1]Ion Beam Therapy Center, SAGA-HIMAT Foundation.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

[PL1A02] Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

Chair: Nobuaki Sato (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 3:00 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0201] Objective and Scope

*Mitsuru Uesaka[1], *Nobuaki Sato[2] （1.Univ. of Tokyo, 2.Tohoku Univ.）

[PL1A0202] Lawsuit and interim injunction against operation of nuclear power plant

*Jun Masuda[1] （1.Chuo Univ.）

[PL1A0203] Summary of Study by Social and Environmental Division

*Tsutomu Sata[1] （1.JAEA）

[PL1A0204] Q&A and General Discussion

*Kohta Juraku[1] （1.Tokyo Denki Univ.）

©Atomic Energy Society of Japan

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

理事会セッション（社会・環境部会共催）

原子力発電所関連訴訟について学ぶ

Discussion on Nuclear Power Station Lawsuites

*升田 純[1], *上坂 充[2], *佐藤 修彰[3], *佐田 務[4], *寿楽 浩太[5]

[1]中央大学, [2]東京大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]東京電機大学

原子力発電所の再稼働差し止め仮処分訴訟では、対極的な司法判断が下されている。福岡高裁宮崎支部は九州電力　川内 1、2 号機の運転差し止めを認めなかったが、大津地裁は関西電力　高浜 3、4 号機の運転を差し止める決定を下したのが、その一例である。

これらの司法判断は、原子力発電所の運転の可否に関わりつつあり、多くの原子力学会員にとって非常に関心が高いものになっている。そこで、今回、本セッションを企画するに至った。

本セッションでは、前述のような異なる判断が示された裁判所決定のあらましと、それらの決定の依り処について紹介する。まず、原子力発電訴訟に詳しい中央大学法科大学院の升田教授に解説をしていただくこととした。

次に、科学技術に関する裁判の諸問題について検討を進めている本学会社会・環境部会より、①科学技術の最先端の分野における争点をめぐって、司法の判断と国あるいは専門家による判断が食い違う理由は何か。また、このような問題の調整をどう図ったらよいのか。②この問題の背景には、科学技術をめぐる不確実性への対応をめぐる問題がないか、などの論点整理を行う。

最後に、質問への対応や会場との意見交換を通じて、原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

なお、この問題に対する会員からの質問を事前に募集し、当日はそれらを集約した質問とそれに対する回答や解説を行うことで、この問題に関する議論を深める。

（ご講演いただく法務専門家の経歴）

升田純 弁護士・中央大学法科大学院教授

1974 年京都大学法学部卒

東京高裁判事を経て 1997 年に退官し弁護士登録

2004 年まで聖心女子大学文学部教授

2004 年より中央大学法科大学院教授（現在に至る）

*Jun Masuda[1], *Mitsuru Uesaka[2], *Nobuaki Sato[3], *Tsutomu Sata[4] and *Kohta Juraku[5]

[1]Chuo Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5] Tokyo Denki Univ.,

Planning Lecture | Board and Committee | International Activities Committee (SFEN)

[PL1A03] France/Japan Joint Session of AESJ 2016 Fall Meeting

Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Chair: Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 3:20 PM - 4:50 PM Room A (Kumume City Plaza - The Grand Hall)

[PL1A0301] Opening and welcoming address

*Mitsuru Uesaka[1] （1.President of AESJ）

[PL1A0302] Joint collaboration address and report of COP21 Paris

*Valerie Faudon[1] （1.SFEN）

[PL1A0303] Global warming in progress and Increase of CO2 emission in Japan under delay of NPP restart process

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

[PL1A0304] Nuclear NPPs Situation and COP21 in France

*Sunil Felix[1] （1.French Embassy）

[PL1A0305] The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European power grid

*Takashi Kuroishi[1] （1.MHPS）

©Atomic Energy Society of Japan

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.



Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

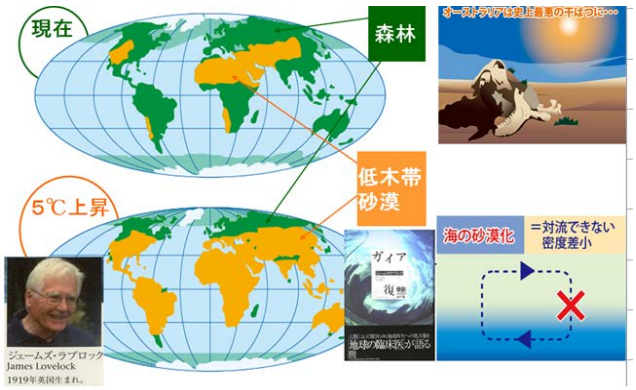


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

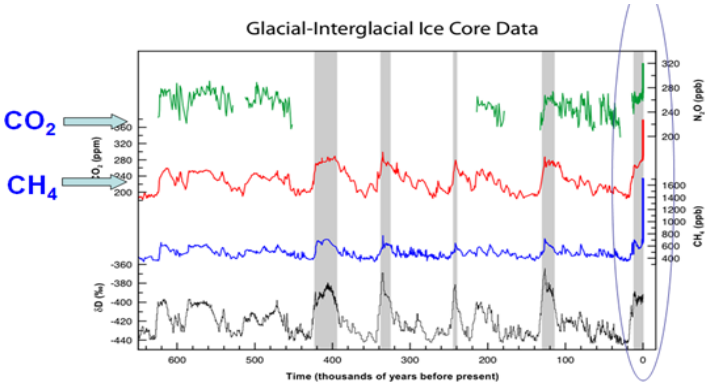


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

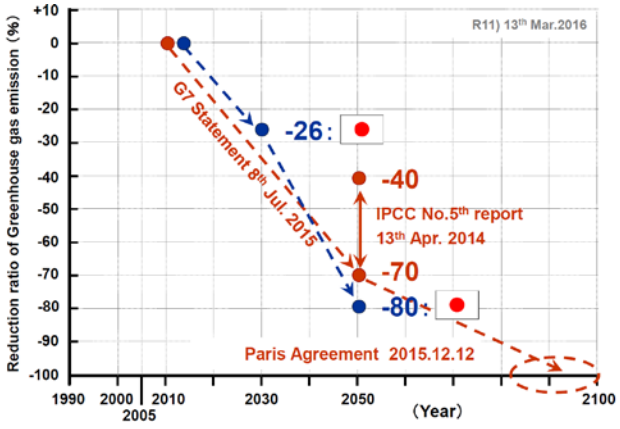


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.



Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

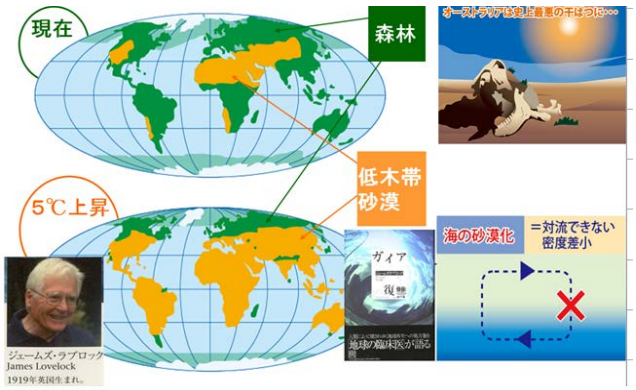


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

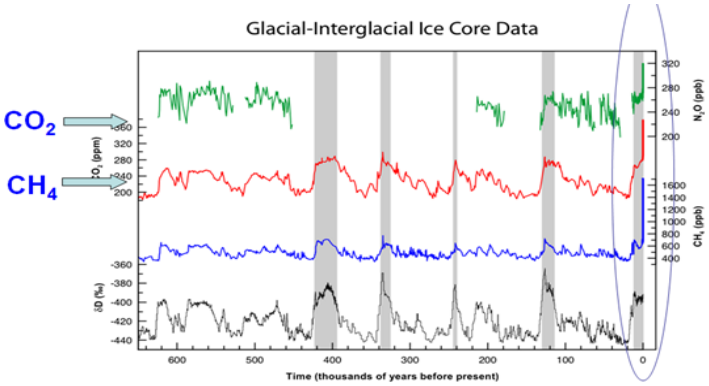


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

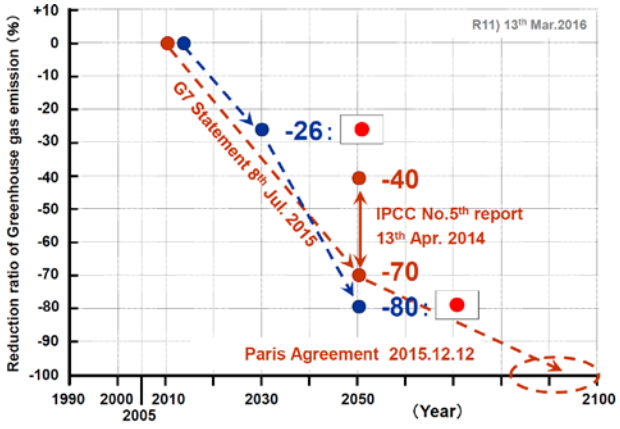


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.



Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

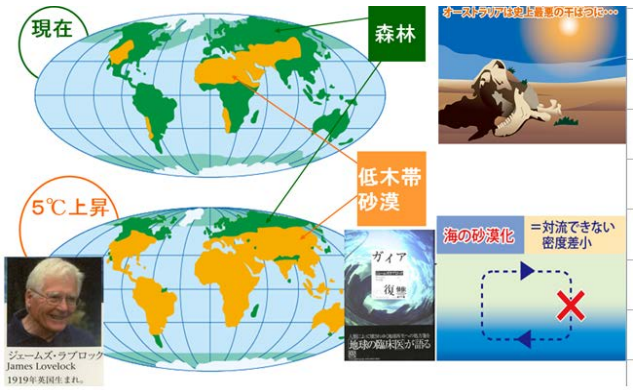


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

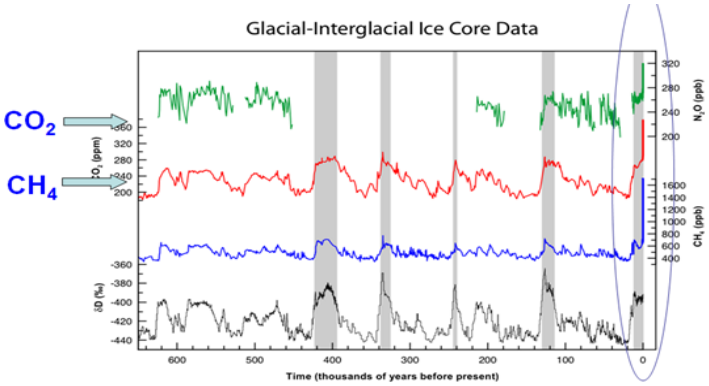


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

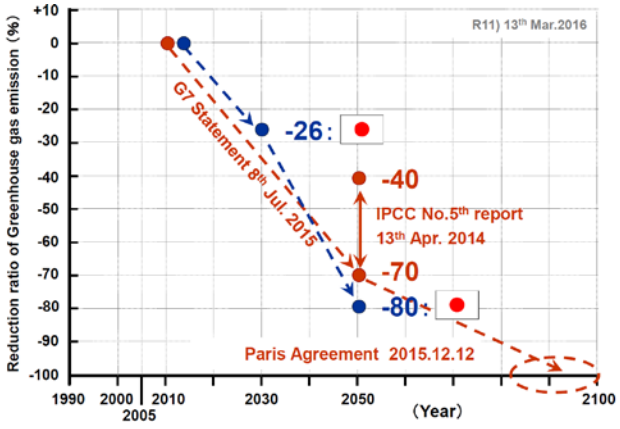


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.



Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

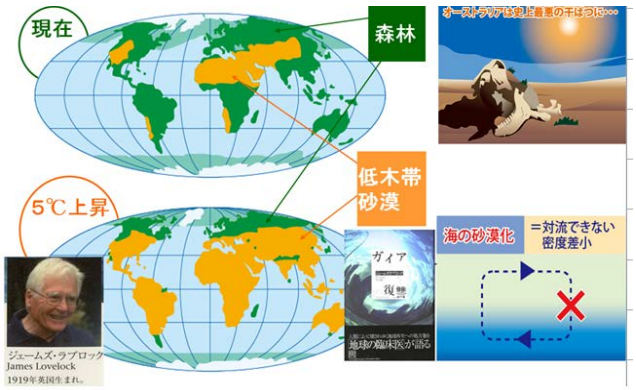


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

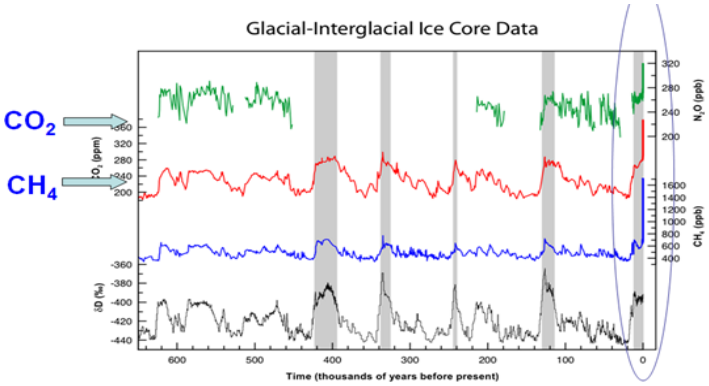


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

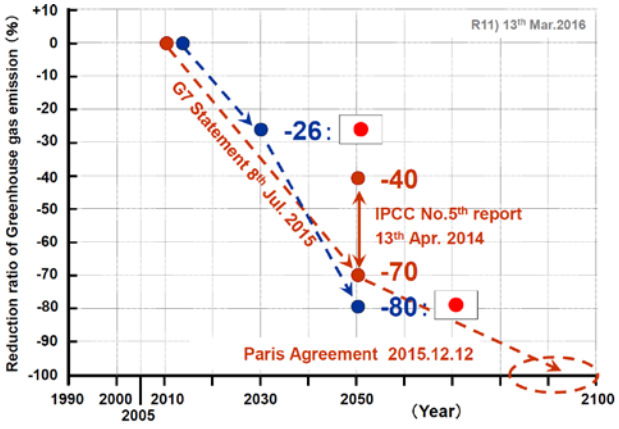


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

国際活動委員会セッション「フランス原子力学会との合同セッション」
Contribution of Nuclear Power Toward COP21 Paris 2016

Tadashi Narabayasi[1], Mitsuru Uesaka[2], Valerie Faoudon[3], Sunil Felix[4], Takashi Kuroishi[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]AESJ, [3]SFEN, [4]French Embassy, [5]MHPS

1. Introduction

COP21 Paris—Nuclear for Climate, a global initiative supported by more than 140 regional and national nuclear associations and technical societies, said in a new position paper that a significant expansion of nuclear energy is necessary for the world to achieve an 80 percent reduction in greenhouse gas emissions by 2050.

2. France/Japan Joint Sessionof AESJ 2016 Fall Meeting, Chair: Dr. Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

1) Opening and welcoming address: Mitsuru Uesaka (President of AESJ)

2) Joint collaboration address and Report of COP21 Paris

Valerie Faoudon (Director-general President of SFEN)

The position paper urges negotiators at the United Nations Framework Convention on Climate Change Conference of the Parties (COP21) to develop an achievable agreement for the reduction of greenhouse gases that ensures the right of countries to choose nuclear energy in order to reduce greenhouse gas emissions while meeting their energy and development objectives. This choice should not be prejudiced against in any way by the new UNFCCC protocols, specifically with regards to access to climate funding mechanisms such as Green Climate Funds. “We strongly believe the world must use all available low-carbon energy sources, including nuclear energy, if it is to mitigate the effects of climate change and reduce greenhouse gas emissions while meeting development goals and not impeding on economic growth.”(1)

The Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon, who spearheaded the Nuclear for Climate campaign, in what we believe was the first ever COP discussion panel on nuclear and climate. The discussion was held inside the Generation Climate public arena, and attended by more than 200 people. It was a lively and constructive session with contributions from the Sierra Club and other environmentalists in the audience.



Fig.1 Nuclear for Climate panel hosted by Valerie Faudon(2)

3) Global warming in progress and Increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process, Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

As shown in Fig 2, Considering the global warming, rapid increase of population and energy consumption, depletion and ballooning of fossil fuel consumption, “Nuclear Renaissance” should be continued by enhance the nuclear safety. Global warming is in progress and increase of CO_2 emission in Japan under delay of NPP restart process. In Germany, green paradox and renewable poverty are the new problem, as the solar and wind power are growing. It is appellant that the greenhouse gases are increasing very rapidly at present.

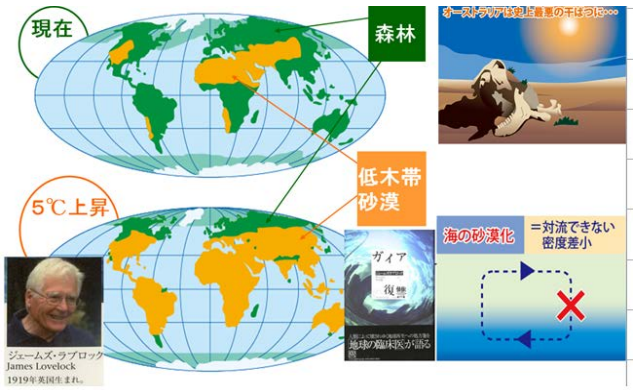


Fig. 2 “Gaea's Revenge” by James Lovelock.

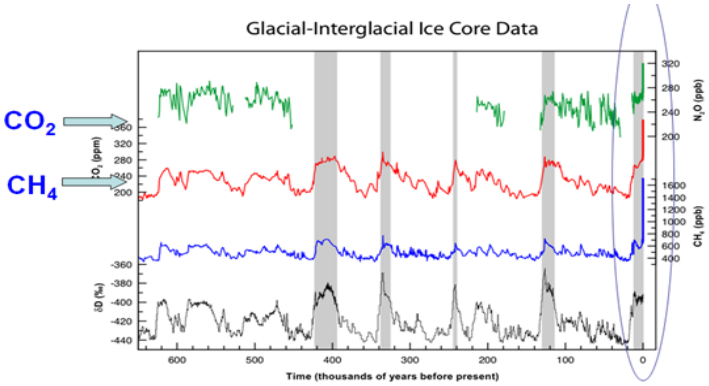


Fig.3 Ice core data show rapid increase of Greenhouse gases

4) Nuclear NPPs Situation and COP21 in France, Sunil Felix (The French Embassy)

France relies on nuclear power for around 75 percent of its electricity needs. So why is nobody talking about nuclear at the big environmental summit hosted by Paris? The huge French pavilion that was built for the COP 21 climate conference includes over a dozen spacious stands showcasing France's leadership in various fields of science, technology, education and ecology. But nowhere does the pavilion mention nuclear energy, completely dismissing this key French sector from the country's energy landscape. Conference participants curious about nuclear power will also find it difficult to find any information on the subject, from either groups who oppose atomic energy or those who defend it. The International Atomic Energy Agency (IAEA) has a booth in the Exhibits Area of the convention center, but denies it is here to advocate the use of nuclear power. Greenpeace, a strong critic of nuclear energy, prepared a briefing for its campaigners in view of the COP 21, but the group is not addressing the issue directly in Paris.



Fig. 4 Chooz NPP, EDF France

5) The role of thermal power plant toward COP21 for load follow in European Power Grid,

Takashi Kuroishi (MHPS)

The role thermal power is to be able to play that complies with theCOP21 Paris agreement. What can thermal power plants contribute in order to supply stable Power? Power grid capability is an indicator for stable power supply. The structure of Power Grid is similar to pooling water in a swimming pool. Fig. 5 shows target of greenhouse gas emission in Japan for the Paris Agreement. Fast Cut Back(FCB)-function continue operating even when the power grid is disconnected. After the power grid is restored, the power plants will swiftly raise its power load to the original rate. Thermal Power can stabilize power supply and nuclear power should supply large load of electricity

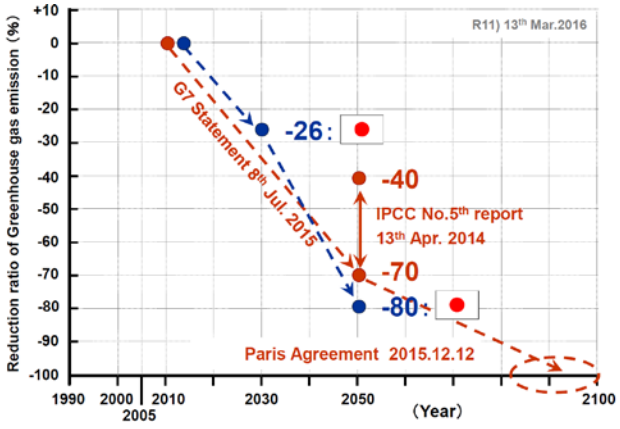


Fig. 5 Target of greenhouse gas emission in Japan

Reference

(1)http://www.nei.org/News-Media/Media-Room/News-Releases/Nuclear-Energy-Should-Be-Part-of-COP21-Agreement

(2)http://www.france24.com/en/20151208-cop21-france-nuclear-energy-struggles

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 1

[PL1D] Efforts toward Spent Fuel Removal from Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Takuji Takayama (TEPCO HD)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL1D01] Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ippei Matsuoka[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D02] Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Takashi Inoue[1] (1.Kajima Corp.)

[PL1D03] Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Keisuke Shirai[1] (1.Toshiba Corp.)

[PL1D04] Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Naoki Mukaida[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D05] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal Structure for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Ippei Matsuo[1] (1.Kajima Corp.)

[PL1D06] Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Fumihito Shinozaki[1] (1.Toshiba Corp.)

[PL1D07] Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*Kanta Yamaguchi[1] (1.TEPCO HD)

[PL1D08] Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc, for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*Itaru Kurosawa[1] (1.Shimizu Corp.)

©Atomic Energy Society of Japan

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（1）各号機　プール燃料取り出しに向けた全体計画

(1) Master Plan toward Spent Fuel Removal from the Spent Fuel Pools of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

小林靖[1]，末永和也[1]，*松岡 一平[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に福島第一原子力発電所で事故が発生して以来、東京電力は廃炉に向けて政府及び協力企業と共に、原子炉や燃料プールの注水冷却、使用済燃料の取り出し、汚染水問題等に取り組んでいる。

廃炉の主な項目は、使用済燃料プールからの使用済燃料プール燃料（以下、プール燃料）取り出し、燃料デブリの取り出し及び原子炉施設の解体である（図 1）。本タイトルでは各号機のプール燃料取り出し計画について報告する。

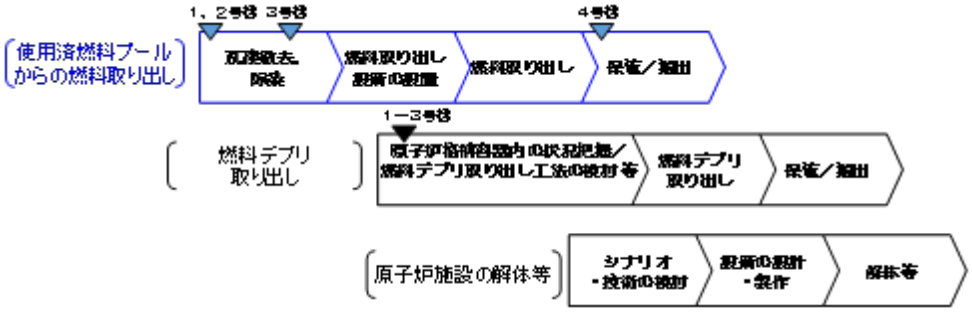


図 1　廃炉の作業ステップ

2. 各号機のプール燃料取り出しに向けた全体計画

2-1. 1 号機

水素爆発により原子炉建屋上部が損傷した福島第一原子力発電所 1 号機からの放射性ダストの飛散を抑制するために 2011 年 10 月、建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等により放射性ダストの放出量は大幅に低減したことから、2015 年 4 月より建屋カバーの解体に着手した(図 2)。建屋カバー解体後は、水素爆発により原子炉建屋最上階に堆積した瓦礫の撤去、プール燃料を取り出すための架構・設備（以下、燃料取り出し用カバー等）を設置する計画である（図 3)。

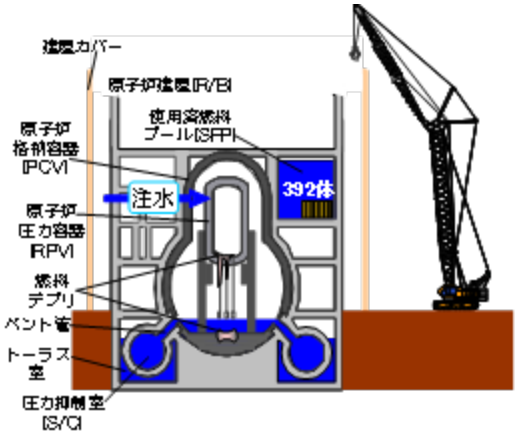


図 2　1 号機現状イメージ

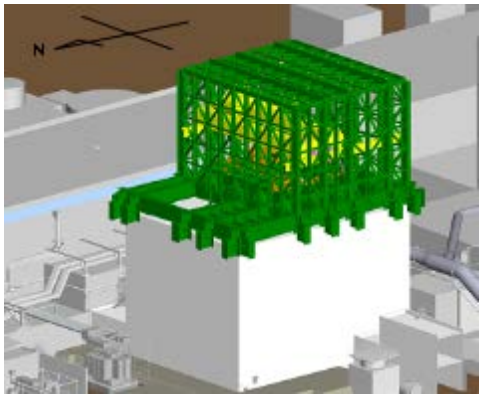


図 3　1 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-2. 2 号機

水素爆発が発生しておらず原子炉建屋は健全であるものの炉心が損傷しているため、周辺の放射線量は高くなっている（図 4)。プール燃料取り出しに向け、今後、健全な建屋上部を解体し、燃料取り出し用カバー等を設置する計画である（図 5)。

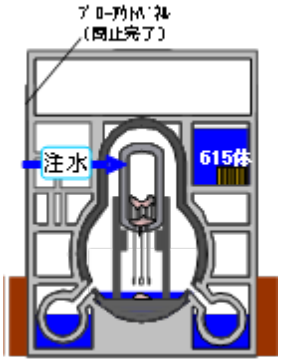


図 4　2 号機現状イメージ

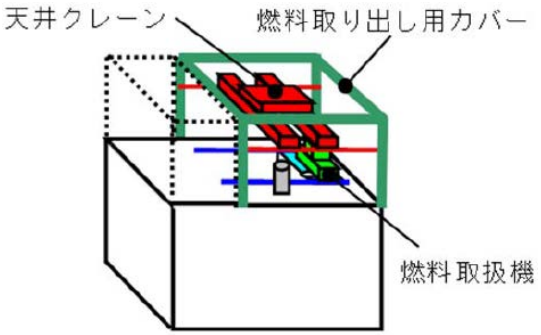


図 5　2 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-3. 3 号機

3 号機は原子炉建屋で水素爆発が発生し、建屋が損傷した。損傷は他号機と比較し大きかった。2011 年 9 月から水素爆発により原子炉建屋最上階（以下、オペフロ）に堆積した瓦礫の撤去を進め、2013 年 11 月に完了（図 6,7)、その後にオペフロの線量低減を目的に除染および遮へい体設置に着手した（図 8)。除染は 2016 年 6 月に完了、現在は遮へい体設置を進めている。

オペフロ大型瓦礫撤去完了後、使用済燃料プール内にも大型瓦礫が堆積していることを確認し、線量低減と並行して使用済燃料プール内大型瓦礫撤去を実施、2015 年 12 月に完了した。今後、燃料取り出し用カバー等の設置を進め、プール燃料取り出し開始を目指す（図 9,10)。



図 6　3 号機オペフロ大型瓦礫撤去開始前の状況

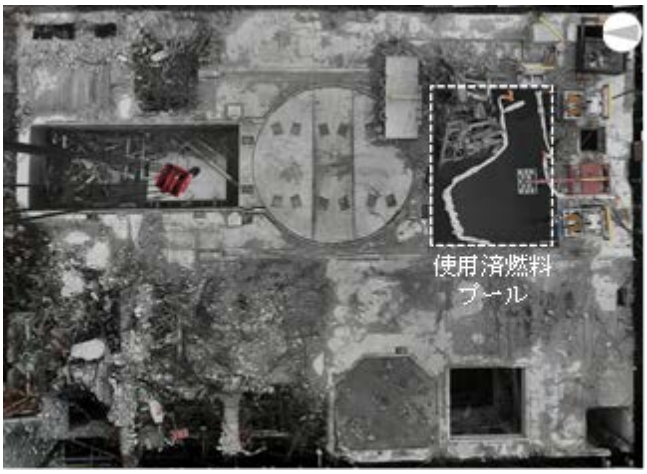


図 7　3 号機オペフロ大型瓦礫撤去完了後の状況

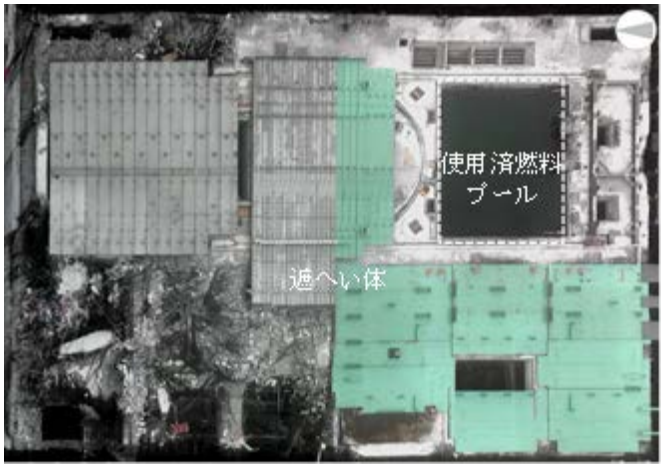


図 8　3 号機オペフロ線量低減期間中の状況

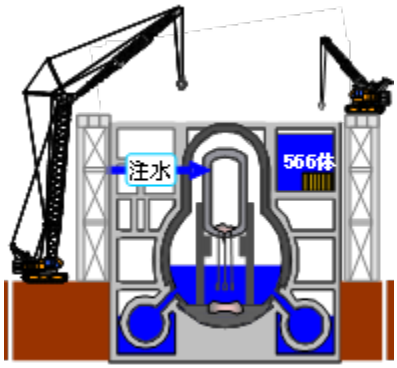


図 9　3 号機現状イメージ

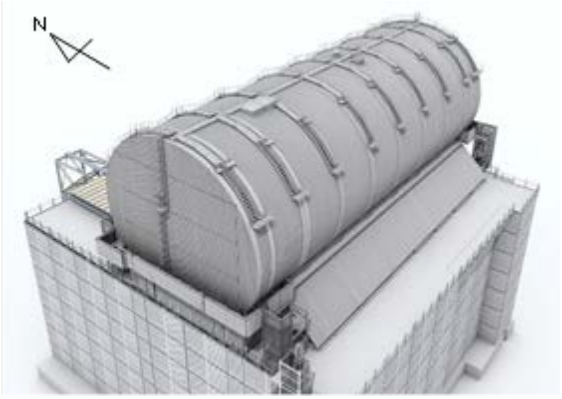


図 10　3 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

2-4. 4 号機

原子炉建屋で水素爆発が発生したが、他号機と比較し放射線量が低い状態であったため、他号機に先行してプール燃料取り出しを 2013 年 11 月から開始し、順調に作業を進め、2014 年 12 月には全ての燃料（1533 本）の取り出しを完了した（図 11,12）。多くの瓦礫が散乱していた使用済燃料プールから、瓦礫を撤去し、プール燃料を順調に取り出せたことは、今後のプール燃料取り出しに向けて大きな実績となった。



図 11　4 号機現状イメージ



図 12　4 号機燃料取り出し用カバー等イメージ

Yasushi Kobayashi[1], Kazuya Suenaga[1], *Ippei Matsuoka[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（2） ３号機 オペフロ大型ガレキ撤去、除染、遮へい体設置

(2) Rubble removal work, Decontamination and Shield installation on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

岡田 伸哉[1]， *井上 隆司[1] ，林 弘忠[2]，西岡 信博[2]，松岡 一平[3]

[1]鹿島建設株式会社 ，[2]東芝，[3]東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

3 号機でプール燃料の取り出し計画を進めるには、先ず水素爆発によりオペフロ床上に崩落したトラス鉄骨やコンクリート片などの汚染瓦礫、及び使用済み燃料プール内に落下した燃料交換機を解体撤去した上で、高度に汚染した床表面除染および床上への遮へい体設置などの準備工事が必要であった。

解体撤去に当たっては遠隔操作機器の開発を進める一方で、詳細な調査結果に基づいた瓦礫取出の計画と挙動シミュレーションを繰り返し、切断・つかみ位置の詳細な手順および監視方法を検討した。除染・遮蔽の計画は崩落瓦礫下のオペフロ状況を推測し、適切な除染方法の選定及び、遮蔽体の耐荷重の評価を行った上で、いずれも遠隔操作による除染計画、遮蔽体の設置計画を立案し機器開発を行った。

現在、燃料交換機を含むオペフロ上瓦礫撤去と除染作業を終え、遮蔽体の設置工事を実施中である。本稿では計画の概要と高線量下で実施したこれまでの取り組みを紹介する。

2. 瓦礫撤去

2-1. 崩落瓦礫撤去計画



図 1 3 号機外観(事故当時)

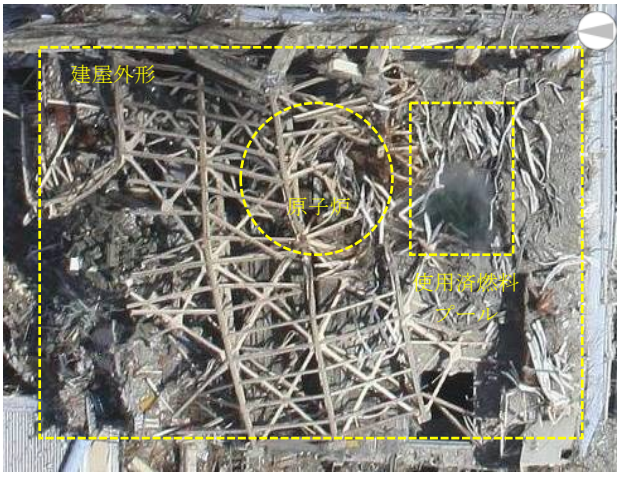


図 2 オペフロ上部状況（事故当時）

水素爆発で大きく損傷した 3 号機の建屋は、図 1,2 に示す通り、オペフロから上部の躯体はオペフロ上に落下し、東側の柱・梁だけが立ち並ぶ上にメイントラスが引っかかるという不安定な状態で残っていた。この時点で、オペフロ上に落下した 200t 超の天井クレーン、使用済燃料プールに水没している燃料交換機はその姿の一部を確認するのが精一杯という状態にあった。

状況調査は、クレーンで吊るしたカメラで崩落状況・各部位の接合状況を確認する事から始めた。撮影画像を 3D 点群データに変換し、設計図と照合しながら部材データに置き換え 3D モデルを作成し、更にはボルトの一本一本まで確認・評価して挙動解析用構造データを作成した。

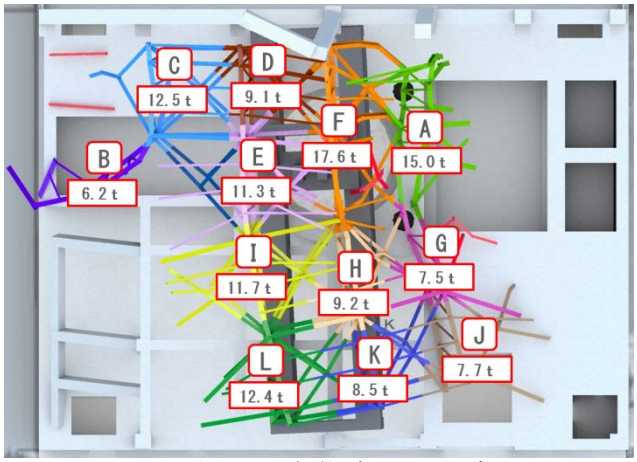


図 3　屋根トラス解体ブロックモデル

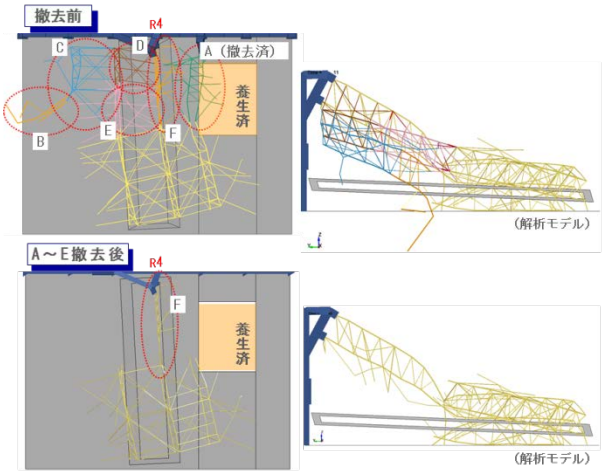


図 4　屋根トラス解体シミュレーション

作成した 3D モデルを使用してクレーン・アタッチメント性能を条件に、撤去ブロックを設定（図 3）し切断手順を検討した。切断時の挙動は作業毎にシミュレーション（図 4）して、全体影響のもっとも小さいと考えられる手順を選択した。撤去の実施に当たってはシミュレーションとの差異がない事を確認するため、挙動監視ポイントとクライテリアを設定して、常時監視しながら一つ一つ丁寧に切断撤去を行った。また大型のトラス解体の前に、鋼製のプール養生を設置して万一の落下に備えた。

2-2. 遠隔撤去ツール

解体作業は建屋の西・南に 600t クローラークレーンを配置し、図 5 に示す解体・撤去ツールを使用して実施した。東側の残存柱は、周囲に架設した構台に解体重機を載せて解体した。全ての重機は遠隔化仕様に改造を施し、作業は免震重要棟のリモート室から行った。



図 5　遠隔撤去ツール



図 6　トラス把持切断状況（リモート室画像）



図 7　トラス撤去完了状況

2-3. 燃料交換機の撤去

燃料交換機は使用済燃料プール内に落下していることが上空から確認されたが、その変形状態および損傷状態、プール設備との干渉状態は不明であった。このため、建屋部材が複雑に絡み合って堆積しているプール内にカメラを挿入し、燃料交換機部材の変形・接続状態および部品位置を確認した。その後、確認した映像を基に、トラスと同様に設計図と照合して 3D モデルを作成した。

燃料交換機の撤去方針として、一度で全てを撤去する、あるいは数分割して撤去する、細断して撤去するといった方針が考えられた。そこで、落下時の燃料への影響や燃料交換機の変形・落下といった観点からリスク評価を行った。さらに、細断する場合の切断位置や遠隔撤去ツールのアクセス、吊上げ時の燃料交換機とプール設備の干渉等のシミュレーションを行い、リスクと実現性の観点から燃料交換機を数分割して撤去する方針とした。

しかし、燃料交換機部材の損傷状態が把握できなかったため、燃料交換機の梁モデルを作成し、実際の状態に合わせて梁モデルを変形させ、強度解析を行い、損傷状態を把握した。さらに、強度解析結果を基に、吊上げ位置を決定し、燃料交換機撤去手順を作成した。

また、燃料交換機は、変形かつ不安定な状態で落下していたため、2-2. 項に示す遠隔撤去ツールで確実に把持することが困難であった。そこで、燃料交換機専用の取扱ツールを製作した。（図 8）

この様な綿密な事前準備の結果、2015 年 8 月に燃料交換機の撤去を完了した。（図 9,10）

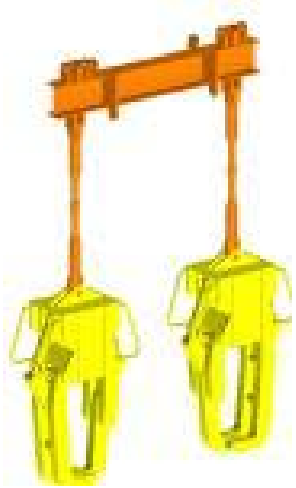


図 8 燃料交換機撤去ツール

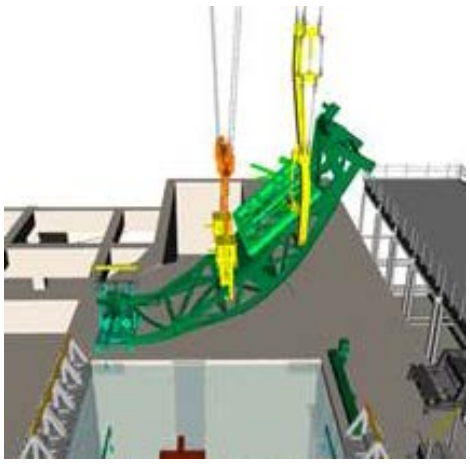


図 9 燃料交換機吊上げシミュレーション



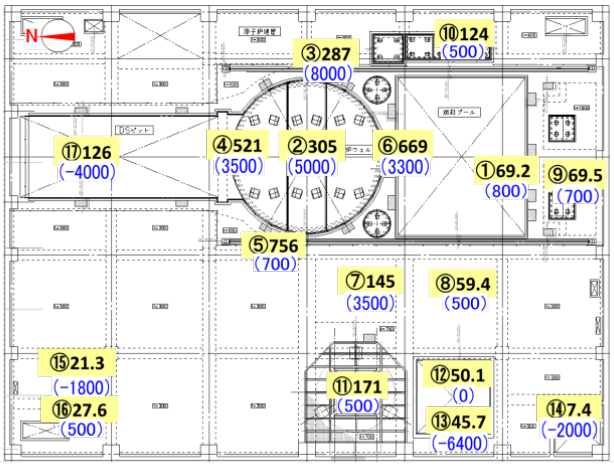
図 10 燃料交換機吊上げ写真

3. 線量低減

3-1. 線量低減検討

クローラークレーンによる線量測定の結果、オペフロの空間線量は原子炉ウェル直上(756mSv/h)を中心に極めて高い値を示した（図 11)。将来の使用済燃料取出し・及び燃料取出し用架構の構築を考慮すると、近傍での有人作業が不可避であることから、除染・遮蔽の組合せによる線量低減策を講じる必要があった。

工程の制約上、オペフロ線量低減計画は瓦礫撤去の計画と並行して検討する必要があった。そのため、十分に映像確認ができない範囲については 4 号機での損傷状況等を元にスラブ厚さ 300mm 超は躯体として健全、300mm 以下は損傷していると推定して計画を進めた。



（括弧内の数値はオペフロからの測定高さ。瓦礫が残存していた為、部位毎に高さは異なる。）

図 11　オペフロ線量率(単位：mSv/h、2012 年 5 月 15 日測定)

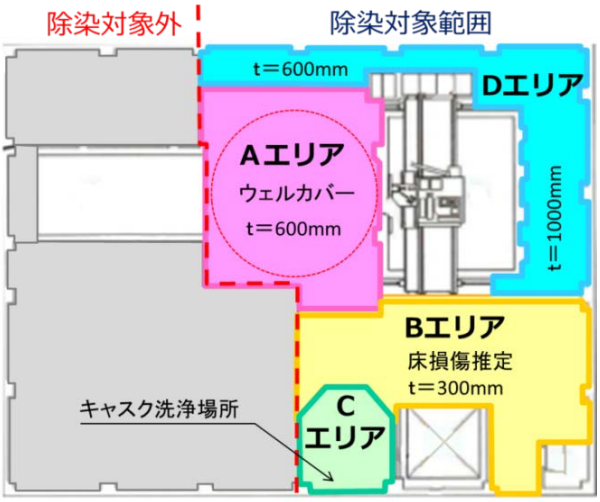


図 12　除染対象エリアとエリア区分

3-2. 除染計画

除染は、大きくオペフロが損傷した北西部分と D/S ピットを除く範囲を対象とし、床損傷状況と表層の材質を条件として検討した（図 12)。600mm 以上のスラブ厚さがあり躯体が健全であると推定されるウェルカバー上部（A エリア)、及びプール東と南の範囲（D エリア）はスキャブラー、ステンレス仕上げのキャスク洗浄場所（C エリア）には化学（泡）除染、床損傷が推定される範囲（B エリア）にはウォータージェットを採用する方針とした。いずれの機器も解体ツール同様遠隔化施工前提で開発、作業を実施した。

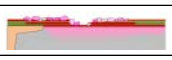
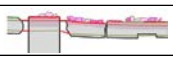
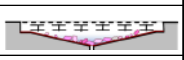
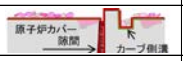
想定状況				
汚染形態	浸透 （エポキシは損傷と想定）	浸透	表層	表層
材質	RC+エポキシ	RC+エポキシ	ステンレス	狭隘部・凹凸部
面積	440㎡	260㎡	70㎡	72㎡
除染方式	スキャブラー	ウォータージェット	化学（泡）除染	ウォータージェット +専用パーツ
選定理由	・はつり能力が最も大きい ・処理速度が最も早い	・床面にひび割れや多少の凹凸があってもはつる事が可能	・構内の実廃棄物試験にて、金属材料に対して特に有効性が確認されたため	・狭隘部及び溝部の構造に応じた専用パーツを準備する事が望ましい
期待効果	・文献より表面から5mmで放射能は1/100程度となる	・文献より表面から5mmで放射能は1/101程度となる（亀裂部については不明）	・上記除染試験では 1 回の除染で 1/10 以下に低減	・適切なツールを用意すれば、狭隘部や溝部の瓦礫払出しが可能な見通し
装置イメージ図				
適応エリア	A･Dエリア	Bエリア	Cエリア	ウェルカバー隙間 レール･溝部

図 13　エリア別除染機器





図 14　スキャブラ除染状況

3-3. 遮蔽計画

遮蔽計画は、有人作業が可能となる線量率まで下げる事を目的として、オペフロ除染後の線量状況と躯体の許容耐力を勘案して検討した。原子炉・プール周辺の壁・スラブ厚の厚い範囲（A,D,E 工区）は十分に遮蔽体荷重に耐えられるため、要求遮蔽性能を満たすよう鋼製 150mm～250mm、躯体許容荷重に制限のある範囲（B,C 工区）では鋼製 65mm の遮蔽体を使用した（図 15）。ベースの映像は 2016 年 7 月 19 日時点で全 82 体の遮蔽体の内、51 体の設置が完了している。

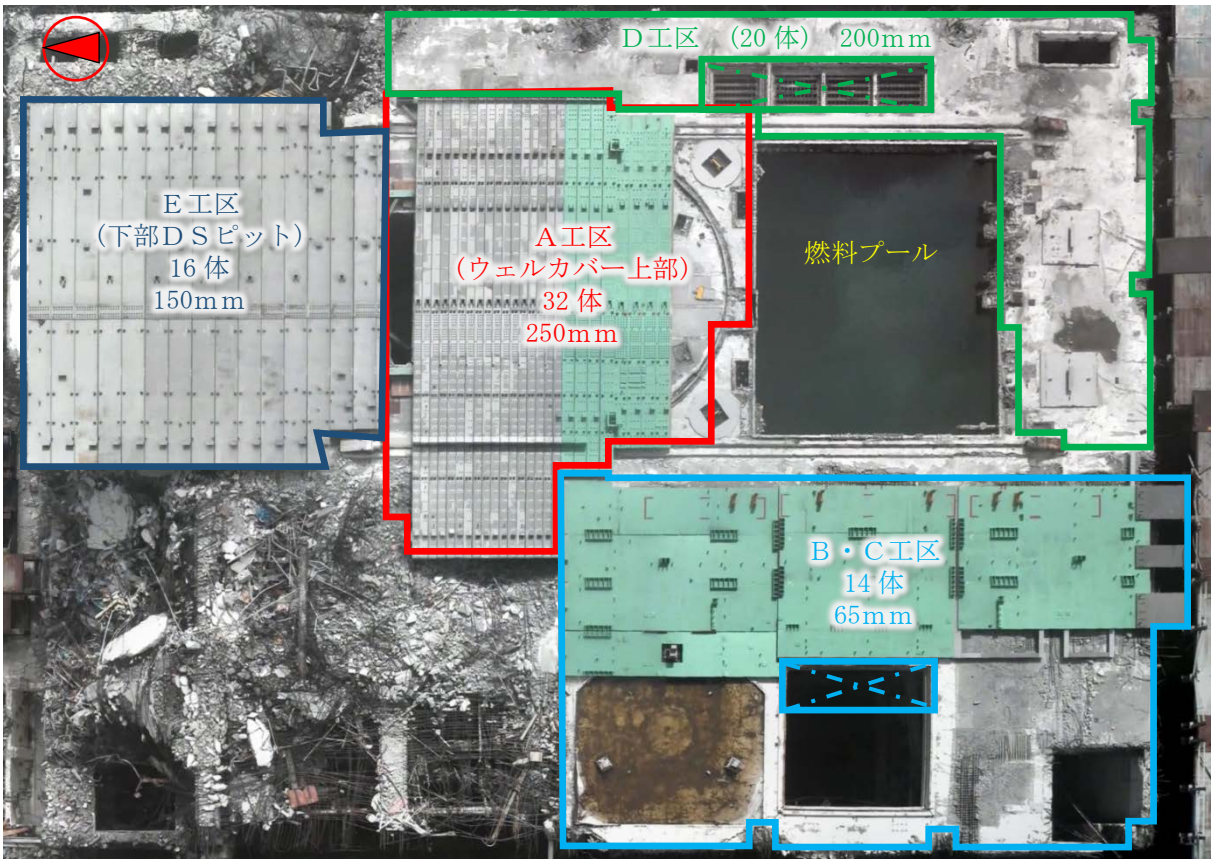


図 15 遮蔽体配置・設置状況

遮蔽体は全て遠隔化施工での設置が必要なため、遮蔽体の設置に先立って、設置位置に呼び込むガイドフレームを計画した。ガイドフレームは既存躯体の外壁、開口や突出部をガイドに設置した。なお、遮蔽体設置後には地震時の脱落防止のためのカバープレートで固定する事となる。また、その後の線量調査や線量シミュレーションの結果、当初計画に加え、崩落部、構台間隙間をカバーする遮蔽体も計画している。

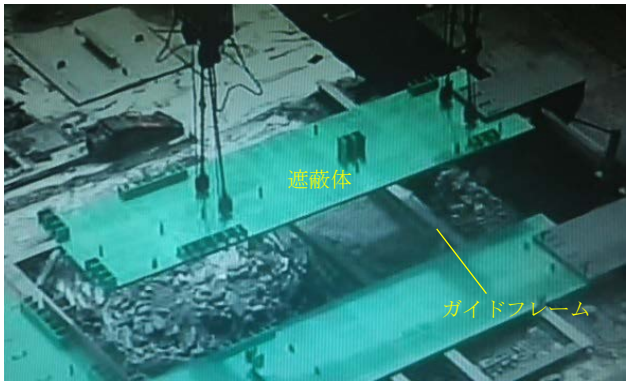


図 16 遮蔽体設置状況(B 工区)



図 17 追加遮蔽計画

Shinya Okada[1], *Takashi Inoue[1], Hirotada Hayashi[2], Nobuhiro Nishioka[2], Ippei Matsuoka[3]

[1] Kajima Corp, [2]Toshiba, [3]TEPCO

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（3）3 号機　有人作業エリアの線量率評価

(3) Dose evaluation of working area on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*白井　啓介[1]，松下　郁[1]，黒澤　正彦[1]，向田　直樹[2]

[1]東芝，[2]東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

福島第一原子力発電所 3 号機の使用済燃料プールからの使用済燃料の取出しに向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下、オペフロ）上において有人作業が計画されている。そこで、オペフロ上へ遮蔽体を設置した後の主要な作業エリアである FHM ガーダ上における線量率の評価方法を紹介する。

2. 線量測定と放射能濃度設定

遮蔽後の線量率の評価フローを図-1 に示す。図-1 に示すとおり、線量評価を行うためにオペフロ上の汚染状況を把握する必要がある。そこで、オペフロ上の線量測定を行い、測定された線量率から放射能濃度を設定した。

2-1. 線量測定

図-2 に示すコリメータをクローラクレーンにより遠隔操作し測定を行うため、測定位置の再現性及び作業時間を考慮して、オペフロを約 4m×4m 幅で 130 分割し、それぞれのターゲットエリア中心でオペフロから高さ 50cm を測定点と設定した。コリメータの中心に GM 管式線量計がセットされており、ターゲットエリアからの線量を効率良く測定するため、側面の遮蔽体によりターゲットエリア外からの寄与を削減するように設計した。

2-2. 放射能濃度設定

放射能濃度はオペフロ上に平面状に仮定した。線量測定値から放射能濃度を評価するために、線量測定値と線源距離との関係を“MCNP5”コードで事前に評価し、ターゲットエリア内からの寄与とターゲットエリア外からの寄与を予めデータベース化することで、測定値に対してターゲットエリア外からの寄与を除外し、ターゲットエリアの放射能濃度を設定した。評価対象核種として 2016/3 時点での減衰を考慮して Cs-137（Ba-137m）と Cs-134 の比率が 1 : 0.21 となるように設定した。図-3 に設定した Cs-137 の放射能濃度を示す。

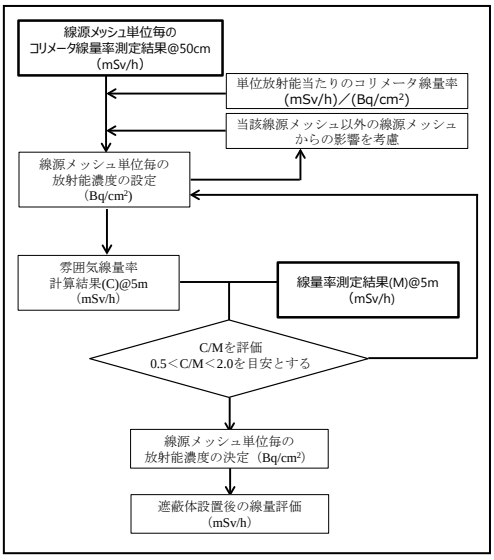


図-1 線量評価フロー

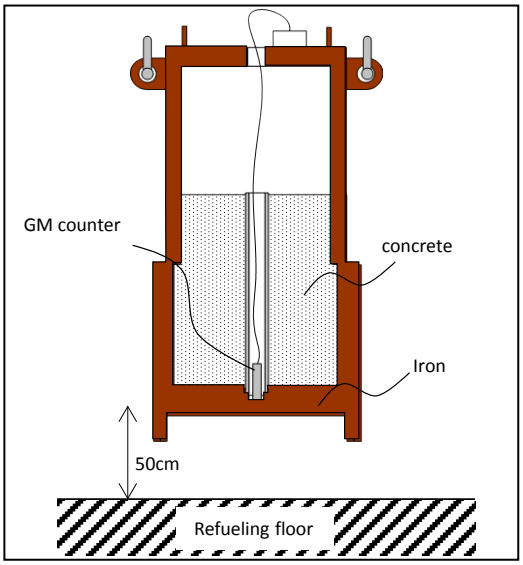


図-2 線量測定に用いたコリメータ

3. 線量評価

3-1. 評価モデル

有人作業エリアの線量率は“QAD”コードを使用して評価した。遮蔽体としては、オペフロ上に設置される大型遮蔽体に加え、オペフロー構台間遮蔽体、FHM ガーダストッパ及びガーダ床チェッカープレート等の FHM ガーダを構成する構造材を詳細にモデル化した。評価点はオペフロから約 6m 高さに FHM ガーダ床が設置されることから、オペフロから高さ 7m とし、FHM ガーダ上で有人作業の想定される代表箇所を選定した。

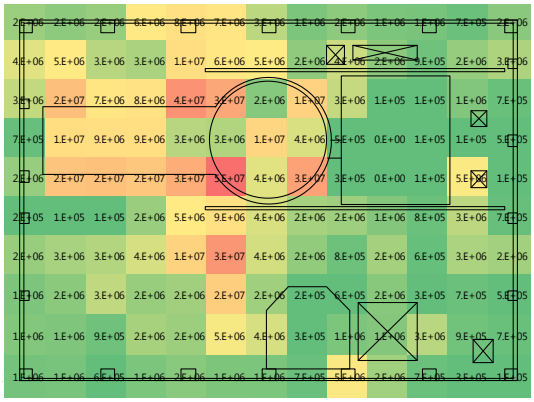


図-3 設定した Cs-137 の放射能濃度(Bq/cm²)

3-2. 線量評価結果

有人作業エリアの目標線量率である 1.0mSv/h を超える評価点に対して、寄与の大きい線源範囲からの影響を低減するために補完遮蔽体を追加した。結果として、FHM ガーダ上の代表作業箇所における線量率は、すべての評価点において有人作業エリアの目標線量である 1.0mSv/h を下回った。

4. 終わりに

使用済燃料プールからの燃料取り出し作業における代表作業箇所においては本評価結果から現在の計画通り遮蔽体を設置することで作業可能となる見込みがたった。遮蔽体または FHM ガーダ設置段階で本評価より高い線量の箇所も確認しており、作業内容ごとに仮設の遮蔽体による一時的な雰囲気線量の低減または一人あたりの作業時間を制限することで被ばく線量の低減を図っていく必要がある。

※本論文に掲載の商品・役務等の名称は、それぞれ各社・各機関が商標として使用している場合があります。

*Keisuke Shirai[1], Kaoru Matsushita[1], Masahiko Kurosawa[1] and Naoki Mukaida[2]

[1]Toshiba, [2]TEPCO

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（4）３号機　オペフロにおけるγ線スペクトル評価及び線量測定結果

(4) Gamma-ray Spectra and Dose Measurement Results on the Reactor Building Refueling Floor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*向田 直樹[1]，林 宏二[1]，岡田 貫児[1]，金濱 秀昭[1]，鈴木 敏和[2]

[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社千代田テクノル

1. 目的

福島第一原子力発電所３号機の使用済燃料プールからの燃料取り出し作業の実施に向けて、原子炉建屋オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という）は、100mSv/h 以上の高線量の放射線環境であるため、被ばく低減対策が不可欠である。オペフロにおける作業環境線量の低減は、除染や遮へいが考えられるが、有効な線量低減対策を講じるためには、方向性線量とγ線エネルギー分布に基づいた測定により現状把握することが重要である。

（１）γ線スペクトル測定

線源の種類や位置を把握した上で有効な線量低減対策を検討するために、以下の事項についてγ線スペクトル測定で検証する。

①核種の定性

オペフロの主要核種は、Cs-134，Cs-137 と想定しているが、Co-60 等の他核種からの線量寄与を明らかにして、遮へい時の線量評価条件の妥当性を確認。

②線源位置の推定

線量寄与の主成分がオペフロ表面か建屋内部であるかを、γ線スペクトル形状で推定し、更なるオペフロ表面除染の必要性を検証。

③遮へい効果の確認

オペフロに設置した遮へい体の有無によるγ線スペクトル形状の違いから、遮へい効果を確認。

（２）６方位線量測定

オペフロ上の線量率を６方位同時に測定し、上下方向、水平方向からの線量寄与を把握することにより、有人作業エリアの仮設遮へい体（衝立遮へい等）の必要性を確認するとともに、オペフロ上の有人作業の線量評価（Hp10）データを取得する。

（３）地上における線量率の変化

オペフロ上の線量が地上における線量にどの程度影響を与えているか確認するため、オペフロ上の遮へい設置前後の線量変化を地上に設置している線量率モニタで確認する。

2. 方法

（１）γ線スペクトル測定

γ線スペクトル測定として、冷却不要で小型の CdZnTe 半導体検出器を用いた。校正場の Cs-137 線源照射で 300mSv/h までγ線スペクトルが崩れず、かつ感度が確保できる寸法の鉛コリメータを用意し、その中に CdZnTe 半導体検出器、バッテリー、スティック PC を収納した。この鉛遮へい体を架台に固定し、クローラークレーンで吊り上げてオペフロから約 50cm 高さで、合計 24 箇所のγスペクトル測定

を実施した。

（２） ６方位線量測定

オペフロ上の方向性線量を把握するために、立方体のアクリル製容器の６面に個人線量計を固定し、上下方向、水平方向の線量を同時に測定し、最大値を示す方向をベクトルマップに示した。また、オペフロ上で有人作業を行う際の被ばく線量を確認できるように、遮へい体上から約120cm高さ（遮へい体設置前はオペフロ床面から約150cm高さとし、遮へい設置前後の高さを概ね合わせた）で、オペフロ上138箇所の６方位線量を測定した。

（３）地上における線量率の変化

構内に設置した線量率モニタのうち３号機周辺にある５箇所の線量率モニタにより、オペフロ上の遮へい設置前後のトレンドを確認した。

3. 結果及び考察

（１）γ線スペクトル測定

①核種の定性

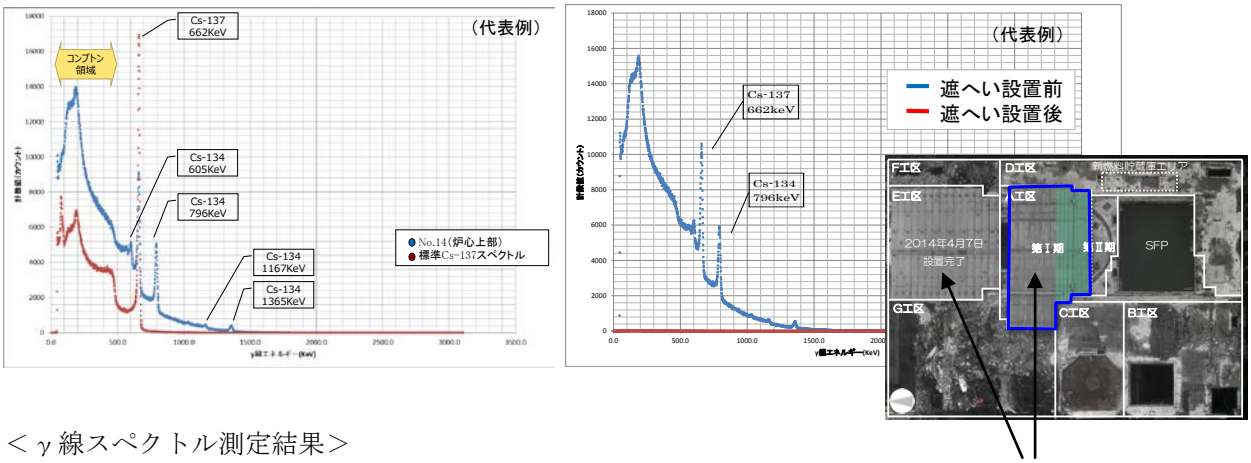
オペフロ上のいずれの測定箇所においても、Cs-134とCs-137以外の光電ピークは確認されなかった。したがって、遮へい設計において、Co-60等の寄与を考慮する必要はないことを確認した。

②線源位置の推定

オペフロ上の遮へい体を設置していない測定箇所で、いずれもCs-137のピーク高さはコンプトン領域より低く、散乱線成分が多いことが分かった。校正場でCs-137線源を照射した場合は、Cs-137のピークの方がコンプトン領域よりも高く、直接線の寄与が大きい結果が得られたが、オペフロ上のスペクトルは、これとは異なっていた。この結果から、オペフロ表面に線源が残っているというよりも、散乱線の大きくなるような領域（表面ではない場所）に線源があると推定し、今後は除染よりも遮へいに移行する段階にあることを確認した。

③遮へい効果の確認

遮へい体設置により、寄与割合の大きい散乱線が大幅に低減しているため、散乱線を遮へいするのに十分な遮へい効果があることを確認した。



＜γ線スペクトル測定結果＞

左図：γ線スペクトル測定結果（標準 Cs-137 スペクトルとの比較）　　遮へい体設置箇所

右図：遮へい設置前後のγ線スペクトル測定結果　　（左が E 工区、右が A 工区）

（２） ６方位線量測定

①測定結果（下方向からの線量寄与）

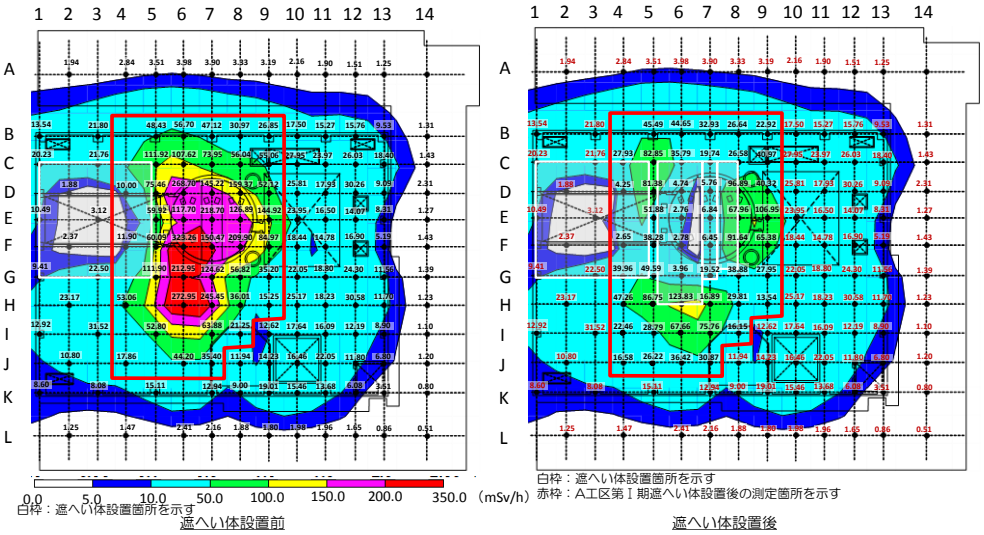
A 工区（右上図参照）に遮へい体を設置した箇所の測定点は 3～20mSv/ｈに低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 323→3mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

②測定結果（水平方向からの線量寄与）

A 工区に遮へい体を設置した箇所の測定点は 5～19mSv/ｈに低減し、遮へい前の線量率最大値の箇所は、遮へい後 222→5mSv/h に低減した。遮へい体を設置していない周囲の線量も概ね 100mSv/h 以下に低減した。

③測定結果（線量寄与が最も大きい方向）

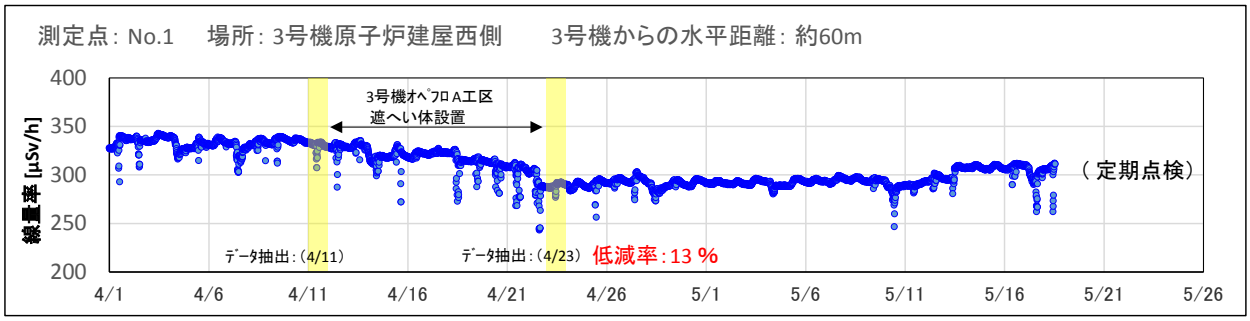
水平方向からの寄与は、主要線源である原子炉ウェルを中心とした向きになっていた。使用済燃料プール、構台等を除き、全体的に下方向の線量寄与が大きいが、遮へい後は下方向からの線量が低減したため、遮へい体上の測定点では、水平方向（周囲）の寄与が大きくなった。



＜遮へい前後の下方向からの線量分布＞

（３）地上における線量率の変化

３号機周辺の地上面に設置した線量率モニタの値は、A 工区に遮へい体を設置した前後で 10%程度低減した。遮へい設置により散乱線の寄与（スカイシャイン）が低減したことによるものと考えられる。



＜線量率モニタの遮へい前後の推移＞

*Naoki. Mukaida[1], Koji. Hayashi[1], Kanji. Okada[1], Toshikazu. Suzuki[2]

[1]TEPCO, [2]Chiyoda Technol Corporation

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（5） ３号機 カバーの設計および施工計画

(5) Design and Construction Plan of Spent Fuel Removal Structure for Unit 3

*松尾 一平[1]，小川 喜平[1]，岡田 伸哉[1]，加藤 和弘[1]，松岡 一平[2]

[1]鹿島建設株式会社，[2]東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

使用済燃料プールから燃料を安全に取り出すために、損傷した建屋上部に燃料取り出し用施設(カバー)を構築する。カバーは、燃料取扱設備の走行性、耐震耐風安全性を確保すると共に作業時の汚染ダスト飛散抑制に配慮した設計がなされている。また、除染遮へい後も少なからず高線量下での構築作業となるため、作業員の被ばく低減に向けた様々な工夫を組み込んでいる。これらの技術的概要について紹介する。

2. カバーの設計

2-1. カバー設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは，燃料取り出し用カバーの設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し、キャスクに詰めて原子炉建屋から搬出することを目的としている。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、門型クレーン、構内用輸送容器，燃料取り出し用カバーで構成される。図１に燃料取り出し用カバーの外観イメージを示す。燃料取扱設備と門型クレーンは，燃料取り出し用カバーにより支持されている。

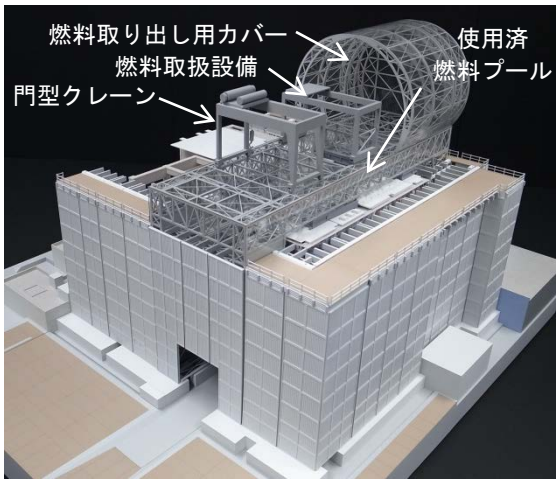


図１ ３号機燃料取り出し用カバー外観イメージ

2-2. 要求される機能と設計方針

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備の支持，作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる機能が要求される。具体的な設計方針は以下のとおりである。

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

隙間を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

c. 燃料取扱設備・門型クレーンの支持

燃料取出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造とし、運転走行する燃料取扱設備および門型クレーンを支持できる設計とする。

d. 耐震性・耐風性

カバー架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを基準地震動 Ss により確認する。また、建築基準法施行令第 87 条に基づく基準風速 30m/s に相当する強風にも耐える設計とする。

2-3. 燃料取り出し用カバーの構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で、南北方向に 18.50m、東西方向に 56.925m、地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で、構造種別は鉄骨造である。

燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋の 1 階、3 階及び 5 階に支持される構造である。なお、5 階の原子炉建屋躯体支持点においては、水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いている。

【構造の特徴】
- 損傷している原子炉建屋に長期荷重をかけない大スパン門型架構
- 地震時の水平力は伝達キー（ストッパ）を介し建屋健全部で一部支持
- 大スパン架構の鉛直変形を制震装置（オイルダンパ）で抑制

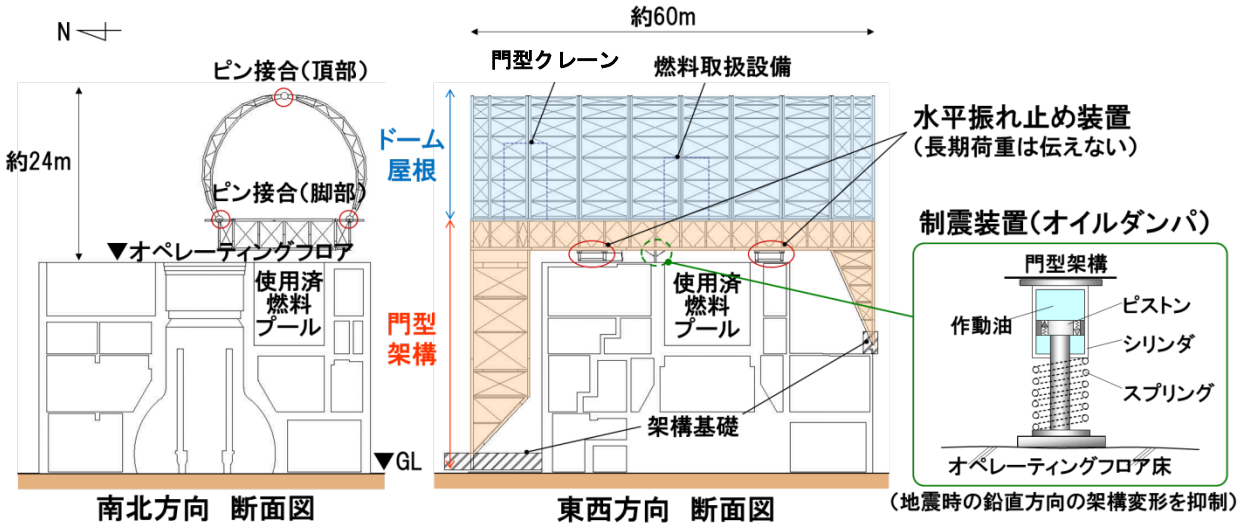


図 2 燃料取り出し用カバーの構造概要（単位：mm）

3. 施工計画

3-1. 計画概要

高線量である現地における作業員の被ばく低減を最優先とした施工計画を立案した。

工場製作した鉄骨パーツをサイト外で可能な限り数十トンの大型ユニットに組み立てる。大型ユニットを現地へ海上輸送し、遠隔操作が可能な 600ton 級の大型クレーン 2 機により最終組み立てする計画としている。以下に各部の組立計画を示す。

a. 門型架構脚部の鉄骨組立て

先ず解体用の構台を兼用した門型架構の東・西脚部大型ユニットを組み建てる。遠隔操作の大型クレーンで組み立て易いよう自立可能な立方体ユニット形状で計画している。また、柱脚基礎は作業員の被ばく低減を考慮しコンクリート製カウンターウェイト方式となっている。

b. 水平揺れ止装置の組立て

図 3 に示すように既設オペレーティングフロアの床躯体開口に差し込む形で、鋼製の水平揺れ止装置 2 台を設置する。床躯体との隙間には無収縮のモルタルグラウト材を充填し既設床と一体化させる。

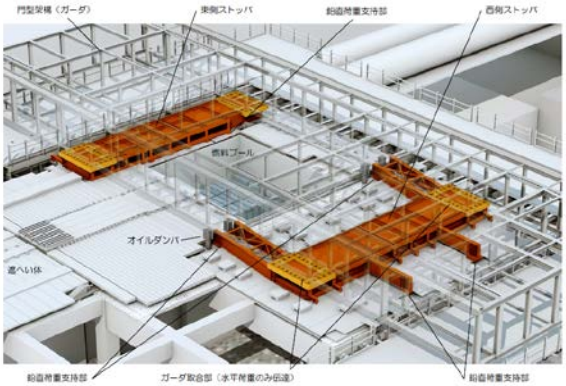


図 3　水平揺れ止装置

c. 門型架構のガーダ鉄骨組立て

東西方向に配されたガーダは全長 57m、幅 19mのあたかも大型の橋梁であり、両サイドに高さ 4.4m×幅 2.0mの橋桁（メイントラス）を配し、その間をサブトラスが繋ぐ構造となっている。総重量は約 680t である。ガーダ鉄骨は 600ton 級の大型クレーンの能力範囲内で大きく分割し（最大 75t）、2 列のメイントラスを 5 ユニット、サブトラスを 5 ユニットに分けて組み立てる。（図 4 参照）

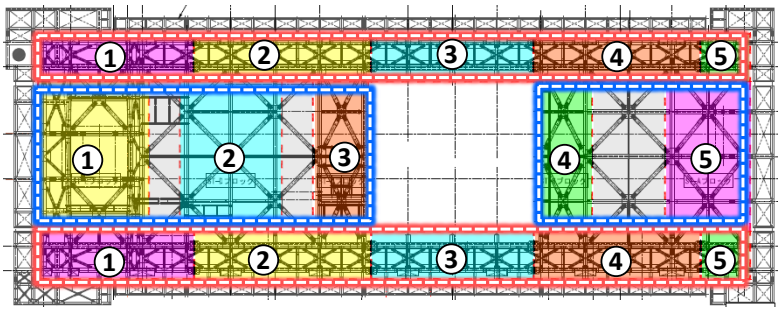


図 4　門型架構ガーダ鉄骨のユニット分割

燃料取扱設備・門型クレーンが走行するため、組み立て精度が要求される部位である。予め組み立て時のたわみ変形量を解析により求め、所定の水平レベル精度が確保されるようキャンバーを付けた製作を行う。大型ユニット相互の接合は現地作業となるが、作業員の被ばく低減を考慮し超高強度ボルトを採用することでボルト本数を極力低減した計画としている。

d. ドーム屋根鉄骨組立てと燃料取扱設備・門型クレーンの設置

燃料取出し時の風雨を遮り放射性物質の飛散を抑制するため、軽量化をはかったドーム屋根を設置する。総重量は約 490t である。図 5 に示すように長手方向に 8 分割し、更に中央で半割した三日月ユニット（約 30～50t）を組み立て、ドーム屋根を形成する。先ず大型クレーンが届き易い門型架構の西側で三日月ユニットをドーム状に組み立て、次に門型架構に敷設されたレール上を東方向に自走させるスライド工法を採用する予定である。途中で燃料取扱設備・門型クレーンを設置した後、ドーム屋根を組み上げる。

三日月ユニットの頂部接合および脚部の門型架構との接合は、誤差吸収性に優れたピン差し込み接合としている。また、作業員の被ばく低減を考慮し、8 分割したユニット相互はボルト接合せず、予め三日月ユニットに取り付けたゴム製カバーで隙間を塞ぐ。



図 5　ドーム屋根鉄骨の組み立て概要

3-2. 施工性確認試験

現地施工に先立ち、各種施工性確認試験を実施した。図 6 に組み立てが完了した各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況を示す。また、図 7 と図 8 に門型架構の組立試験、図 9～図 11 にドーム屋根の組立試験、図 12 にスライド試験の状況を示す。これらの試験を通じ、作業員の習熟化をはかると共に、高線量下における現地作業の円滑化と被ばく低減に向けた一層の改善を行っている。



図 6　各種大型ユニット鉄骨のサイト外仮置き状況



図 7　門型架構脚部組立試験





図 8　門型架構ガーダ―鉄骨組立試験



図 7　門型架構脚部組立試験

図 9　三日月ユニット組立試験



図 10　ドーム屋根合吊り試験



図 11　ドーム屋根側面組立試験



図 12　ドーム屋根スライド試験

*Ippei Matsuo[1], Kihei Ogawa[1], Shinya Okada[1], Kazuhiro Kato[1], Ippei Matsuoka[2]

[1] Kajima Corp, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（6）３号機　燃料取扱設備等の設計および施工計画

(6) Design and Construction plan of Spent Fuel Removal System for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

諏訪薗 司[1]，東倉 一郎[1]，伊藤 悠貴[1]，*篠﨑 史人[1]，山口 貫太[2]

[1]株式会社 東芝，[2]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所第３号機（以下、３号機）オペレーションフロアは雰囲気線量が高く、被ばく低減の観点から有人作業による使用済燃料プールからの燃料取り出し作業が困難であるため、遠隔操作にて燃料を安全確実に取り出す設備が必要である。また燃料を取り出すためには、使用済燃料プール内の特に燃料上部に堆積した瓦礫（以下、小型瓦礫）の撤去を行うことが必要である。

株式会社東芝は東京電力ホールディングス株式会社と共に、小型瓦礫撤去と燃料取り出し、及び燃料を収納した構内用輸送容器を原子炉建屋地上階に移送するまでの一連の作業を遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。ここでは燃料取扱設備の概要と各機器を用いた施工計画、及び燃料取扱設備の操作訓練実施状況を紹介する。

2. 燃料取扱設備の設備概要

燃料取扱設備は、３号機使用済燃料プール上部に懸架されたＦＨＭガーダ上に設置され、さらに全体を燃料取り出し用カバーで覆われる。燃料取扱設備の設置イメージを図１に示す。

燃料取扱設備は、小型瓦礫撤去、燃料取り出し及び構内用輸送容器への収納を行うための燃料取扱機、構内用輸送容器の一次蓋ボルトの締付と、原子炉建屋の地上階まで移送するクレーン、各機器を駆動するための制御盤コンテナ内の制御盤及び水圧ユニット、及び一連の作業を遠隔監視するためのＩＴＶシステム等で構成される。各機器の操作は別建屋内（事務本館）に設置される遠隔操作室から操作する。燃料取扱設備の主構成機器の概要を次項以降に示す。

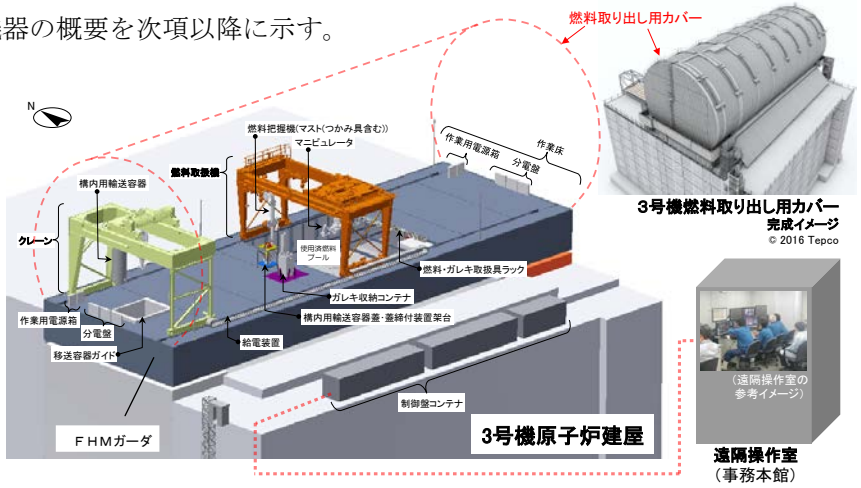


図１　燃料取扱設備の設置イメージ

2-1. 燃料取扱機

燃料取扱機は、ブリッジ、燃料把持機、テンシルトラス、マニピュレータ及び補助ホイスト（東西各１基）で主に構成され、ＦＨＭガーダに設けられたレール上に設置し、遠隔操作室内に設置する操作卓にて遠

隔操作する。テンシルトラスは図２に示すように、ブリッジ上のテンシルトラス・トロリに設置され、ブリッジ上を横行し、燃料把持機、補助ホイストはブリッジ側面を横行する。

使用済燃料プール内の燃料は、燃料把持機先端の燃料つかみ具にて取り扱い、また小型瓦礫撤去は主にテンシルトラスに設置されたマニピュレータと吸引装置にて行う。マニピュレータは両腕タイプでテンシルトラスに取り付けられており、小型瓦礫の把持、切断、燃料取り出し時の作業補助等を行う。マニピュレータの左腕先端には標準つかみ具が取り付けられ、右腕先端には瓦礫の切断、把持などの作業に応じた各種の瓦礫取扱具に取替えができる構造となっている。吸引装置は、水中ポンプと吸引した小型瓦礫を集積するフィルタ付きの容器（遠隔操作にて取替可能）からなり、マニピュレータでの取扱いでは時間を要する細かな瓦礫を回収する。

燃料取扱機には、３台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な７台の耐放射線性カメラが取り付けられている。燃料取扱機の操作は、遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ、燃料把持機、補助ホイスト等にはインターロック機能を設け、燃料の落下防止、クレーンとの衝突防止、使用済燃料プールから燃料が過度に吊り上げられるのを防止する等の安全対策を設けている。

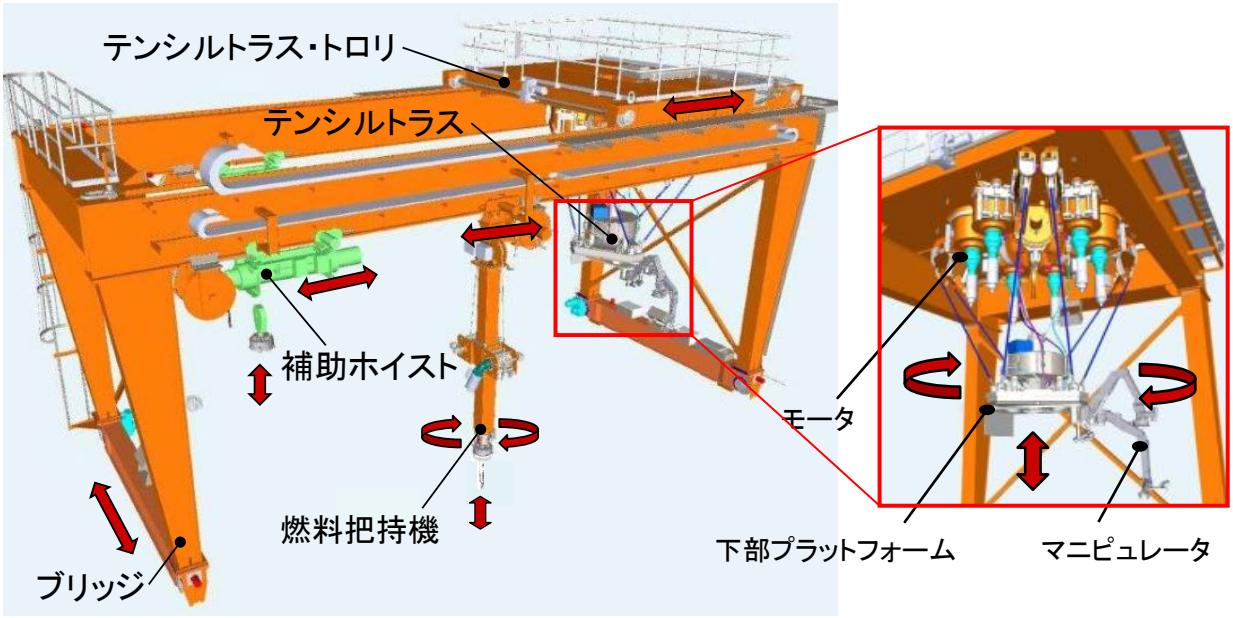


図２　燃料取扱機概略図

2-2. クレーン

クレーンは、ブリッジ、トロリ、主巻及び補巻で主に構成され、遠隔操作室内に設置される操作卓にて操作し、ＦＨＭガーダに設けられた走行レール上を走行する。図３に示すように、トロリには主巻と補巻を備え、ブリッジ上のトロリレールを横行する。

構内用輸送容器と瓦礫収納コンテナの地上階までの吊下げ及びＦＨＭガーダ上への吊り上げは、主巻にて行う。補巻の先端は各種ツールが付け替え可能な構造となっており、遠隔操作による構内用輸送容器の一次蓋の取り付け・取り外し等が可能な蓋締付装置等を接続可能である。クレーンには、３台の気中用の耐放射線性カメラと水中でも使用可能な２台の耐放射線性カメラが取り付けられている。

クレーンの操作は、燃料取扱機の操作と同様に遠隔操作室に設置される操作卓を用いてカメラ画像等を確認しながら遠隔操作にて行う。ブリッジ、トロリ等にはインターロック機能を設け、構内用輸送容器の安全輸送経路の設定、クレーンの衝突防止等の安全対策を設けている。

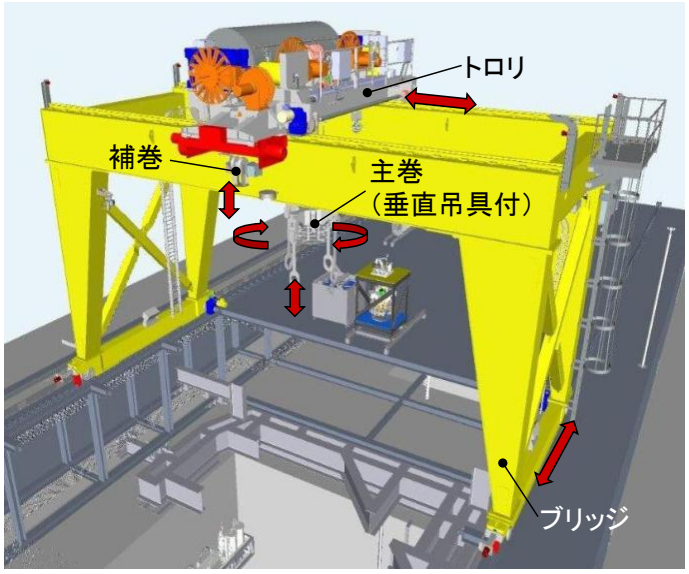


図３　クレーン概略図

3. 施工計画

燃料取り出し作業は、①小型瓦礫撤去、②使用済燃料プール内の燃料を構内用輸送容器へ充填、③構内用輸送容器の地上階とＦＨＭガーダ上への搬出入の３つに大きく分類される。作業フローを図４に示す。

小型瓦礫撤去は、主に燃料取扱機のマニピュレータと吸引装置等を用いて実施され、撤去した瓦礫は瓦礫収納バスケット及び瓦礫収納コンテナに集められ、クレーン主巻にて地上階に搬出される。使用済燃料プール内の５６６体の燃料取り出し及び構内用輸送容器への燃料充填は、燃料把持機先端の燃料つかみ具を用いて実施する。構内用輸送容器には７体の燃料を充填でき、構内用輸送容器の搬出入は、クレーン主巻で実施する。また使用済燃料プール内に設置した構内用輸送容器の一次蓋ボルトの緩めと取り外し、及び燃料充填後の一次蓋の取り付けと一次蓋ボルトの締め付けは、クレーン補巻先端に接続した蓋締付装置で実施する。各作業では、機器の細かな位置合わせ等の作業補助のためマニピュレータを使用する。またマニピュレータ、テンシルトラス、補助ホイスト、マスト等に設置されたカメラを用いて各作業時の視野を確保しながら施工する計画となっている。

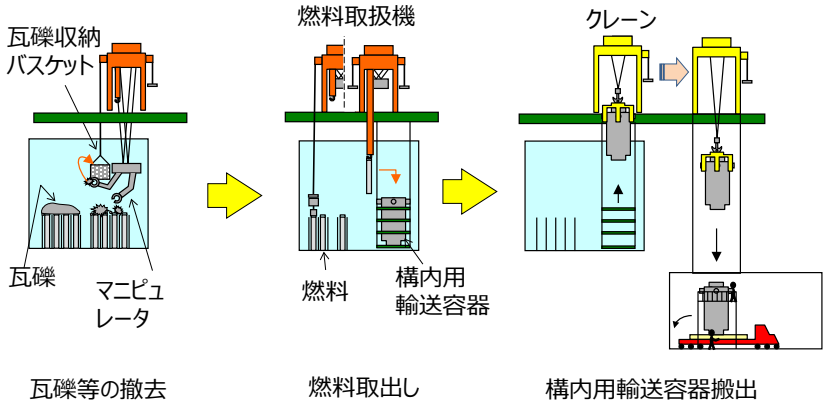


図４　作業フロー

4. 操作訓練状況

燃料取り出し作業は、現場に作業員を配置することなく遠隔操作室からカメラ映像を確認しながらの遠隔操作となるため、操作技術の習熟が必要である。このため、実機環境を模擬した訓練設備を準備して燃料取

扱設備を用いた操作訓練を実施した。操作訓練は、①小型瓦礫撤去、②模擬燃料の取り出し及び構内用輸送容器への充填、③模擬構内用輸送容器の取扱い等について実施した。またこの操作訓練によって得られた知見（作業員の改善要望等）に基づき設備の細かな修正を図るだけでなく、実機での作業要領に反映し、現場作業の更なる安全性の向上を図っている。水中での瓦礫把持・切断訓練の状況を図５、図６に示す。

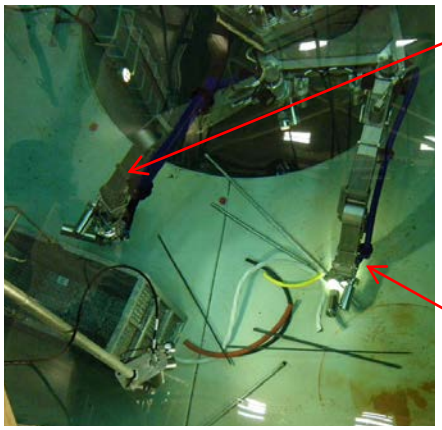


図５　瓦礫を左腕で把持している状態

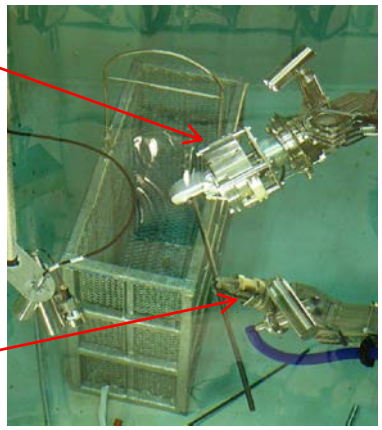


図６　左腕で把持した瓦礫を右腕で切断する状態

5. まとめ

３号機は現場の雰囲気線量が高いため、遠隔操作にて小型瓦礫の撤去と燃料取り出しを安全確実に実施できる設備が必要である。そこで、小型瓦礫撤去と燃料の取り出しから構内用輸送容器による燃料の原子炉建屋地上階への搬出までの一連の作業を、遠隔にて実施可能な燃料取扱設備を開発した。また開発した燃料取扱設備の操作技術の習得を目的とした操作訓練を実施することで、設備改善要望等の知見（作業員の改善要望等）を得られた。今後、得られた知見を実機及び各作業要領に反映することで、現場作業における更なる安全性の向上を図り実機に適用する。

Tsukasa Suwazono[1], Ichiro Tohkura[1], Yuki Itoh[1], *Fumihito Shinozaki[1], Kanta Yamaguchi[2]

[1]TOSHIBA CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告１

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

（7）３号機　燃料取り出しに向けた準備状況

(7) Current situation of preparation for fuel removal from the Spent Fuel Pool of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

*山口　貫太[1]，工藤　深也[1]，加賀見　雄一[1]，二木　貴敏[1]，徳森　律朗[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

概要: ３号機使用済燃料プール（SFP: Spent Fuel Pool）があるオペレーティングフロアは常時作業を有人で行うには高線量下であり、使用済燃料プール内の燃料ラックにはガレキが堆積している状態である。燃料取扱設備を設置した後、遠隔操作にてガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器への燃料移動の作業を行うことになる。これらは、これまで経験したことのない遠隔操作で実施することから模擬燃料プール、燃料取扱設備を設置し、遠隔操作方法を習得するために訓練を実施した。

設備概要: ３号機の燃料取り出し設備は図 1 のようにオペレーティングフロア上に作業床を設置し、その上に燃料取扱機（FHM: Fuel Handling Machine）、クレーンを設置し、遠隔操作室から操作を行う。プール内はガレキが堆積しているため、ガレキの吸引装置、マニピュレータ、マストや補巻のアタッチメントのツールを設置し、あらゆるガレキの撤去、燃料取り出しができる構成としている。構内用輸送容器は原子炉建屋の機器ハッチを通さず、原子炉建屋周囲に建造した構台内から吊り上げ、吊り降ろしを行う。訓練は図 2 のように実際に燃料取り出しに使用する FHM、クレーン、マニピュレータ等を用いて模擬燃料プールを設置して実施した。

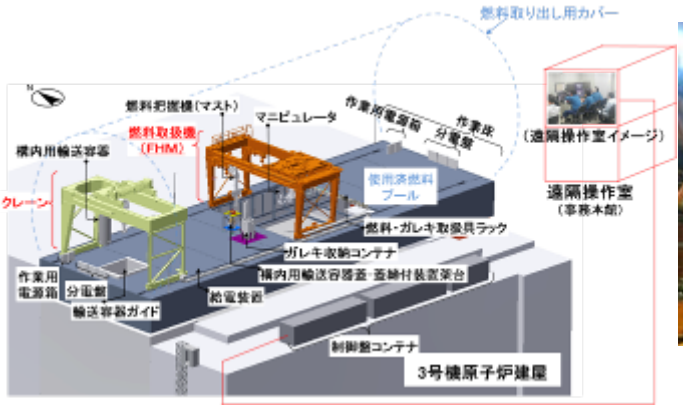


図 1. 3 号機オペフロ設備概要



図 2. 訓練設備概要

訓練内容: 訓練はガレキ撤去、燃料取り出し、構内用輸送容器取扱作業について行った。共通項目として座学、遠隔で SFP 内、オペレーティングフロア上を監視するためのカメラ操作訓練、マニピュレータの基本的な操作訓練､設備の駆動源となる水圧ユニット取扱訓練､各操作卓の基本的な操作訓練、マニピュレータ、クレーンマスト、補巻のアタッチメントのツール交換訓練、総合訓練、警報対応訓練、クレーン、FHM 点検訓練を実施した。各作業個別にはガレキ撤去訓練ではガレキの収納容器取扱訓練、ガレキの移動・把持・切断・吸引訓練を実施した。燃料取り出し訓練では燃料取扱訓練、燃料ラックに燃料が引っかかった場合の引っ掛り解除、ラック切断・拡張訓練を実施した。構内用輸送容器取扱訓練では燃料装てん後の容器の密封確認訓練、燃料装てん時に輸送容器蓋のフランジ面に乗ったガレキの吸引訓練、輸送容器の蓋の締付装置が固着した場合の分離訓練を実施した。



図 3. 訓練イメージ（左：燃料取扱訓練、右：ガレキの移動・把持・切断訓練）（提供：（株）東芝）

抽出された問題点: 訓練等から明らかとなった問題点を抽出した。問題点としてカメラの映像のみで作業を実施するために、有人作業と比較して、視野が制限されること、燃料を移動させるための構内用輸送容器の蓋閉めが、遠隔操作のために時間を要すること、また、同様に、遠隔操作のため機器の故障時の対応に長期間作業中断となることなどが挙げられた。

今後の方針: これら問題点についてリスクアセスメントを実施し、安全性を担保しながら、作業手順、設備等の改善を図る。リスクアセスメントの結果、特に実施を検討している改善事項の一例として監視カメラの増設、カメラの確認作業を効率的に行うためのマーキング、異常時対応の要領書、予備品の準備、及び交換が容易となるような設計変更などがある。また、３号機へ燃料取扱設備設置後に実機における再訓練も予定している。

*Kanta Yamaguchi[1], Shinya Kudo[1], Yuichi Kagami[1], Takayuki Futatsugi[1], Ritsuro Tokumori[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

総合講演・報告 1

「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」

(8) 1号機　建屋カバー解体における遠隔誘導システム、ガレキ吸引装置等の開発

(8) Development of Remote Guiding System, Rubble Suction Device, etc. ,
for Dismantling Building Cover of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1

*黒澤　到[1], 梶波　信一[1], 山﨑　忍[1], 塚原　裕一[1], 廣瀬　豊[1], 木ノ下　英雄[2]
[1]清水建設株式会社, [2]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

水素爆発により原子炉建屋のオペフロ上部が損傷した福島第一原子力発電所 1 号機からの放射性ダストの飛散を抑制するため、2011 年 10 月に原子炉建屋カバーを設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続等によりダスト放出量が大幅に低減したことから、2015 年 4 月より建屋カバーの解体に着手した。建屋カバー解体後は原子炉建屋オペフロのガレキ撤去、燃料取り出し用カバー架構等を設置した後、使用済み燃料プールから燃料を取り出すことを計画している。

ここでは、建屋カバー解体技術である遠隔誘導システムの開発、万一の放射性ダストの飛散に備えた、ミスト散布装置の設置に干渉する小ガレキを吸引する装置の開発、及び、支障鉄骨を撤去する装置の開発について報告する。

2. 建屋カバー解体技術遠隔誘導システムの開発

2-1. 遠隔誘導システムの開発

原子炉建屋カバーの設置や解体は、作業員が近づけない高線量環境下での作業となるため、遠隔誘導により部材の設置や取外しを行う必要不可欠な技術として、2011 年の着工時（カバー設置時）に開発したものである。図 1 及び写真 1 に、誘導システムの概念及び誘導システムのモニター画面を示す。

原子炉建屋の周囲に配置したレーザー計測器を免震重要棟から遠隔操作し、吊り治具に取り付けたプリズムの位置を正確に把握するシステムを構築した。このシステムを用いることで、カメラワークに頼る施工を計測数値による正確な施工に変えることができ、玉掛け時間が短縮し、解体作業の安全性が飛躍的に高まった。

このシステムは、建屋カバーの設置や解体のみならず、ガレキ状況を把握するための各種調査機械の誘導、飛散防止剤散布装置の誘導等、主な工事の誘導ツールとして幅広く活用している。

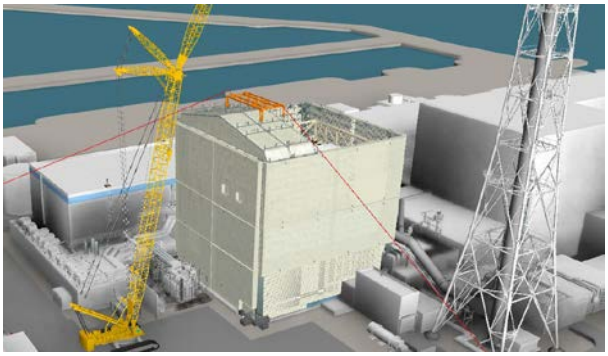


図 1　誘導システム
（レーザー計測器による吊り治具の位置把握）



写真 1　誘導モニター
（複数のカメラ映像、吊り治具の位置を数値で表示）

2-2. 自動玉掛装置の開発

自動玉掛装置は、2011 年の着工時（カバー設置時）に開発した技術である。建屋カバーは応急措置として設置した構築物であり、解体することを見据え、あらかじめ自動玉掛装置を開発した。写真 2 に屋根パネルの吊り治具及び自動玉掛装置を示す。遠隔誘導システムを使って吊りピースとクランプの位置を一致させたのち、電動シリンダの遠隔操作によって、吊りピンを吊りピース孔に挿入することで玉掛けが完了する装置である。



写真 2　屋根パネル吊り治具、
自動玉掛装置

3. 小ガレキ吸引装置【 Karuwaza-1 】の開発

3-1.　背景

1 号機は原子炉建屋オペフロ上部の鉄骨構造のうち、屋根部材の大部分は最上階の上に崩落しているが、壁を構成していた鉄骨部材は外周に残存している。この残存鉄骨を利用し、ガレキ撤去作業時の万一の放射性ダストの飛散に備え、舞い上がった放射性ダストを抑え込むミスト散布装置の設置を計画したが、残存鉄骨上に堆積した小ガレキが計画の障害となっていた。そこで、小ガレキを吸引する装置を開発した。

3-2.　開発のポイントと対応

図 2、写真 3 にガレキ吸引装置の概要を、写真 4 に狭隘部での小ガレキの吸引状況を示す。開発のポイントは以下に示す通りである。

①狭隘部の小ガレキを吸引できること

②放射性ダストを排気ガスと一緒に排出しないこと

③吸引した小ガレキを容易に、安全にサイト内の保管箱に移動できること

①については、伸縮式吸引ダクトおよびダクト旋回装置を組み込むことで、ブレース用ガセット付近等の狭隘部にある小ガレキの吸引を可能とした。また、排気ガスノズルに水平旋回装置を組込むことで、吸引装置のより細かい姿勢制御を可能とした。②については、HEPA フィルタを備えたガレキ収納 BOX を内部に持つ構成とした。また、万一のフィルタの損傷に備えて、排気ガス出口にさらに同種のフィルタを組み込むことによって、2 重化した。③については、上記のガレキ収納 BOX をそのまま家庭用掃除機の紙パックの要領で回収ボックス（保管容器）に収納できるサイズとした。

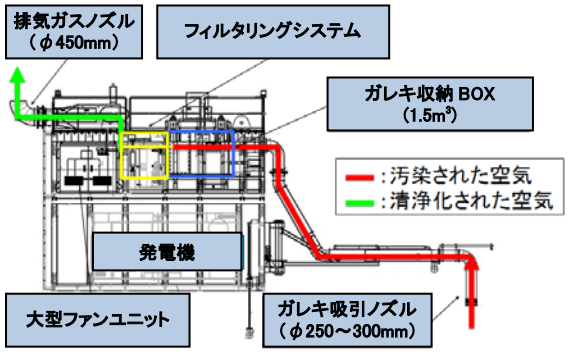


図 2　ガレキ吸引装置

・重　　量：約 22t（ガレキ回収前）
・ガレキ吸引能力（小ガレキ 1 個）
　寸　法：約 250mm
　重　量：約 20kg

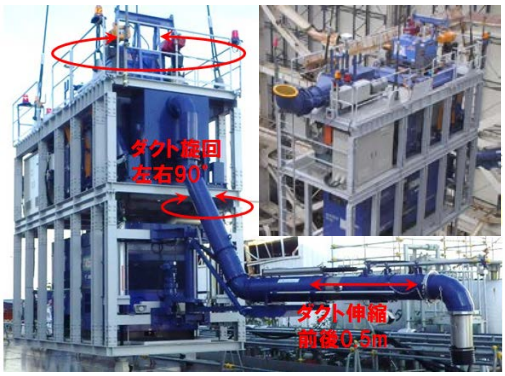


写真 3　ガレキ吸引装置



写真 4　小ガレキの吸引状況

4. 支障鉄骨撤去装置【 Hitokuchi 】の開発

4-1 背景

前章で述べた原子炉建屋最上階の外周の残存鉄骨には、小ガレキだけではなく、折れ曲がった鉄骨や配管等が引っかかっており、ミスト散布装置を残存鉄骨に引っ掛ける計画の障害となっていた。このため、これらを撤去する装置を開発した。

4-2 開発のポイントと対応

開発のポイントは以下に示す通りである。

①撤去時・切断時に撤去対象物を落下させないこと

②細かな位置合わせができること

③狭隘部でも安全に作業できること

写真 5～写真 7 に装置全景、切断ツール及び把持ツールの概要を示す。①については、鉄骨の切断ならびに確実な把持力を確保するために油圧駆動方式を採用し、切断ツールにも把持機能を設けた。200kg までのガレキの保持・切断が可能とした。②、③については、装置上部に旋回制御装置を具備することで、クレーンでの大まかな位置決めと方向制御を可能とした。また、装置のアーム部分から先に 5 つの自由度を設けることで、最適な姿勢でのアプローチを可能とした。更に、全体の機器構成を縦型とすることで、残存鉄骨コーナ部等の狭隘部での作業も可能とした。

装置各所にカメラを合わせて 6 台装備しているが、それでもクレーンオペレータが対象物と装置の距離感をつかむことは極めて難しい。今回の作業では、高い安全性と精度が要求されるため、本装置に並行して盛替可能な昇降式俯瞰カメラを合わせて開発した。本カメラは、作業部位の位置に合わせて設置し、対象作業の高さに合わせて高さを変えて俯瞰した画像を取得できるので、対象部位への衝突を回避しつつ、把持、切断作業が効率的に行えた。あわせて、クレーンオペレータの負荷が大きく軽減された。



写真 5 装置全景
（クレーンで吊り下げて使用）
重 量： 約 18t
駆動装置： 油圧



写真 6 切断ツール



写真 7 把持ツール

5. おわりに

建屋カバーの屋根パネルを撤去し、更にミストノズルユニットに干渉する小ガレキの吸引、鉄骨や配管等の撤去後、写真 8 に示す通り原子炉建屋オペフロ既存鉄骨にミストノズルユニットを設置した。

今後も作業員の被ばく低減に資する省人化・無人化機器を活用し、廃炉に向け安全・着実に作業を進めていく。



写真 8 ミストノズルユニット設置状況
（東面）（東面 7 箇所、西面 6 箇所）

* Itaru Kurosawa[1], Shinichi Kajinami[1], ShinobuYamazaki[1], Yuichi Tukahara[1] and Yutaka Hirose[1], Hideo Kinoshita[2]
[1] Shimizu Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 2

[PL1E] Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL1E01] Background and objectives

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

[PL1E02] Social needs and fundamental requirements

*Takafumi Narukawa[1] (1.JAEA)

[PL1E03] Technical issues and discussions

*Norio Sakai[1] (1.Toshiba Corp.)

©Atomic Energy Society of Japan

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

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

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII^{+}）の次に導入される軽水炉として、GenIII^{++}相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会科学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 ・ハザードの縮小 ・パッシブセーフティ	・サイト特性を踏まえたプラント設計 ・避難対策の具体化 ・既設炉を上回る信頼性 ・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 ・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 ・個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル		1	2	3	4	5	6	7
性能要求		ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防止策	設計	・外的事象由来のリスクの低い立地の選定	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理							
	運転			DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災							
緩和策	設計	安全余裕を含む適正な設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理							
	運転			工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災							サイト外対応
性能目標		・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

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

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII^{+}）の次に導入される軽水炉として、GenIII^{++}相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会科学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 ・ハザードの縮小 ・パッシブセーフティ	・サイト特性を踏まえたプラント設計 ・避難対策の具体化 ・既設炉を上回る信頼性 ・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 ・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 ・個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル		1	2	3	4	5	6	7
性能要求		ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防止策	設計	・外的事象由来のリスクの低い立地の選定	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理							
	運転			DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災							
緩和策	設計	安全余裕を含む適正な設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理							
	運転			工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災							サイト外対応
性能目標		・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

総合講演・報告 2「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会

社会と共存する魅力的な軽水炉が有するべき特性

Essential characteristics for challenging light water reactors in conformity with social needs and preference

*山本 章夫[1], *成川 隆文[2], *堺 紀夫[3]

[1]名古屋大学, [2]原子力機構, [3]東芝

1. 検討の背景と目的

1-1. 検討の背景と目的

平成 26 年 12 月に設立された「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）、並びに 2015 年に策定されたエネルギー基本計画及び軽水炉安全技術・人材ロードマップ等を踏まえ、エネルギー政策の基本視点である 3E+S（エネルギー安定供給、経済性、環境適合性＋安全性）と調和する軽水炉の在り方（軽水炉が備えるべき社会的受容性及び技術的特性）に関する調査・研究を実施し、軽水炉の設計を基本に立ち返って考え、さらに若年世代あるいは他学術・技術分野の研究者・技術者や学生が挑戦に値する魅力的な展望を描くことを目的としている。

本セッションでは、本委員会の概要に加え、これまでに検討してきた社会的受容性とそれから展開される基本要件、及び技術的論点と検討経緯について報告する。

1-2. 検討の前提条件

(1) 本委員会の役割

今までの軽水炉は技術シーズや事業者のニーズを起点にフォアキャストで技術開発がなされてきたため、成熟された技術だといわれる一方、局所最適に陥っている可能性があると考えられる。また、社会と共存する軽水炉の開発にあたっては、社会受容性を付加価値として考えるのではなく、具体的な開発の初期から社会の多様な声を直接聞くこと（Upstream engagement）が重要であると考える。従って、既存技術や安全性向上策の延長としての議論ではなく、若い人に魅力のある研究分野の創出を念頭に、バックキャストの視点で魅力的な軽水炉像を描くことを本委員会の役割とした。

(2) 本委員会の議論の境界条件

本委員会の目的は社会と共存する魅力的な軽水炉プラントの在り方や技術要件の整理であり、それを達成するための設計及び仕様検討は議論の対象としないこととした。

(3) 軽水炉を対象とする理由

本委員会では、次の理由により、軽水炉を検討対象とした。

- 軽水炉は商用利用されてきた実績から、技術及び法制度の成熟度、並びに一般の認知度の点で優位であること。
- 2030 年までに 20～22%の電源構成を満たすこと、及び高速炉の導入が 2050 年代以降であること等の国の政策との整合性の観点から軽水炉が現実的な選択肢であること。
- 次世代炉の開発において 1F 事故の教訓を反映し、事故の当事国である我が国が安全性向上対策、防災対応をリードしていくことが重要であること。

*Akio Yamamoto[1], Takafumi Narukawa[2] and Norio Sakai[3]

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

- 固有の安全性を有すること、産業基盤が整っていること等の面で、技術的優位性があること。

(4) 対象とする炉概念

第 3 世代炉プラス（GenIII^{+}）の次に導入される軽水炉として、GenIII^{++}相当の炉概念とした。

(5) 議論の対象とする時間軸の設定

導入スケジュールなどの時間軸は明示的に議論の対象としていない。

(6) 魅力的な軽水炉像の提案の仕方（アウトプットのあり方）

社会と共存する軽水炉の提案においては、結論の提示・説明ではなく、各ステークホルダーとの協働により共に作り上げるという意識が重要であることから、発電用軽水炉に係る様々なステークホルダーとの意見交換を行うこととした。また、当委員会のアウトプットは今後の議論の入力情報になると考えられるため、ある論点について複数の意見がある場合、それぞれの立場からの議論を提示することとした。

2. 社会的受容性とそれから展開される基本要件

2-1. 検討方針

本委員会では、「社会と共存する」軽水炉に求められる技術的特性を、社会のニーズを起点に、バックキャストの視点で検討することとした。この検討方針を踏まえ、社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者との議論を通して、軽水炉が有するべき社会的受容性を検討している。

2-2. 軽水炉が有するべき社会的受容性

社会科学者、立地地域及び産業界等関係者、並びに原子力技術者の各ステークホルダーとの議論を通して抽出された軽水炉が有するべき社会的受容性を表 1 に示す。軽水炉が有するべき社会受容性は、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準のグループに分類された。

2-3. 社会的受容性から展開される基本要件

2-2.において提示された軽水炉が有するべき社会受容性から展開される基本要件を、安全性、環境適合性、経済性、エネルギーセキュリティ、核拡散抵抗性、基準適合性、リスク負担の公平性、及び運転性の 8 つの価値判断基準の各グループについて、以下の通り整理した。

(1) 安全性

- 長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除及び避難を含むサイト外対応を考慮したプラント設計により、個人の QOL（quality of life）を低下させない水準にリスクが抑制されていること。

(2) 環境適合性

- プラントのライフサイクルを考慮した設計がなされていること、気候変動リスクの低減に貢献できること。

(3) 経済性

- 他電源と比肩するコスト優位性を有していること。

(4) エネルギーセキュリティ

- 低コストかつ安定的な電力の大量供給が可能なこと。

(5) 核拡散抵抗性

- テロ対策、及び余剰 Pu の保障措置上のアドバンテージを有していること。

(6) 基準適合性

- 設計改善や設備の追加が容易に可能なこと、また、計画立案から運転開始までの期間が短いこと。

(7) リスク負担の公平性

- リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性が確保されていること。

(8) 運転性

- 定期検査及び計画外停止からの復帰リードタイムが短いこと。また、通常運転時の環境負荷及び定検時等の作業員被ばく量が低減されていること。

3. 技術的論点と検討経緯

3-1. 対象とした技術的論点

前節にあげた、各ステークホルダーからの視点における軽水炉が備えるべき社会的受容性の基本要件をふまえ、軽水炉がどのような技術的特性を備えるべきかについて、下記の論点ごとに委員会内にサブチームを編成し、検討を行っている。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標：現在の安全原則はそのまま適用可能か。どのような安全目標、性能目標を考えるべきか。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方：PE, EF はどのように解釈し、適用すべきか。

(3) 深層防護：どのような深層防護の実装になるべきか。

(4) 物理障壁：物理障壁が有する役割や信頼性はどのように考えるべきか。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化：Active 系、Passive 系の機器はどのように組み合わされるべきか。

(6) ライフサイクルを通じた統合設計：メンテナンス、継続的改善、廃棄物最小化など、ライフサイクルを通じた統合設計はどのようにあるべきか。

(7) 多数基・集中立地の考え方：多数基・集中立地のメリットとデメリット、あるべき姿とはどのようなものか。

(8) 経済性・エネルギー安全保障：経済性・エネルギー安全保障の観点ではどのような特徴が必要か。

(9) その他、必要な技術開発分野について

3-2. 各技術的特性に対する検討状況

これまでに開催した委員会においては、(1)「安全原則、安全目標、性能目標」～(5)「Active/Passive 系の機器の最適化」の 5 つの論点について、サブチームの検討結果に基づき議論した。これまでのところ、以下のような意見が出されている。残りの論点についても、委員会にて今後議論し、各論点において魅力的な軽水炉が備えるべき特性をとりまとめる予定である。

(1) 安全原則、安全目標、性能目標

- 安全原則は安全を達成するための基本的理念、安全目標はどの程度の安全を目指すのかという要求を具体化したものであり、原子力の社会的受容性を獲得するためには、安全原則を社会に見える形で明文化するとともに、安全目標は、社会的な議論を経て、政治、行政によって決定されたものであることが望ましい。また、安全目標は放射線に由来する健康影響だけでなく、社会的な影響に対するものも定められるべきである。
- 性能目標は原子力施設が安全目標に適合していることを判断する目安であり，事業者、プラントによって異なる目標を設定することがありうる。規制側において、既設炉と新設炉で異なる目標を設定している国があるが、わが国でも同様の考え方を採用すべきかどうかについては、立地地域の公平性の観点から慎重な検討を要する。個別の目標を定めるとしても、原子炉ごとか、使用済み燃料プールを含めたサイトレベルでの目標を定めるかという検討が必要となる。

- 具体的性能目標としては、従来、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）等が用いられてきたが、これらの目標以外に指標は必要ないか、数値をどの程度低くすべきか、条件付確率等、性能目標間の関係を明確にして目標を定めるべきか、について議論があった。

(2) Practically Eliminated （PE）、Evacuation Free （EF）の解釈と考え方

- 第 4 世代原子炉におけるもともとの考え方では、PE はシビアアクシデント（SA）を起こさないための設計要求であり、EF は格納容器に対する要求に対応する。一方、炉心損傷、格納容器破損、放射性物質大量放出等のうち、何が PE の対象になるべきかについては、設計の考え方に依存するとの指摘がある。また、PE の達成はプラント設計のみで対応すべきものか、アクシデントマネジメント（AM）を含めて考えるべきかについても議論がある。
- 一般向けの安全目標と、設計者、専門家向けである性能目標とのギャップを埋める定性的な目標として PE、EF という概念は有効と考えられる。ただし、PE、EF を達成すれば、SA をスクリーンアウトできる、サイト外対応が不要となるという認識を社会に与える可能性があるという指摘もあった。
- 物理的に起こりえないこと、あるいは極めて高い信頼性を以って排除できることが PE の定性的目標である一方、PE を満足する定量的指標（スペック）として、CDF や CFF 等の確率を採用する考え方がある。これについては、評価の不確かさの扱い方、生起確率×影響度の低減方法の妥当性（例えば、1F 事故のような事象に対し、生起確率だけを下げれば PE を達成したといえるかどうか）について、意見が分かれている。

(3) 深層防護

- 深層防護レベルの実装例として、表 2 に示す 7 つのレベルからなる素案に基づき議論した。安全目標における議論を踏まえると、深層防護においては公衆の有意な被ばくの回避、社会的リスクの最小化を性能要求に加えることが必要と考えられる。
- このうち、「ハザードの最小化」については、どこまでハザードを低減すべきか、その基準が明確でないとの指摘がある。また、原子力の社会的リスクについては、原子力以外の他の社会的リスクとの比較をどのように行っていくかについて掘り下げが必要である。
- 社会に受け入れられる軽水炉を設計する観点から、立地選定からプラント設計まで一貫した深層防護の実装が必要との意見と、軽水炉が目指すべき姿として、立地フリーの炉であるべきではとの意見があった。

(4) 物理障壁

- 「放射性物質閉じ込めのための物理障壁」と「外的事象の荷重の効果を緩和するための物理障壁」という観点で分類を行う必要があるのではとの指摘がある。例えば離隔距離は外的事象の影響緩和には大きな効果があると考えられる。従来、前者を想定している「障壁（バリア）」の概念を拡張した場合に、どのような定義ができるかを整理すべきである。
- 物理障壁が強固になりすぎると弊害があるとの指摘がある。例えば、1F 事故における水素爆発とブローアウトパネルの関係が挙げられる。原子炉隔離も、強化されすぎると外部からのアクセス、注水、ベント等に影響する可能性がある。状況に応じた障壁の役割を検討すべきである。

(5) Active/Passive 系の機器の最適化

- Passive 系機器は、機器の簡素化による経済性、メンテナンス性向上のメリットがある一方、Active 系のように実機スケールにおけるサーベランスによって信頼性データを取得することが難しく、事故時の動作における不確かさが大きいとの指摘がある。

- 一方、社会的受容性の観点からは、1F 事故の教訓から、外部動力を必要としない Passive 系の導入が安心感を与える側面があることに留意すべきである。
- 除熱すべき自らの崩壊熱を冷却系の駆動力とするような、自律的なプラントコンセプトが、グレースピリオドを確保する観点から重要と考えられる。

表 1 軽水炉が備えるべき社会的受容性に関する各ステークホルダーの意見

価値判断基準	社会科学者の視点	立地地域の視点	産業界の視点	原子力技術者の視点
安全性	・長期の避難を要する広範囲の土地汚染の可能性の実質的排除 ・ハザードの縮小 ・パッシブセーフティ	・サイト特性を踏まえたプラント設計 ・避難対策の具体化 ・既設炉を上回る信頼性 ・二重格納容器、コアキャッチャー等の設置 ・プラント情報の可視化(リスクモニタやプラント監視機能の整備)	・安全性は開発のドライバーではなく必要(前提)条件	・他の社会リスクと比肩し得るリスク水準 ・個々人の QOL を低下させない
環境適合性	・SF(HLW)及び LLW(運転廃棄物、廃炉廃棄物)の処分時の優位性 ・気候変動リスクの低減	・プラントのライフサイクルを考慮し廃棄物発生量とその処理を考慮したプラント設計		・バックエンドを考慮したプラント設計 ・直接処分オリエンティッドフュエル ・SA 後の廃止措置や汚染水対策を想定した SSC の設計
経済性	・他電源と比肩するコスト優位性 ・将来的な国内人口減少による経済縮小を考慮したエネルギーシステム	・立地地域の地場産業の活性化及び雇用創出	・他電源と比肩するコスト優位性	・ユーザが採用可能な経済性 ・運転メンテナンスの観点でコスト最適化
エネルギーセキュリティ				・低コストかつ安定的な電力の大量供給
核拡散抵抗性	・Pu 在庫問題への配慮の観点から、保障措置上のアドバンテージ ・テロ対策等セキュリティ上の配慮	・テロ対策		・余剰 Pu の燃料利用
基準適合性(許認可制)		・新規制基準を所与とし最適化された設計	・将来の基準変更を考慮し、設計改善や設備の追加が容易に可能な概念 ・設計認証制度、標準設計等による計画立案から運転開始までの期間の短縮	
リスク負担の公平性	・大規模集中電源がもたらす地域間公平論への応答			・リスクの引き受け手とメリットの享受者の公平性の確保
運転性	・冷温停止までの時間と手順の短縮 ・通常運転時の環境負荷の軽減 ・定検・その他整備時の作業員の被ばく量低減を考慮した設計		・Conventional な要素も含むインフラが未熟な新興国における運転も考慮した設計 ・定期検査の短縮、計画外停止からの復帰リードタイムの短縮	
(安心・信頼性・説明性)*	・明快な技術及びロジックの採用 ・安心や信頼の獲得につながる設計(例えばパッシブセーフティ)		・事業者が信頼されていること。	・明快な緊急時対応等、社会に理解されやすいプラント設計 ・国民に分かりやすいリスク指標の使用 ・他分野のリスク説明の取組との整合

*社会と共存する魅力的な軽水炉の在り方を考える上で評価軸となる定量化できる指標を考えることが重要との観点から、当該項目はこの他の項目を満足することによって実現するものと位置付ける。

表 2 深層防護の実装例

防護レベル		1	2	3	4	5	6	7
性能要求		ハザードの最小化	事故の発生の防止	炉心冷却可能形状の維持	放射性物質の原子炉容器内への閉じ込め	放射性物質の格納容器内への閉じ込め	社会的リスクの最小化	公衆の有意な被ばくの回避
防止策	設計	・外的事象由来のリスクの低い立地の選定	異常発生の防止	DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	管理							
	運転			DBAの防止	重大事故の防止	原子炉容器破損の防止	格納容器破損の防止	放射性物質の早期大規模放出(非管理放出)の回避
	防災							
緩和策	設計	安全余裕を含む適正な設計	異常の段階で検知・収束	工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	・人間の生活圏からの離隔 ・サイト外対応の実効性を高めるための設計対応
	管理							
	運転			工学的安全施設による事故の収束	原子炉容器内において事故を収束	格納容器内において事故を収束	放射性物質の管理放出	サイト外対応の実効性を高めるためのサイト内措置
	防災							サイト外対応
性能目標		・ハザードの年超過確率 ・安全余裕(ストレステストによる評価等)	SSCsの信頼度目標	炉心の冷却可能形状喪失頻度	・原子炉容器破損頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の原子炉容器破損確率(DEC対応の信頼度目標)	格納容器破損頻度	・放射性物質の管理放出機能喪失頻度 ・重大事故の発生を所与とした時の放射性物質の管理放出機能喪失確率	放射性物質の非管理放出に至るまでの時間余裕の目標値

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

[PL1F] International Trends on Nuclear Power Generation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL1F01] Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the World

*Kunihiro Tokai[1] （1.JEPIC）

[PL1F02] Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

*Masaharu Kobayashi[1] （1.JAIF）

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

（1）世界におけるエネルギー・電力及び原子力の情勢

(1) Energy, Electric Power and Nuclear Power Situation in the world

東海　邦博[1]

[1]一般社団法人　海外電力調査会

1. 「3E」から見たエネルギー・電力の現状

エネルギー・電力の現状は、「3E」の観点から以下のように分析される。

まずエネルギー・セキュリティ（Energy Security：エネルギーの安定供給）の観点からみると、一時、世界的に「アラブの春」、イランの核問題などで石油・ガス供給の不安定化への懸念から、化石燃料価格が上昇し、中・長期的にも中国、中東などの消費増で価格上昇が予想されていた。しかし、近年、米国でのシェールオイル、シェールガスの増産、また世界的な経済活動停滞によるエネルギー需要の鈍化により、化石燃料価格が低下しており、そのため、エネルギー・電力供給は現在、比較的安定している。この低価格は当面、続くとの予想もあるが、長期的には世界経済の回復により一定の上昇を示すと予想されている。

また、環境保護（Environmental Protection、地球温暖化の防止・抑制）の観点からは、ポスト京都として、2015 年 12 月の COP21 でパリ協定が合意され、各国は温室効果ガス（GHG）削減など中長期的な気候変動対策の実施を求められている。

さらに、経済性(Economical Efficiency：廉価なエネルギー・電力)の観点からは、特に欧米でガス・電力市場の規制緩和、自由化が 1990 年代から実施されてきた。この自由化により、電力の小売電力価格は一時的に低下したが、欧州では近年、再エネ開発補助コストなどが価格に上乗せされ、上昇している。米国では全面自由化が一部の州に限定されているが、近年、シェールガス増産でガス価格が低下していることなどから、電力価格が低下する州も出現している。

2. 世界各国のエネルギー・電力政策

世界各国のエネルギー・電力政策は、前述の「3E」に加え、福島事故を受けて、安全（Safety）の観点が改めて強調され、「3E＋S」観点から策定されるようになっている。欧州連合（EU）では 2009 年に「エネルギー・気候変動関連法規」が制定され、CO2 削減、省エネ、再エネ開発などの 2020 年目標が法制化されたのに続き、現在、2030 年目標の法制化に向けて作業が進められている。加盟各国では、この EU 政策に沿って、それぞれエネルギー・気候変動施策が実施されている。

特に EU では、固定価格買取制度（Feed-in-tariff:、FIT）に支えられ、再生可能エネルギー電源の開発が進んでいる。

米国ではブッシュ政権下、「包括エネルギー法」（2005 年）が制定され、化石燃料、原子力開発の推進が謳われたのに続き、現オバマ政権（2009 年～）下では、All of the above 政策（化石燃料、再生可能エネルギー、原子力などすべてのクリーンエネルギーの開発推進）が進められている。

その他世界各国、特に中国やインドなどの新興国においても、近年、発電部門においては、従来の石炭火力やガス火力に加えて、再エネや原子力電源の開発が進められている。

Kunihiro Tokai[1]

[1]Japan Electric Power Information Center, Inc.

3. 世界各国の原子力政策と開発状況

原子力発電開発は、欧米、日本など主に先進国で進められてきた。しかし、欧州では米国 TMI 事故、旧ソ連・ウクライナのチェルノブイリ事故、日本の福島事故を受けて、ドイツなど脱原子力に舵を切った国も出現している。しかし、福島事故後も、欧米の多数の原子力発電国では、既設の原子力発電所の運転を継続するとともに、米国、フランス、フィンランド、英国など新規建設に向かう国もある。また、脱原子力国の中には、電力供給上の必要性から、既設炉の運転を延長している国も存在する。

また、中国、インドなどの新興国など世界的には、原子力発電は、再生可能エネルギー電源と並ぶ重要な CO2 ゼロ・エミッション電源として、新規建設が進められている。特に中国での開発計画は大規模で、将来は米国と並ぶ原子力発電大国になるものと見られている。

この原子力発電の課題の一つは経済性である。既設炉については、天然ガス価格の低下により卸市場での電力価格が低下した米国の州などでは、経済性が成立せず、閉鎖される炉も出現している。このため、電力供給事業者が買い取る義務のあるクリーン電力の中に、再生可能エネルギーと同じく原子力発電も含める仕組みを導入することも検討されている。また、新規建設についても、EPR、AP1000 など第三世代炉の建設コストが巨額になることから、欧米では今後の建設計画が見直される事例も出現している。このため、英国では原子力発電にも、固定価格買取制度に類似した制度（FIT-CFD）を適用し、投資リスクを軽減する仕組みが導入されている。

原子力発電部会セッション「原子力発電に関する国際動向」

（2）先進国及び発展途上国における原子力発電の動向

(2) Trends on Nuclear Power Generation in Advanced and Developing Countries

小林雅治[1]

[1]一般社団法人　日本原子力産業協会

福島第一原子力発電所事故後、世界の原子力開発は一時的にブレーキがかかった。ごく一部の国では、原子力の段階的廃止を決めた。しかし、世界全体としては、スローではあるが、原子力開発が推進されつつある。

表 1 に、国際原子力機関（IAEA）が纏めている世界の原子力発電規模予測を示す。それによると、地域的には、極東、中東・南アジア、中東欧、中南米で、原子力規模が増加している。特に目立つのが、中国を含む極東である。これまで、世界の原子力開発の専らの担い手であった北米や西欧では、今後、原子炉の高経年化に伴い引退する原子炉数が、新規に建設・運転する原子炉数よりも多くなる傾向があり、中期的には原子力発電規模は停滞状況（あるいは減少状態）にあると言える。端的に言えば、原子力開発は、先進国から途上国にシフトしつつあるということである。因みに、2014 年の世界の原子力発電規模は、3 億 7,600 万 kW であった。これが 2030 年には、3 億 8,500 万～6 億 3,200 万 kW（2014 年値の 1.02～1.68 倍）になると予測されている。将来予測にかなりの幅があるが、低予測値と高予測値の中間値が、実現可能性が高いと見られている。

表 1. IAEA による世界の原子力発電予測（2015 年 8 月発表）　単位：万 kW

地　域	2014 年（実績）	2030 年		2050 年	
		低予測	高予測	低予測	高予測
北米	11,210	9,200	13,970	6,000	15,700
中南米	480	680	1,340	1,300	5,500
西欧＊	11,370	6,270	11,200	2,700	12,100
中東欧＊＊	4,970	6,410	9,350	6,300	12,600
アフリカ	190	190	650	700	3,800
中東・南アジア	690	2,590	4,380	4,800	9,400
東南アジア・太平洋	－	0	400	500	1,800
極東	8,710	13,180	21,900	14,900	35,500
世界合計	37,620	38,530	63,180	37,100	96,400

＊西　欧：ベルギー、フィンランド、仏、独、英、伊、蘭、西、スイス、スウェーデン、墺、トルコなど

＊中東欧：アルメニア、ベラルーシ、ブルガリア、チェコ、ハンガリー、カザフスタン、リトアニア、ポーランド、ルーマニア、ロシア、スロバキア、スロベニア、ウクライナなど

表 2 に、世界原子力協会（WNA）が纏めている世界各国の原子力発電開発状況を地域別に一覧表で示す。世界の地域分類が IAEA と若干異なっているが、ご容赦願いたい。中国の原子力開発が顕著であると上述したが、中国の建設中基数は 21 基で世界全体の 62 基の 34%（kW ベースでは 36%）を占めている。また、中国の計画中は 42 基、検討中は 136 基であり、まさに突出している。

Masaharu Kobayashi[1]

[1]Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

運転中の原子力発電所の規模を国別に見ると、①米国 100 基、1 億 1 万 kW、②フランス 58 基、6,313 万 kW、③日本 43 基、4,048 万 kW、④中国 33 基、2,958 万 kW、⑤ロシア 35 基、2,605 万 kW、⑥韓国 25 基、2,302 万 kW、と続く。

しかし、原子力発電電力量（2015 年）のランキングでは、①米国 7,980 億 kWh、②フランス 4,190 億 kWh、③ロシア 1,828 億 kWh、④中国 1,612 億 kWh、⑤韓国 1,572 億 kWh、⑥カナダ 956 億 kWh、と続き、日本は、はるか後方に位置する。福島事故を契機に、日本の原子力発電所のほとんどがいまだに運転再開できていないためである。

また、表 2 から、各国の全電力供給に占める原子力発電電力量のシェアが分かる。それによると、①フランス 76.3%、②ウクライナ 56.5%、③スロバキア 55.9%、④ハンガリー52.7%、⑤スロベニア 38%、⑥ベルギー37.5%、となっている。

運転中の原子炉を持つ国を原子力発電国と呼び、運転中の原子炉を持たないが原子炉の導入を進めている国を（原子力発電）新規導入国と呼ぶ。原子力発電国は現在、31 カ国・地域である。同表は、主な原子力発電導入国も示しており、それらはアジア・中東・東欧地域に多い。新規導入国の中でも、ベラルーシとアラブ首長国連邦（UAE）では現在、原子力発電所を建設中であり、近いうちに原子力発電国に仲間入りする。次いで、ポーランド、ベトナム、バングラデシュ、トルコ、ヨルダンなどの国が原子力発電所の建設を計画している。サウジアラビアは検討中の国であるが、16 基 1,700 万 kW の大規模開発を検討している。

原子力発電国も新規導入国も共に、基本的には、エネルギーの安定供給と地球温暖化対策として、原子力開発を推進している。現在は、世界的には、軽水炉（PWR、BWR）（一部の国では重水炉）の開発が中心であるが、将来炉として、中小型炉（小型モジュール炉 SMR）や第 4 世代炉としての高速炉の開発も進行中である。石油の豊富な中東諸国が原子力開発に乗り出しているのは、将来的に石油を輸出目的等に温存し、電力は原子力で賄うと言う意味と、海水淡水化への利用も念頭においている。

図 1. 主な原子力発電国・新規導入国

（太字は原子力発電国、細字は新規導入国）

	先進国(OECD加盟国)			途上国(OECD非加盟国)		
欧 州	西欧・北欧・中東欧 **欧州連合(EU)** オランダ、ベルギー フィンランド、チェコ、スペイン、スロバキア スロベニア スウェーデン ハンガリー ポーランド	EU	G7 英国 フランス ドイツ イタリア	**ルーマニア** **ブルガリア** リトアニア	**スイス** **ウクライナ**	**旧ソ連** ベラルーシ **アルメニア** カザフスタン
					G20	
				BRICS **ロシア**		
北 米		**メキシコ**	**米国** **カナダ**			
南 米	チリ			**ブラジル**	**アルゼンチン**	
アジア・大洋州		**韓国** オーストラリア	**日本**	**中国** **インド**	インドネシア	**台湾、北朝鮮、パキスタン** ベトナム、バングラデシュ タイ、マレーシア
中東・北アフリカ	イスラエル	トルコ			サウジアラビア	**イラン**、UAE、エジプト ヨルダン
アフリカ				**南アフリカ**		

なお、先進国と途上国について、各種の分類方法があるが、一般的には経済協力開発機構（OECD）加盟国を先進国、非加盟国を途上国ということが多い。この分類に基づいて、表 2 の国々を原子力発電国と新規導入国に分けたものを**図 1** に示す。

図 1 には、G7、G20、BRICS（ブラジル、ロシア、インド、中国、南アフリカ）、EU（欧州連合）の分類も示す。この分類によると、ロシアは途上国であるが、1954 年に世界初の原子力発電所を運転させ、濃縮や再処理技術も保有し、現在、高速炉開発では世界の先頭におり、むしろ「原子力先進国」と呼ぶべきだろう。中国もまた、一般的には途上国であり、原子力発電の導入も遅かったが（最初の原子力発電所の運転開始が 1994 年）、最近では自身が知的財産権を持つ原子炉の輸出を積極的に進めており、高速炉や高温ガス炉の開発もかなり進んでいるなど、原子力については「新興原子力国」と呼んでもいいかもしれない。事実、OECD によると、ロシアが OECD への加盟手続き中であり、中国、ブラジル、インド、インドネシア、南アフリカについては、OECD との関係を強化する主要パートナーの扱いになっている。

講演では、主な先進国及び発展途上国（或いは原子力発電国と新規導入国）について、原子力開発の考え方（政策）、原子力発電計画、新型原子炉開発や放射性廃棄物処分・核燃料サイクルなどを含め、最近の原子力開発動向を紹介する。

表 2. 世界各国・地域の原子力発電開発状況

日本原子力産業協会作成

地 域	国・地域名	2015 年の原子力発電量とシェア		運転中の原子力発電所		建設中の原子力発電所		計画中の原子力発電所		検討中の原子力発電所	
		億 kWh	%	基	万 kWe	基	万 kWe	基	万 kWe	基	万 kWe
欧州	**フランス (2)**	4190	76.3	58	6,313.0	1	175.0	0	0	1	175.0
	ドイツ (9)	868	14.1	8	1,072.8	0	0	0	0	0	0
	英国 (10)	639	18.9	15	888.3	0	0	4	610.0	9	1,180.0
	スウェーデン (11)	545	34.3	9	884.9	0	0	0	0	0	0
	スペイン (12)	548	20.3	7	712.1	0	0	0	0	0	0
	ベルギー (13)	248	37.5	7	594.3	0	0	0	0	0	0
	チェコ共和国 (16)	253	32.5	6	390.4	0	0	2	240.0	1	120.0
	スイス (17)	222	33.5	5	333.3	0	0	0	0	3	400.0
	フィンランド (18)	223	33.7	4	274.1	1	170.0	1	120.0	1	150.0
	ブルガリア (19)	147	31.3	2	192.6	0	0	1	95.0	0	0
	ハンガリー (21)	150	52.7	4	188.9	0	0	2	240.0	0	0
	スロバキア (23)	141	55.9	4	181.6	2	94.2	0	0	1	120.0
	ルーマニア (26)	107	17.3	2	131.0	0	0	2	144.0	1	65.5
	スロベニア (29)	54	38.0	1	69.6	0	0	0	0	1	100.0
	オランダ (30)	39	3.7	1	48.5	0	0	0	0	1	100.0
	ポーランド	0	0	0	0	0	0	6	600.0	0	0
	リトアニア	0	0	0	0	0	0	1	135.0	0	0
	イタリア	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
旧ソ連 (CIS 等)	**ロシア連邦 (5)**	1828	18.5	35	2,605.3	8	710.4	25	2,775.5	23	2,280.0
	ウクライナ (8)	824	56.5	15	1,310.7	0	0	2	190.0	11	1,200.0
	アルメニア (31)	26	34.5	1	37.6	0	0	1	106.0	0	0
	ベラルーシ	0	0	0	0	2	238.8	0	0	2	240.0
	カザフスタン	0	0	0	0	0	0	2	60.0	2	60.0
北米	**米国 (1)**	7980	19.5	100	10,001.3	4	500.0	18	831.2	24	2,600.0
	カナダ (7)	956	16.6	19	1,355.3	0	0	2	150.0	3	380.0
	メキシコ (25)	112	6.8	2	160.0	0	0	0	0	2	200.0
南米	**ブラジル (20)**	139	2.8	2	190.1	1	140.5	0	0	4	400.0
	アルゼンチン (24)	65	4.8	3	162.7	1	2.7	2	195.0	2	130.0
	チリ	0	0	0	0	0	0	0	0	4	440.0
アジア	**日本 (3)**	43	0.5	43	4,048.0	3	303.6	9	1,294.7	3	414.5
	中国 (4)	1612	3.0	33	2,957.7	21	2,403.6	42	4,833.0	136	15,600.0
	韓国 (6)	1572	31.7	25	2,301.7	3	420.0	8	1,160.0	0	0
	インド (14)	346	3.5	21	530.2	6	430.0	24	2,390.0	36	4,160.0
	台湾 (15)	351	16.3	6	492.7	2	270.0	0	0	0	0
	パキスタン (28)	43	4.4	3	72.5	3	184.1	1	116.1	0	0
	ベトナム	0	0	0	0	0	0	4	480.0	6	670.0
	バングラデシュ	0	0	0	0	0	0	2	240.0	0	0
	インドネシア	0	0	0	0	0	0	1	3.0	4	400.0
	タイ	0	0	0	0	0	0	0	0	5	500.0
	マレーシア	0	0	0	0	0	0	0	0	2	200.0
	北朝鮮	0	0	0	0	0	0	0	0	1	95.0
中東・北アフリカ	**イラン (27)**	32	1.3	1	91.5	0	0	2	200.0	7	630.0
	UAE	0	0	0	0	4	560.0	0	0	10	1,440.0
	トルコ	0	0	0	0	0	0	4	480.0	4	450.0
	エジプト	0	0	0	0	0	0	2	240.0	2	240.0
	ヨルダン	0	0	0	0	0	0	2	200.0	0	0
	サウジアラビア	0	0	0	0	0	0	0	0	16	1,700.0
	イスラエル	0	0	0	0	0	0	0	0	1	120.0
アフリカ	**南アフリカ (22)**	110	4.7	2	183.0	0	0	0	0	8	960.0
世界合計	**49 ヶ国・地域**	24410	11.5	444	38,775.7	62	6,602.9	172	18,120.5	337	37,920.0

出典：WNA データ（2016 年 7 月 1 日現在）をもとに作成。

国・地域欄の（ ）表示は、運転中原子力発電規模の世界順位を示す。

運転中＝送電開始を含む、 建設中＝原子炉建屋への初コンクリート打設、又は大規模改修工事中

計画中＝承認、投資確認、8～10 年以内に運転開始見込み、 検討中＝個別プログラム、サイト提案、15 年以内に運転見込み。

太字は原子力発電国（原子力発電所が運転している国、現在 31 カ国・地域）。

細字は新規導入国（運転中の原子力発電所を持たない国、表には主な国として 18 カ国列挙）。

発電規模（kWe）については、運転中はネット出力、その他はグロス出力を示す。

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

[PL1H] The Severe Accident Study Working Group for Nuclear Fuel Cycle Facilities Phase-II Report

Chair: Yasuhisa Ikeda (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL1H01] General Explanation of the Phase-II Report

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

[PL1H02] General Explanation of the Phase-II Report

*Kazuo Yoshida[1] (1.JAEA)

[PL1H03] General Explanation of the Phase-II Report

*Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

[PL1H04] General Explanation of the Phase-II Report

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

[PL1H05] General Explanation of the Phase-II Report

*Takahiro Ishio[1] (1.JNFL)

[PL1H06] General Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

（1）フェーズ２における検討の目的

(1) Objectives of Phase-II Activity

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
主査　池田 泰久[1]，副主査　*村松　健[2]
[1]東京工業大学，[2]東京都市大学

1. 緒言

我が国では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、原子力発電施設だけでなく、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデントのリスクを検討し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、一層の安全性向上を図る努力が進められている。

2. 活動の経緯とフェーズ２の目的

再処理・リサイクル部会は、再処理施設等の建設、運転、安全評価、研究開発、人材育成等に係わる多様な組織の研究者、技術者により構成される部会である。この特性を活かして、部会員が有する最新の知見及び専門的経験に基づいて、科学技術的観点から上記課題を検討し、科学合理性の高い安全確保及び安全規制並びに社会への説明責任の達成に資するよう、核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループを立ち上げた。

活動のフェーズ１の成果として、核燃料サイクル施設における内的及び外的事象に起因するシビアアクシデント（「設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故」と定義し、新規制基準での「重大事故」と区別して用いている）を科学的・技術的観点から選定する方法（グレーデッドアプローチ）について提案した[1][2]。この方法を実施する上で必要な情報のうち、事故の「発生頻度」については原子力発電施設のために開発されたPRA等の手法を用いた評価が可能と考えられるが、「影響」についてはサイクル施設のシビアアクシデントの条件での評価は世界的にも広くは検討されておらず、体系的な調査検討と整理が必要であった。

このため、フェーズ２では、事故影響評価手法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行うこととした。

3. 調査の対象

調査では，再処理施設で想定しうる臨界，蒸発乾固，放射線分解水素の燃焼/爆発，有機溶媒火災，使用済燃料の著しい損傷事故等の影響評価方法に関する現状の整理，課題の把握及び課題解決の方法に重点を置くこととした。

参考文献

[1] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 解説記事 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」（日本原子力学会誌, Vol.57, No.5, pp.331-339 (2015)）
[2] 核燃料サイクル施設 SA 研究 WG 報告書 「核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg_report_final.pdf

---

Yasuhisa Ikeda[1], *Ken Muramatsu[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tokyo City University

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

（2）廃液の沸騰乾固

(2) Evaporation to Dryness of Waste Solution

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
沸騰乾固サブワーキンググループ主担当　吉田 一雄
原子力機構

1. 想定される事故の概要

再処理施設の機器には，放射性物質の崩壊熱により内包する硝酸塩溶液の温度が沸点まで上昇するものがある。このような機器での溶液の沸騰を防止するために種々の対策が講じられているが、敢えてこれらの対策を考慮せず冷却機能が全喪失した状態が継続すると仮定すれば，溶液が沸騰しいずれ乾固する。例えば、高レベル廃液貯槽では溶液の沸騰及び乾固後の脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気，硝酸蒸気あるいは NOx ガス）とともに貯槽から放出される放射性物質は，貯槽の圧力上昇を防止する目的で設置される廃ガスシールポットから廃ガス処理セル内に流出することが想定される。セルに流出した放射性物質を含む気体は，セル排気系から排気筒放出されるかまたはセルから建屋内へ逆流し建屋排気系から排気筒放出される（図 1）。

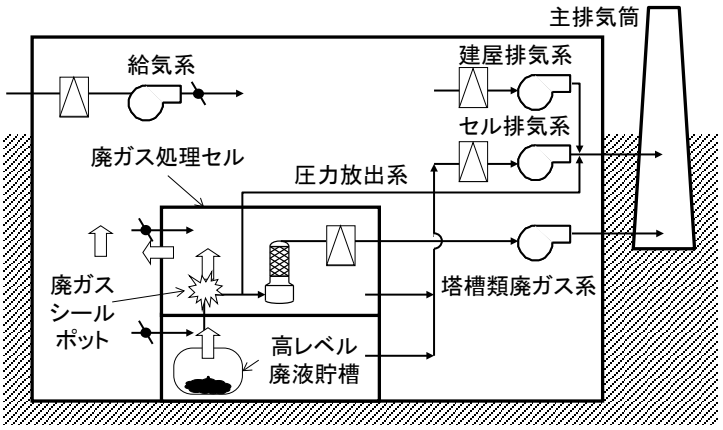


図１ 想定される放射性物質の移行経路

2. 検討内容

沸騰が始まると水分が蒸発し廃液が徐々に濃縮され，それにつれて溶液温度は上昇し約 120 ℃程度に達し共沸状態となる。この期間（沸騰初期）では，廃液の沸騰で発生した気泡の破裂で生じる飛沫が上向蒸気流に同伴される。主としてこのメカニズムにより放射性物質が気相部へ移行しエアロゾル化（気体中の浮遊する固体あるいは液体の粒子状物質）する。沸騰晩期（共沸状態到達以降の約 120～約 160 ℃）では，溶液中の Ru は揮発性の化学種に変化するので放射性物質の気相部への移行は，飛沫同伴に比べて桁違いに多くなる。乾固後（160 ℃以上）では、Ru の気化は減少しながらも 180℃程度まで継続するが、約 400 ℃までに多くの化学種の硝酸塩の脱硝反応が進み、放射性物質の気相への移行はほぼ終了する。

本発表では、模擬廃液および実廃液を用いた放射性物質の気相への移行に係る基礎的データの取得を目的に実施された実験を調査し、飛沫同伴による放射性物質の気相への移行および Ru の気化による移行に係る基礎的データおよびそれに基づき提案された移行量評価モデルを概観する。さらに、それらのモデルを用いた評価に必要な沸騰時の廃液温度、硝酸濃度等を模擬する計算プログラム、発電用原子炉施設のシビアアクシデント解析コードを用いた再処理施設内でのエアロゾル移行挙動の解析事例についても紹介する。

Kazuo Yoshida

Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

（3）セル内での有機溶媒火災

(3) Fire of Organic Solvents in Cell

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
溶媒火災サブワーキンググループ主担当　阿部　仁
原子力機構

1. 概要

PUREX 法を用いた再処理では、リン酸トリブチル及びドデカンを用いた溶媒抽出によって、ウラン及びプルトニウムをその他の成分から分離し精製する。現在の商用工場に一般的と考えられる安全対策、網羅的に行われた六ヶ所再処理施設の設計基準事象の選定及び改訂された炉規法の重大事故に関する定義を参考に、検討対象シビアアクシデント(SA)事象の一つとしてセル内有機溶媒火災を取り上げ、影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ専門的視点から検討を行った。

2. 検討内容

有機溶媒の漏えい、溶媒の引火点以上への加熱及び着火源の存在の 3 条件が成立する場合には、有機溶媒火災とそれに起因した放射性物質の放出及び移行が引き起こされる可能性がある。事故時の影響評価を行うためには、防火ダンパ閉止による窒息消火等の具体的な事故対策による効果も念頭に置きながら、適切なデータやモデルを適用することが重要となる。

セル内有機溶媒火災時の影響評価を行う際に考慮されるべきと考えられる因子の概要を下図に示す。上記 3 条件を鑑みた場合、事故の発生・継続の可能性を検討するためには、有機溶媒の引火・着火点や鎮火条件に係るデータが必要となる。火災時の影響を評価するために考慮するべき因子としては、燃焼有機溶媒からの放射性物質や煤煙等の放出速度や割合等の物質移流ソースターム及び換気系や建屋内での熱流動を計算するための熱流動ソースターム（質量消費速度、質量及びエネルギー放出速度）が考えられる。また、放射性物質の施設内への閉じ込め評価の観点からは、放射性物質や煤煙等の移行経路（換気系や建屋内等）での移行挙動評価や煤煙の目詰まりによる差圧上昇に伴う HEPA フィルタの健全性評価も重要となる。

本発表では、セル内有機溶媒火災時の影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について報告する。

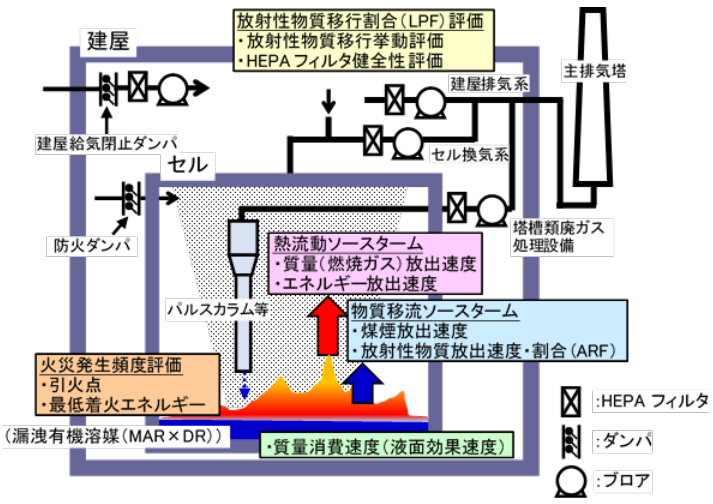


図　セル内有機溶媒火災時の放射性物質放出量評価において考慮される評価項目の概要

Hitoshi Abe
Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

（4）臨界事故

(4) Criticality Accident

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
臨界事故サブワーキンググループ主担当　山根 祐一
原子力機構

1. 概要

再処理施設には多様なプロセスがあり、固体状や粉末状、沸騰状態もしくは沸騰していない液体など、さまざまな形態の核燃料物質を取り扱うため、想定されうる臨界事故の形態も幅広い。国内の施設では臨界事故を防止するための設計や管理方法が採用されており、設計基準事象及び立地評価事故としての影響評価も行われている。シビアアクシデント（SA）事象として臨界事故の影響評価を行う上で理解しておくべき、臨界事故の特徴、施設の設計や管理方法、シナリオ選定及び具体的な影響評価手法と残された課題について調査・検討を行った。

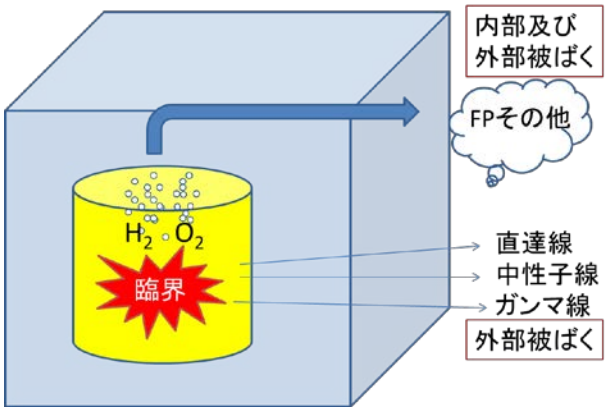
2. 検討内容

報告されているプロセス上の臨界事故のほとんどが溶液系で生じている。米国 ICPP の臨界事故（1959）では硝酸ウラニル水溶液の沸騰が継続したために 4×10^{19} という過去最大の核分裂数が生じた。

考慮すべき特徴としては、設計基準事象として多重防護（発生防止、拡大抑制、影響緩和）の有効性が検討されており、①SA としての臨界の想定には、設計基準を超える状態の想定が必要であること、②ソースタームとなる核種（希ガス、FP 核種）が核分裂により生成されるため、その総量が予め決まっていない（核分裂数に依存する）こと、③放射性物質の飛散による被ばくに加えて、直達線（核分裂で生じる放射線）による（主に従業員の）被ばくを考慮する必要があること、④放射線分解ガスとして水素及び酸素のガスが発生することなどが挙げられる。

国内施設の例として六ヶ所再処理施設では、臨界事故防止対策の類似性、換言すればそれが損なわれた場合の事故形態の類似性から、臨界安全の対象を大きく３つのグループに分類している。設計と運転管理における十分な臨界防止措置により臨界事故の発生の可能性を極力小さくしているが、周辺公衆への影響を評価するために設計基準事象として溶解槽の臨界事故を想定している。設計基準事象より低い発生頻度のシビアアクシデントのシナリオを決定論的に検討する場合、多重故障を想定することなどが考えられるが、無制限に極低頻度の事象を取り扱うことはリスクの視点を失うこととなり、グレーデッドアプローチとの整合性が課題となる。

本発表では、臨界事故の影響評価で五因子法を用いる場合について、MAR（影響を受ける物質の量）を炉物理分野の知見に基づいて評価し、その他の因子は、DOE ハンドブック等により評価する方法等を説明する。短半減期核種や移行中にガス状からエアロゾル状に変化する核種等の取り扱いが今後の課題である。



Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

再処理・リサイクル部会セッション
「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ　フェーズ２報告」

（5）放射線分解水素の爆発

(5) Explosion of Hydrogen Generated by Radiolysis

再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ
水素爆発サブワーキンググループ主担当　石尾 貴宏
日本原燃

1. 概要

本報告では、検討対象シビアクシデント(SA)事象の一つとして、「放射線分解水素の爆発」を取り上げ、影響評価に必要なデータ、試験研究などを調査した結果及び課題などについて報告する。

2. 検討内容

再処理施設において、放射線分解により水素が発生する可能性のある機器については、蓄積防止のために圧縮空気で機器内の水素を掃気している。しかし、この掃気機能が喪失して水素が爆発下限濃度(4 vol%)以上に達し、さらに着火源が存在すると、水素爆発が発生する恐れがある（右図参照）。

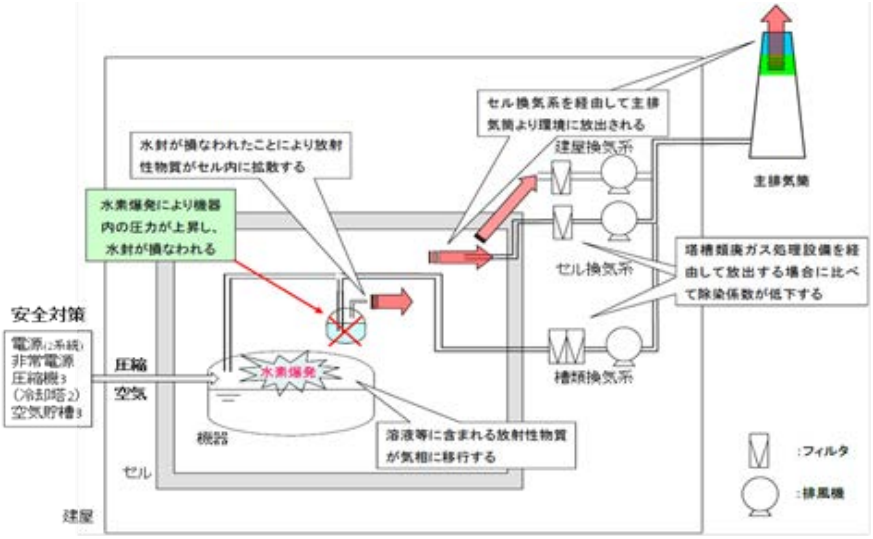


図　水素爆発事象と放射性物質放出経路

水素爆発における事故の進展は、大きく「(1)水素掃気機能から爆発濃度までの上昇」，「(2)水素爆発」,「(3)水素爆発による影響」の 3 つに分けられる。

特に(1)の爆発下限濃度に至るまでの時間余裕の評価には、水素発生量算出に用いる水素 G 値を適切に設定する必要がある。そこで、過去の調査状況も踏まえて、最新の研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。また、(3)については、放射性物質の放出量を評価することが重要であり、その手法として「五因子法」を用いることが一般的であることが分かった。「五因子法」では、引用するデータの実験条件と実機の条件を比較して、可能な限り過度な保守性を排除して、適切に設定することが重要である。そこで、放出量評価に特に大きく影響を与える ARF(気相への移行割合)、 LPF(放出経路での低減割合)について、既存の知見及び最新研究状況を調査し、そこから得られる課題を抽出した。

本発表では、放射線分解の水素爆発時における影響評価を総合的に行う上で必要となると考えられるこれら因子に係るデータやモデルについて、五因子法との関連性も念頭に置きながら調査・整理し、課題の抽出を試みた結果について紹介する。

Takahiro Ishio
Japan Nuclear Fuel Limited

(Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H)

[PL1H06] General Discussion

本ワーキンググループでは、“設計基準事故の想定を超える条件で発生し、その判断基準を超えて大きい影響をもたらす事故”（シビアアクシデント）のうち、対応を検討すべきものを選定するための判断基準等について調査検討した（フェーズ1）。
フェーズ2では、世界的にも前例の少ない再処理施設のシビアアクシデント条件での影響評価に重点を置いて体系的に調査検討・整理した。本発表では、想定しうる沸騰乾固、有機溶媒火災、臨界、水素爆発影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について報告する。国内外の再処理施設の継続的安全向上活動等における影響評価技術を理解する上で参考になれば幸いである。

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 1

[PL1J] Important role of AESJ standards for RIDM (risk informed decision making) for continuous safety improvement

学会標準の果たす役割

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL1J01] Concept for safety improvement

*Koji Okamoto[1] （1.Univ. of Tokyo）

[PL1J02] Process of risk governance

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

[PL1J03] Plan for revising the implementation standard on use of risk information

*Yoshiyuki Narumiya[1] （1.KEPCO）

[PL1J04] Quality of PRA for RIDM

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

©Atomic Energy Society of Japan

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

１．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

１．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

１．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

標準委員会セッション１（リスク専門部会・システム安全専門部会）

リスクをどのように活用し安全性向上につなげるか ～学会標準の果たす役割～

Proposed Approaches to Utilize Risk Information for Further Safety Improvements
- Roles of AESJ Standards in Promoting Risk-Informed Approaches -

*岡本　孝司[1], *山口　彰[1], *成宮　祥介[2], *越塚　誠一[1]
[1]東京大学, [2]関西電力株式会社

１．はじめに

リスク情報を、原子力発電所の安全設計や運用管理などに用いて、合理的な意思決定を行うことは、事業者はもちろん規制、製造者など広く対象となる事柄である。東日本大震災の前には、原子力安全委員会、原子力安全・保安院からリスク情報活用にかかる基本的な考え方が示されたり、安全目標、性能目標が議論され制定されたり、事業者も交えたリスクを活用する策についての議論が行われたり、原子力学会でもリスク情報活用実施基準が制定され、リスク活用の推進のために各組織が行うべきことを明記した技術レポートが発行されたり、多様な取り組みがなされていた。

しかし、震災でリスク活用の取り組みは、一旦、停止しているが、将来にわたり原子力発電所の安全確保を維持していき、種々の脅威や問題に対して安全の維持を続けていくためには、リスク評価とそこからの情報の扱いを前向きに捉えて取り組む必要がある。

原子力学会標準委員会では、今まで確率論的リスク評価（PRA）の標準を各種制定し、安全性向上の考え方の技術レポートの発行、そしてリスクの理解を狙った講習会やテキストの発行などを通じて、リスク評価と活用のための技術基盤整備を行ってきた。これは、規制委員会がリスクを基にした新規制基準により安全審査を行っていること、事業者が新規制基準に基づき、安全対策を行い評価していること、に貢献している。

ただ、将来にわたり安全確保への取り組みを継続していくためには、リスクをどのようにみるか、どう判断してどのように活用するか、などをガイダンスするものが必要である。これに対して、これまでに標準委員会は、リスク活用に係る実施基準や技術レポートなどを発行してきたが、今後様々な実務に適用するためにはより具体的な標準の策定を進めることとしている。その検討開始にあたり、リスク情報活用の目的、意義、仕組み、手法、事例などについて、あらためて整理を行う。

本セッションでは、次の４つの視点からの議論を行う。

- 安全性向上の継続
- リスクガバナンスプロセス
- リスク活用の標準
- リスク活用に必要な PRA 品質

２．安全性向上の継続

リスク情報を活用し安全性向上をはかっていく上での根本的、かつ代表的な思想として、「Defence-in-Depth」（深

*Koji Okamoto[1] , *Akira Yamaguchi[1] , *Yoshiyuki Narumiya[2] and *Seiichi Koshizuka[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The Kansai Electric Power Co., Inc.

層防護)、「Graded Approach」（重要度による意思決定)、「Continuous Improvement」（継続的改善）がある。これらの異なった複数の次元の考え方を、リスク低減のための具体的な活動に反映していく事が重要である。この内でも特に継続的改善は、設計や製作、さらには運転保守、廃止のライフサイクル全てにわたり、基本となる考え方の代表的なものである。原子力発電所は、特に事故時の影響が甚大となる可能性がある。この事からも、それまでの努力で達成されていることに甘んじることなく、安全性向上の継続的改善を進めることが必須であり、また、発電所を構成するすべての組織、人材が自ら継続的改善を行う事が必要となる。

安全性向上の継続的改善の具体的なプロセスは、下記のようにまとめられる。

1) 発電所の総合的リスクに関連する情報を収集する。
2) 情報に対して、リスクを物差しとして分析を行う。
3) 分析結果をもとに総合的リスク低減を評価し重要度分類を行う。
4) 是正措置の実施と監視を行う。

継続的改善を行うための具体的方法（ツール）には様々なものがある。これらの多様な視点をもつ複数のツールを用いることによって、原子力発電所の安全が担保されることにつながる。それぞれのツールを組み合わせて、上記の 1)～4)のプロセスを繰り返し、継続的改善を進めて行く事が必須である。ツールはそれぞれ目的が異なるが、利用する情報や評価は共通に利用する事もできる。

総合的リスク低減のための 4 つの重要なツールを、以下に示す。

① 発電所の実力評価のためのツール
② 発電所の管理状況評価のためのツール
③ 発電所の将来のリスクの芽を摘むためのツール
④ 発電所のリスクを考え続けるためのツール

３．リスクガバナンスプロセス

リスク情報の活用は、適切なリスクガバナンスを構築して実行することにより、その有効性が増すものである。適切なリスクガバナンスは、リーダーシップに牽引され、体系化されたリスクマネジメントを継続的に実施していくことで達成することができる。

このように体系化されたリスクガバナンスプロセスでは、一般的には、ステークホルダー含めた多方向のコミュニケーションを取りながら、以下に示すリスク評価のステップにつき、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルを回していくこととなる。

1) プレ・アセスメント
2) リスク評価
3) リスクの特徴づけ／判断
4) リスクマネジメント／意志決定

ここで、4)リスクマネジメント／意志決定のステップにおいては、何らかのリスク管理目標を設定して、少なくとも自主的かつ継続的な安全性向上に繋がる取り組みを行っていく必要がある。さらには、単純に規制基準を超える取り組みを目指すだけではなく、安全目標に対して自らの取組を評価するとともに、その妥当性についてリスク情報を活用し規制当局とも意見交換を行いながら更なる安全性向上を目指すというリスクガバナンスの枠組みを確立することも重要である。

４．リスク活用の標準

リスク情報活用の目的は、原子力発電所における安全確保活動の合理性・説明性を向上させるとともに、効率的な原子力発電所運営を実現させることにあり、これにより、原子力発電所運営における安全性の向上及び経済性の

向上に寄与することが期待されるものである。

“原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010” [1] （以降、「リスク情報活用 2010 実施基準」）は、リスク情報を PRA によって得られる情報と捉えて、2006 年 4 月に原子力安全・保安院で制定された“原子力発電所の安全規制への「リスク情報活用の基本ガイドライン（試行版）” [2] の基本原則、及び、“原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）” [3] の基本的な要求事項を踏まえて、原子力発電所の安全確保活動のうち電気事業者が実施する運転・保守管理の変更においてリスク情報を活用して意思決定する場合に用いる、各活用分野に共通した要件と要件を満たす具体的方法を規定したものであった。この実施基準は、PRA 手法標準に従った品質を有する PRA により得られたリスク情報を、原子力発電所の安全確保活動に活用する際に用いることに対して有用なものであったものの、制定から 5 年以上が経過した現在に至るまで、本実施基準を直接的に適用する活用を行う機会はないという状況にある。一方で、2013 年 12 月に原子力規制委員会により、新たに安全性向上評価制度が導入され、その制度において、事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められている。加えて、事業者においては、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めていくことを指向している現状にある。

この状況を踏まえ、震災以降、リスク情報活用の実務への適用を具体化しているニーズが高まっていることからも、事業者の自主的な安全性向上を含めた安全設計や安全管理などへリスク活用を行う上での、具体的な基準及び実施方法を規定する標準を、「リスク情報活用 2010 実施基準」を踏まえた上で検討していくことが求められている。この検討においては、リスク専門部会とシステム安全専門部会で、分担・協働して標準を検討することとしている。

５．リスク活用に必要な PRA 品質

PRA の有効性が認識され、その活用を進めていくには、PRA に関する品質確保がより重要な課題となってくる。「リスク情報活用 2010 実施基準」において、リスク情報を活用する上での評価に使用する PRA に関する品質として、以下の要求事項を規定している。

1) 対象機器のモデル化の妥当性
2) PRA モデルおよびパラメータなどの妥当性
3) PRA の評価結果の妥当性

この内の 2)については、評価に使用する PRA 手法標準を適用してその適合性を確認することが基本となる。

また、PRA 手法の品質を確保する上で特に重要な活動として、品質保証活動、専門家判断の活用、及び、ピアレビューがある。これらについては、個々の PRA 手法標準で個別に規定するのではなく、全般的、共通的な要件を“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013” [4] （以降、「PRA 品質確保 2013 実施基準」）にまとめ、発行している。

４．に示すリスク活用標準の検討とあわせて、リスク情報を活用する上での PRA に関する品質の要件、及び、PRA 手法の品質を確保する上での全般的、共通的な要件の再検討を行っていくこととしている。

参考文献

[1] 原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準： 2010、社団法人原子力学会、2010 年 10 月
[2] 原子力発電所の安全規制への「リスク情報」活用の基本ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[3] 原子力発電所における確率論的安全評価（PSA）の品震ガイドライン（試行版）、原子力安全・保安院、2006 年 4 月
[4] 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013、一般社団法人原子力学会、2014 年 5 月

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session 1 - Nuclear Data Division, Reactor Physics Division, Particle Accelerator and Beams Science Division, Special Committee on Nuclear Data

[PL1L] Decommissioning of reactor and accelerator facilities, and present status of nuclear data libraries for activation cross-sections

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL1L01] Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*Hirokazu Hayashi[1] （1.JAEA）

[PL1L02] Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*Takashi Teranishi[1] （1.Kyushu Univ.）

[PL1L03] Present status and issues of the activation nuclear data library

*Nobuyuki Iwamoto[1] （1.JAEA）

©Atomic Energy Society of Japan

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

(1)「ふげん」廃止措置のための残存放射能量の評価と課題

(1) Evaluation and issue of radioactive inventory for Fugen's decommissioning

*林　宏一[1]，水井　宏之[1]、佐野　一哉[1]、北村　高一[1]
[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. 緒言

原子炉施設における残存放射能量を評価することは、放射性廃棄物量の評価、解体時の安全評価、解体作業時の被ばく評価、経済性評価等、廃止措置を安全かつ効率的に進めるための基礎データのひとつとなることから、可能な限り精度よく評価し把握しておくことが重要である。

本件では、これまでに新型転換炉原型炉施設（以下、「ふげん」という。）で実施してきた中性子照射による放射化汚染及び腐食生成物による二次的な汚染に係る残存放射能量の評価のうち、放射化汚染の評価を中心に紹介する。

2. 廃止措置のための残存放射能量評価

「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉であり、減速材及び反射材に重水を使用しており、これら重水の取扱いに係る設備を有すること、また、炉心部が圧力管型であることが大きな特徴である。「ふげん」の炉心特性としては、燃料体の核分裂で発生した中性子が減速材である重水によって熱中性子のエネルギー領域まで減速するとともに、重水領域を通過した中性子は鉄水遮へい体により更に減速する。減速された中性子は炉心領域の周囲に設置された生体遮へい体を過ぎる辺りでは十分に減速している。

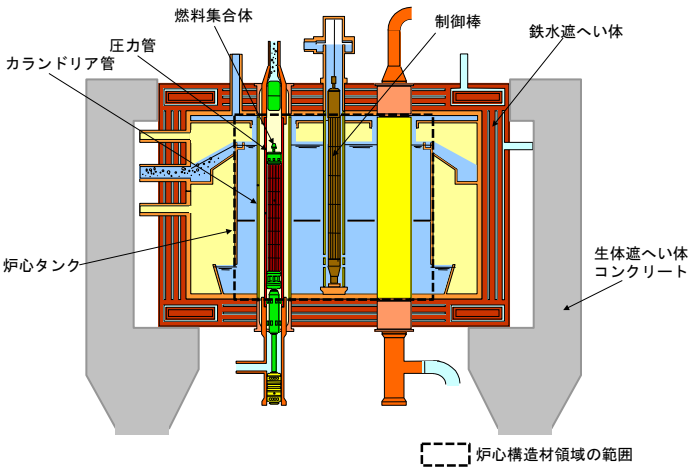


図 1　炉心概略断面図

「ふげん」では、この特徴を考慮して、炉心構造材のうち、燃料体を収納する圧力管等で構成される炉心領域、その周囲にある遮へい体領域（鉄水遮へい体及び生体遮へい体コンクリート）、生体遮へい体コンクリートの外側領域の 3 つの領域（図 1 参照）に分けて、放射化計算コード ORIGEN[1)] 等を用いて放射化量を評価している[2)]。図 2 及び表 1 に放射化量の評価手法を示す。

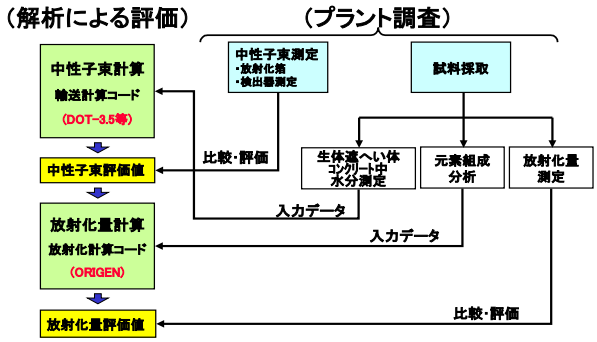


図 2　放射化量の評価手法

表 1　放射化量の評価手法

評価の領域	中性子束計算方法	測定、評価の手段
(1)炉心構造材領域	炉心計算コード POLESTAR 格子計算コード WIMS-ATR	圧力管監視試験片
(2)遮へい体領域		
鉄水遮へい体	輸送計算コード DOT-3.5	放射化箔
生体遮へい体 コンクリート		生体遮へい体 コンクリート
(3)生体遮へい体コンクリートの外側領域	大型金箔測定値 ＋ モンテカルロコード MCNP	放射化箔

2-1. 炉心領域の評価 [3)]

炉心領域では、主要な構造材として圧力管とカランドリア管がある。これらの構造材が位置する炉心領域の中性子密度について、長年にわたり「ふげん」の炉心管理で使用してきた実績を有する炉心管理コード POLESTAR[4)] と、構造材の部位毎の形状を考慮した中性子束密度を詳細に解析するための格子計算コード WIMS-ATR[5)] を組み合わせて解析した。

また、この解析結果の評価は、炉心内で約 10.7 年間照射された圧力管監視試験片から試料採取し、その放射化量の測定値と比較・検証することで妥当であることを確認している。表 2 に圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値を示す。

表 2　圧力管監視試験片による放射化量測定値と解析値

圧力管監視試験片　：Zr-2.5%Nb

単位[Bq/t]

	βγ核種		α核種
核　種	Co-60	Nb-94	Cm-244
測定値	1.8E+12	4.8E+12	2.2E+10
解析値	4.8E+12	4.7E+12	2.0E+10

2-2. 遮へい体領域の評価 [6)]

炉心構造材から生体遮へい体コンクリートまでの遮へい体領域は、中性子束密度が比較的高く、単純な形状であるため、一般的な評価に使用されている中性子輸送計算コード DOT-3.5[7)] を用いて解析した。

また、この解析結果の評価は、「ふげん」の原子炉運転期間中に鉄水遮へい体外側と生体遮へい体コンクリートとの間に放射化箔を設置するとともに、約半年間の照射後に回収し、Ge 半導体検出器によるガンマ線測定結果と比較・検証することで妥当であることを確認している。図 3 に放射化箔による放射化量測定値と解析値を示す。

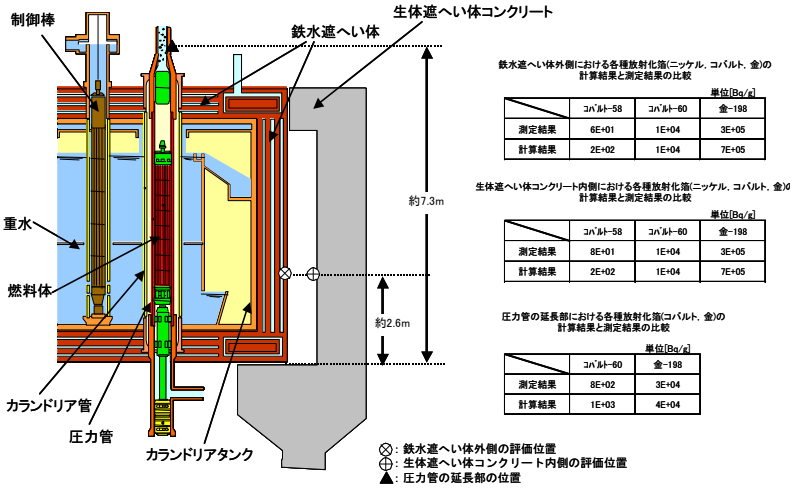


図 3　放射化箔による放射化量測定値と解析値

一方、生体遮へい体コンクリートについては、一部をコアボーリング等により試料採取し、その放射性核種を分析するとともに、解析に必要な入力データである水分量や元素組成についても分析した。この結果、生体遮へい体コンクリート中の Co-60 等の分布については、測定値と解析値が精度良く一致することを確認している[8)]。図 4 に生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値を示す。

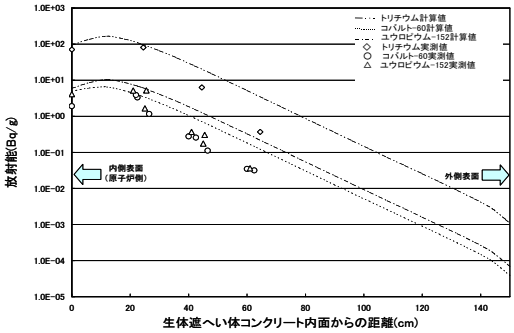


図 4　生体遮へい体コンクリートの放射化量測定値と解析値

2-3. 生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価 [9)]

生体遮へい体コンクリートの外側の領域は、原子炉から離れた位置にあることから中性子束密度のレベルが比較的に低いことに加え、周辺機器等の中性子散乱の影響を受けること等の要因により、解析により中性子束密度を精度良く評価することは困難である。このため、測定感度の高い大型の金箔（以下、「大型金箔」という。）を「ふげん」の原子炉運転期間中に多数設置し、その大型金箔の放射化量を基に中性子束密度を評価した。なお、大型金箔の放射化量から中性子束密度を求めるのに必要な中性子スペクトルは、モンテカルロコード MCNP[10)] を用いて算出した。

2-4. クリアランスのための放射化量の評価 [11)]

「ふげん」では、解体撤去工事に伴い発生する解体物にクリアランス制度を適用し、放射能濃度が国の定める基準値以下となるものを「放射性物質として扱う必要のないもの」として搬出することを計画して

いる。現在は、タービン設備の解体物を対象としたクリアランス認可申請(平成 27 年 2 月)に係る国の審査を受けている段階にあり、認可受領の得た後に運用を開始する予定である。

クリアランス制度を適用するためには、対象設備について予め評価対象核種の選定を行い、選定した核種の放射能濃度評価手法を確立する必要があることから、上述の炉心領域等における放射化解析等での知見や経験を活用し、タービン設備における評価への展開を図った。

タービン設備の評価に際しては、主に原子炉冷却水に随伴される核種が設備の表面に沈着して生成される二次的な汚染が支配的であるものの、主蒸気中の N-17 の β-n 崩壊に伴い放出される中性子による微小な放射化汚染も考慮することとした。具体的には、2-3.項の生体遮へい体コンクリートの外側領域の評価と同様に、タービン設備近傍に設置した大型金箔による中性子束密度の評価結果を条件に放射化計算コード ORIGEN を用いて放射化量を評価し、その評価結果を二次的な汚染に加算することでクリアランス認可申請に反映した。

3. 課題及び今後の展開

現在進めているクリアランス認可申請に係る国との面談等においては、解析結果の妥当性等が強く求められる状況にある。上述のとおり、原子炉領域の放射化量は、解析コード等を用いた評価によりその妥当性の担保を示すことは可能であるが、今後解体撤去等を進めていく生体遮へい体コンクリートの外側領域やタービン設備等の場合、放射化量が極めて小さく、今後、実機から試料採取し、核種分析を行った場合でも、得られる分析値は検出限界値未満と想定され、解析値の妥当性の証明が困難となる等の課題が考えられる。

このため、課題についてはこれまでに得られた知見や成果等を活用して対応するとともに、施設の特徴を踏まえた残存放射能量の評価とその精度向上を図りつつ、「ふげん」の安全かつ合理的な廃止措置を進めていく計画である。

［参考文献］

1）M.J.Bell，“ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”，ORNL-4628（May 1973）.
2）白鳥芳武，他，“ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価”サイクル機構技報 No.16 2002.9.
3）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(2)”，原子力学会 2000 年秋の大会予稿集，L2
4）Y.Shiratori，“Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”，J.Nucl.Sci.Tech.，30，78(1993).
5）T.Wakabayashi，“Characteristic of plutonium utilization in ATR”，NEACPRP-A744（1985）.
6）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価”，原子力学会 2000 年春の年会予稿集，G38
7）F.R.Mynatt，“THE DOT-Ⅲ Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”，ORNL-TM-4280（September 1973）
8）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(3)”，原子力学会 2001 年春の年会予稿集，K31
9）白鳥芳武，他，“「ふげん」放射能インベントリ評価(4)”，原子力学会 2001 年秋の大会予稿集，N53
10）J.F.Briesmeister，“MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B”，LA-12625-M（March 1997）
11）水井宏之，他，“「ふげん」の解体を考慮したクリアランスの適用及び評価技術の整備(2)評価対象核種の評価と今後の展開”，原子力学会 2014 年秋の大会予稿集，G54

*Hirokazu Hayashi[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1], Koichi Kitamura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

(2) 九州大学加速器実験室の廃止

(2) Decommissioning of Kyushu University Tandem Accelerator Laboratory

*寺西　高[1], 野呂　哲夫[1], 森田　浩介[1], 若狭　智嗣[1], 藤田 訓裕[1], 坂口 聡志[1], 岩村 龍典[1]
[1]九州大学大学院理学研究院(理学部)

九州大学理学部では原子核物理の研究･教育用に最大ターミナル電圧 11 MV のタンデム加速器を開発し、約 30 年間運用してきた。理学部のキャンパス移転が 2015 年 9 月末までに行われたことに伴い、箱崎キャンパス（福岡市東区）の原子核実験室は廃止し、その機能を伊都キャンパス(福岡市西区)の加速器・ビーム応用科学センターに移し、そこで後継器となる 8 MV タンデム加速器を新たに設置した。

原子核実験室では 2014 年 12 月末にタンデム加速器の最後の運転を停止し、2015 年 1 月末に加速器廃止届および廃止措置計画書を原子力規制委員会に提出し、廃止措置に取りかかった。これまでに、放射化物の評価、加速器・ビームラインの解体、再利用物品の新キャンパスへの移設を終えたところで、現在、残留放射化物の廃棄と建物の汚染検査を実施しつつある。廃止措置は 2016 年 9 月末に完了する予定である。本講演では、タンデム加速器施設における放射化の評価方法を中心に、廃止措置の概要を報告する。

*Takashi Teranishi[1], Tetsuo Noro[1], Kosuke Morita[1], Tomotsugu Wakasa[1], Kunihiro Fujita[1], Satoshi Sakaguchi[1], and Tatsunori Iwamura[1]
[1]Faculty of Science, Kyushu University

核データ部会、炉物理部会、加速器・ビーム科学部会、
「シグマ」特別専門委員会合同セッション
「原子炉・加速器施設の廃止措置と放射化核データライブラリの現状」

（3）放射化核データライブラリの現状と課題

(3) Present status and issues of the activation nuclear data library

*岩本 信之[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

廃止措置中並びに廃炉予定の原子炉に加え、2030 年には現在停止中の原子炉の約 6 割で稼働年数が 40 年を超える。このことから原子炉施設の廃止措置対策は現在の原子力が抱える喫緊の課題となっている。原子炉施設の廃止措置を行う上で重要なのは、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び資源の有効利用を図り、措置に掛かるコストと放射化物量をできる限り最小化することである。この廃止措置計画を立案し、策定する上で放射化物の種類や量等を正確に把握するために放射能インベントリ評価が行われる。この評価における原子炉施設の放射化計算では、施設構造材中に不純物として含まれる微量元素についても親核種として考慮する必要があるため、放射化核データが必要な核種は膨大になる。この放射化計算のための基盤データの一つが「放射化核データライブラリ」である。

また、原子炉施設に限らず放射線を扱う加速器施設においても入射粒子や発生した中性子、陽子等によって周りの構造材が放射化する可能性があり、廃止する場合には原子炉施設と同様に放射能インベントリ評価を実施する必要性があるため、多様な施設に適合した放射化核データライブラリが必要となる。

2. 放射化核データライブラリの現状

国内の放射化核データライブラリの整備状況をみると、20 年前の 1996 年に中性子照射に伴って生じる原子炉及び核融合炉材料の放射化量推定用断面積ライブラリとして JENDL/A-96 が公開された。収納されているデータは 233 核種 1246 反応であり、核反応によって生成された放射性核種の基底状態や準安定励起状態に対する生成断面積が収納されている。また、原子力機構・核データ研究グループでは 2011 年より原子炉施設の廃止措置を念頭に置いた放射化核データライブラリ（JENDL/AD）を開発してきた。このライブラリにおける評価対象は、線量告示に示された放射性核種のうち、半減期が 30 日以上の 227 種及び超長半減期の 12 種を併せた 239 種を生成反応経路（569 反応）に持つ 306 核種に限定して評価を行っている。入射中性子エネルギー範囲は原子炉施設等への工学応用を考慮して 10^{-5}eV から 20MeV とし、2016 年度内に公開する予定である。

3. 放射化核データライブラリの開発と課題

JENDL/AD は原子炉施設の廃止措置を念頭に置いているため、収納されている核種が限定的である。そこで、核データ研究グループでは収納核種の拡充により広範な分野での利用を可能とする放射化核データライブラリの開発を継続している。このライブラリの出発点として JENDL/AD を用い、これには含まれないが JENDL/A-96 に含まれていた核種を考慮した 384 核種をベースとする予定である。なお、収納する核種やエネルギー範囲については、ニーズにより柔軟に対応していく予定である。

今後は加速器や核融合等の分野からのニーズが高まることが予想されるため、陽子や重陽子を入射粒子

とした放射化核データライブラリの開発にも注力したいと考えている。今のところ、これらの代替となる国産の放射化核データライブラリは未整備であるが、陽子入射核データライブラリとして 2015 年に公開された JENDL-4.0/HE の利用が可能である。このライブラリには H-1 から Am-242 に亘る 133 核種に対して 1MeV から 200MeV までの残留核や中性子、陽子などの生成断面積及び放出粒子のエネルギー・角度分布が収納されている。また、重陽子入射放射化核データに関しても整備に向けた取り組みを始めたところである。

これらの放射化核データライブラリの信頼性を高めるためには、ベンチマークテストによる検証が必要不可欠であるが、これに利用できる積分データが不足しているのが現状である。より用途を限定しない汎用的な放射化核データライブラリへと開発を進めていくためにも、原子力や加速器、核融合等の幅広い分野からのニーズや積分データの提供をお願いする。

* Nobuyuki IWAMOTO

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Fusion Engneering Division

[PL1M] Current study and future progress for tritium production method using high temperature gas cooled reactor

Chair: Satoshi Fukada (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL1M01] Outline of Study on Tritium Production using High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hideaki Matsuura[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M02] Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Kazunari Katayama[1] (1.Kyushu Univ.)

[PL1M03] Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*Minoru Goto[1] (1.JAEA)

[PL1M04] Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*Yosuke Shimazaki[1] (1.JAEA)

[PL1M05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

（1） 高温ガス炉を用いたトリチウム生産と研究の概要

(1) Outline of study on tritium production using high-temperature gas-cooled reactor

*松浦秀明[1]、片山一成[2]、大塚哲平[3]、後藤実[4]、中川繁昭[4]
九大院工[1]、九大院総理工[2]、近大理工[3]、JAEA[4]

1. 緒言

将来の電力供給を目的として、国内外で核融合炉の研究開発が進められている。初代の核融合炉には、重水素－トリチウム（DT）燃料の使用が想定される。重水素は、自然界に十分な量が存在するが、トリチウムは放射性核種であり、自然界に充分な利用可能量は存在しない。磁場核融合炉では、トリチウムの燃焼率は高々数%程度と考えられており、炉壁やトリチウム循環系における滞留分を含めると、施設内のインベントリーは増大する。核融合炉で使用するトリチウムは、核融合炉のブランケットにおいて、自前で生産するのが基本的な考え方であるが、最初の炉の立ち上げ用トリチウムをどのように調達するかは明確にされていない。現在までに、重水減速重水冷却（CANDU）炉における中性子捕獲反応を利用したトリチウム生産がおこなわれている。国際熱核融合実験炉（ITER）では、DT 核燃焼実験用のトリチウムは、ひとまず CANDU 炉で生産されたものが使用される見込みである。熱中性子に対する $D(n,\gamma)T$ 反応断面積は、核融合ブランケットで利用される $^{6}Li(n,\alpha)T$ 反応断面積と比較して約 6 桁小さく、重水炉を用いる方法では、多数の装置から長期間にわたるトリチウムの収集が必要となる。核融合炉の初期立ち上げ法として、重水素プラズマから DT プラズマへの移行によりトリチウムの外部供給を限りなく少なくする運転法も提案されているが[1]、一定量のトリチウムを核融合炉外部から調達する方法を検討しておくことは、依然として重要である。今後の核融合炉開発を鑑み、我が国の国産技術として、0.1～1.0 kg オーダーのトリチウム生産法を確立し、核融合炉への外部トリチウム調達手段を明確にしておく必要がある。本セッションでは、「高温ガス炉を用いたトリチウム生産法」についてその方法と研究の現状を報告する。

2. 高温ガス炉を用いたトリチウム生産

高温ガス炉は、第４世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられている。冷却材としてガスを選択したことにより、発熱密度を低く抑える為の設計が施されており、有効炉心体積が大きくなる反面、燃料近辺に核変換対象物質を装荷できる大きな物理的スペースを提供できる。これに伴い濃縮をおこなわずに天然存在比のまま必要な量の ^{6}Li を炉心に装荷できる可能性がある。また、黒鉛・ヘリウムを用いた減速・冷却系は、核的には不要な中性子の吸収が少なく、化学的には Li 化合物及びトリチウムとの相性がよい。高温ガス炉では、可燃性毒物（BP）として固体状のホウ素化合物（B_4C）が燃料ブロックの BP 孔に装荷される。我々は、可燃性毒物としての ^{10}B を ^{6}Li に置き換えることにより、余剰の中性子を用いたトリチウム生産法を提案している [2]。高温ガス炉は、安全性の高い原子炉として十分に開発が進んでおり、既存の設計を大きく変更する必要がなく、大きな開発経費や時間をかけずに、トリチウム生産炉を実用化できる可能性がある。

3. 研究の概要

高温ガス炉のトリチウム生産性能を、まずは炉心物理の観点から、数値解析に基づいて評価した[2]。トリチウム生産に対する高温ガス炉の有効性が示されたが、その性能は Li 装荷法に大きく依存することが明確となり、現在、研究の焦点は Li 装荷法（トリチウムの封じ込め・回収）の検討と実証に移行している。水素透過実験により評価した Al_2O_3 や PyC に対するトリチウム透過係数[3]を用いて、Li 装荷体に対するトリチウム生産・封じ込め性能評価を行い、$LiAlO_2$ 層の内側中心部に中空孔、外側に Al_2O_3 層を設けた円柱状 Li 装荷用ロッドを提示している[4]。『高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 [5] 』に準拠した体系に対して、提示したロッドを用いた場合、トリチウム生産量は、年間 600～900 g 程度（運転法・Li 装荷法に依存）、ロッドから冷却材領域への流出量は、生産量の 1%程度と推定している。$LiAlO_2$ 層の両側に Zr 層を設けることで、さらに流出量の低減が可能と考えており、現在、模擬試験体を用いた検証実験を遂行中である。『高温工学試験研究炉 HTTR』を用いたトリチウム生産、封じ込めの実証を目標としているが、それに先立つ照射炉を用いた照射試験も視野に入れて試験体の検討を進めている。今後、トリチウム回収法、装荷体の健全性等の検討が必要である。

[1] S. Konishi, et al., *J. Plasma Fusion Res.*, **76** (2010) 1309.
[2] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.
[3] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.
[4] H. Nakaya, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **292** (2015) 277.
[5]國富一彦,他, *日本原子力学会和文論文誌*, **1** (2002) 352.

*Hideaki Matsuura[1], Kazunari Katayama[1], Teppei Otsuka[2], Shigeaki Nakagawa[3], Minoru Goto[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

（2）高温ガス炉トリチウム生産と閉じ込め手法の検討

(2) Study on Tritium Production and Confinement in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*片山 一成[1]，松浦 秀明[2]，大塚 哲平[3]，深田 智[1]，後藤 実[4]，中川 繁昭[4]
[1]九大院総理工，[2]九大院工，[3]近大理工，[4]原子力機構

1. 緒言

DT 核融合炉の開発において、初期装荷トリチウム燃料の確保は重要な課題である。近年、高温ガス炉を利用したトリチウム生産手法が松浦らにより提案され、その有効性が示されている[1]。しかしながらその実現に向けては、炉心に装荷するリチウム化合物近傍にトリチウムを閉じ込める技術の確立が不可欠である。本研究では、トリチウム透過抑制効果が高いとされるアルミナ(Al_2O_3)と熱分解炭素(PyC)に注目し、これらの材料で Li 化合物を被覆した際のトリチウム透過挙動について検討を進めている。本報告では、これまでに実施した Al_2O_3 管と PyC 被覆グラファイト管での水素透過実験の結果[2,3]と、実験で得られたデータを用いたトリチウム透過量評価結果について述べる。加えて、今後の展開を示す。

2. 実験内容と結果

流通式二重管型水素透過装置を用いて Al_2O_3 管(パスカル製、長さ 400mm、厚み約 0.65mm)及び PyC 被覆グラファイト管(東洋炭素製、長さ 400mm、被覆厚み 40μm)での水素透過実験を行った。試料管は電気炉で加熱し、管中央での設定温度範囲は 700℃~800℃とした。管内側入口水素圧力は Al_2O_3 について 10^4~10^5Pa、PyC について 10^2~10^3Pa とした。管外側にアルゴンガスを流通させ、透過した水素をガスクロマトグラフ(島津製 TRACERA)で測定した。管に生じるガス流れ方向の温度分布・水素分圧分布を考慮した数値計算によるフィッティングによって拡散係数及び溶解度を求めた。定常状態での水素透過量は、Al_2O_3 については水素分圧の 0.5 乗、PyC については水素分圧の 1 乗に比例することがわかった。また、同条件下での水素透過量は、Al_2O_3 よりも PyC の方が大きいものの、拡散係数は PyC よりも Al_2O_3 の方が大きいことがわかった。

3. トリチウム透過量評価

現在検討中の 2 種類のトリチウム閉じ込め構造を図 1 に示す。直径 1mm 程度の Li 化合物粒子を多層セラミック被覆する手法と、直径 20mm 程度の円筒状 Li 化合物を比較的厚いセラミック層で囲む手法を提案している。具体的なトリチウム透過評価例を図 2 に示す。(1)直径 1mm の Li 化合物粒子に 0.5mm 厚の低密度被覆(空隙率 0.5)を施し、更に 0.1mm 厚の PyC 被覆を施す。総粒子数は 10^9 個とした。(2)内径 16mm、外径 24mm、長さ 950mm の円筒状 Li 化合物の外側を 10mm 厚の Al_2O_3 層で覆う。総ロッド数は 2200 本とした。どちらの体系についても Li 装荷量が 130kg となるように数量を定めた。トリチウム生産速度 600g/360day 一定でセラミック被覆内一様にトリチウム分圧が上昇するとして、セラミック層における一次元拡散方程式を数値的に解き、トリチウム透過量を評価した。ここでは同位体効果は考慮せず、ロッド上下面からの透過量は計算に含めていない。どちらの手法においても 500℃では、年間トリチウム透過量を、生産量の 1%以下(6g 以下)に抑制できることが示された。

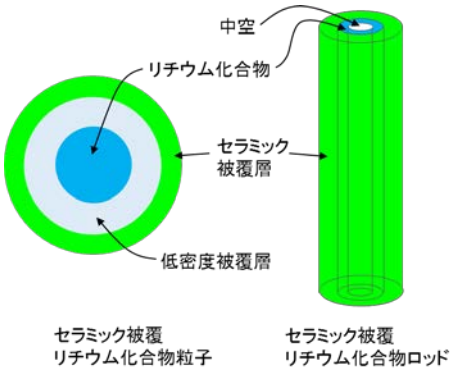


図 1 トリチウム閉じ込め構造

4. まとめと今後の展開

PyC 及び Al_2O_3 の特性に応じた閉じ込め手法を想定し、トリチウム透過量を評価したところ、500℃では透過量を生産量の 1%以下に抑制できる見通しが得られた。今後は、より高い閉じ込め性能を目指して、セラミック被覆内に水素吸蔵金属を装荷する手法の検討を進める。

[1] H. Matsuura, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **143** (2012) 95.
[2] K. Katayama, et al., *Fusion Sci. Eng.*, **68** (2015) 662.
[3] Ushida et al., ICFRM-17, Aachen, Oct.11-16, (2015).

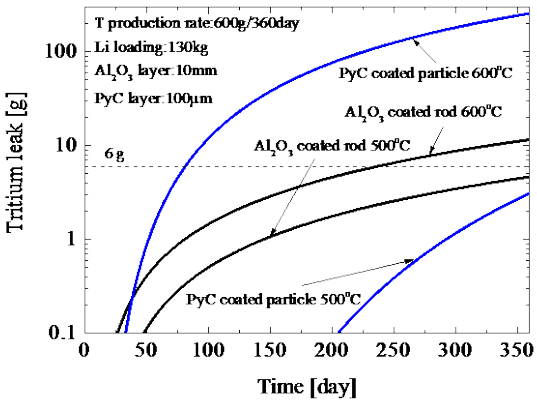


図 2 トリチウム透過量予測計算

* Kazunari Katayama[1], Hideaki Matsuura[1], Teppei Otsuka[2], Satoshi Fukada[1], Minoru Goto[3], Shigeaki Nakagawa[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]JAEA

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

（3）トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計

(3) Nuclear and Thermal Design of the High-Temperature Gas-Cooled Reactor for Tritium Production and Power Generation

*後藤 実[1]，中川 繁昭[1]，松浦 秀明[2]，片山 一成[2]
[1]原子力機構，[2]九州大学

1. 緒言

高温ガス炉にリチウム化合物を装荷して $^{6}Li(n,\alpha)T$ 反応を用いるトリチウム製造は、高温ガス炉の本来の目的であるエネルギー生産と両立して行う。本報では、それを可能とするリチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性について述べる。

2. 高温ガス炉の概要

燃料には直径約 1mm の被覆燃料粒子が用いられ、炉心は燃料棒が装荷された黒鉛製ブロック（燃料ブロック）の積層構造である（図 1）。原子炉出口冷却材温度は 750°C～950°C で、この高温による高効率発電及び水素製造等への熱利用が高温ガス炉の大きな特長の 1 つである。また、全電源を喪失しても、特段の設備に頼ることなく物理現象によって原子炉が静定し、極めて安全性が高いことも大きな特長である。

わが国は熱出力 30MW の高温ガス炉（High Temperature engineering Test Reactor : HTTR [1], 原子力機構大洗に設置）を有している。HTTR は 2010 年に原子炉出口冷却材温度 950°C の 50 日間連続運転に成功し、長期にわたって安定に運転ができることを実証した。

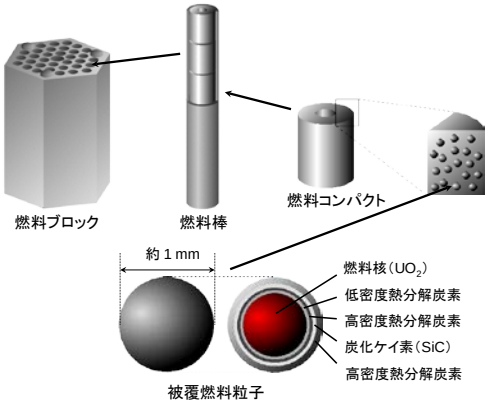


図 1　高温ガス炉の燃料の構成

3. 核熱設計

リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計は、原子力機構が設計研究を行った熱出力 50MW の高温ガス炉 HTR50S [2]をベースにして行った。エネルギー生産炉としての経済性の観点から燃焼期間は 1 年以上、燃料破損防止の観点から燃料最高温度は HTTR の制限値と同じ 1495°C、原子炉の安全性の観点から炉停止余裕は 1%Δk/k 以上及び反応度温度係数は負であることを核熱設計の成立条件に設定した。各燃料ブロックのダウエルピンの下に可燃性毒物として装荷する B_4C の代わりに $LiAlO_2$ を装荷することとし（図 2）、核熱設計が成立するように装荷方法を調整した。炉心燃焼計算による核特性値及び燃料温度の計算結果は、表 1 に示すように設定した成立条件を満たすことから、リチウム装荷高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。なお、トリチウムの製造量の計算結果は 50 g/year となった。

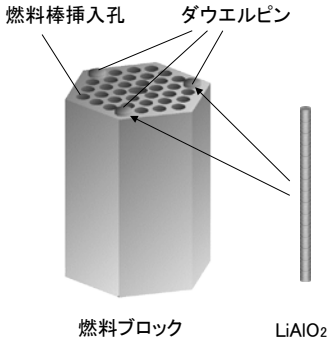


図 2　$LiAlO_2$ の装荷

表 1　計算結果

項目	成立条件	計算値
運転期間	≥1 year	1 year
炉停止余裕	≥1%Δk/k	>15%Δk/k
反応度温度係数	< 0%Δk/k/°C	< −0.06%Δk/k/°C
燃料最高温度	≤1495°C	1473°C

4. 結言

トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計の成立性を確認した。今後は、高温ガス炉を用いたトリチウム製造技術の確立に向け、製造したトリチウムの閉じ込め性能の向上や照射試験の実施等について検討を進めていく。

参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332, 1994.　[2] 後藤実　他、JAEA-Technology 2012-017 (2012).

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

*Minoru Goto[1] , Shigeaki Nakagawa[1], Hideaki Matsuura[2] and Kazunari Katayama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University

核融合工学部会セッション「高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開」

（4）高温ガス炉 HTTR の照射設備

(4) Irradiation Facility of High Temperature engineering Test Reactor

*島崎洋祐[1] 石塚悦男[1] 後藤実[1] 中川繁昭[1] 高田昌二[1]
[1]原子力機構

1. 目的

初期核融合炉の起動用のトリチウム調達手法として、高温ガス炉を用いる方法が提案されている[1)]。高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）では、キャプセルに封入したリチウム化合物を照射して行うトリチウム生成回収試験に係る検討を実施してきた。そこで、HTTR を使用した国産のトリチウム生成の実証試験に向けて、現状提案されている照射試験に係る事項の整理及び照射試験に対する課題を明らかにすることを目的とする。

2. HTTR 及びトリチウム生成回収試験用の実験設備

2.1 HTTR の概要

HTTR は原子炉熱出力 30MW、最高原子炉出口冷却材温度 950℃の性能を有し、高温の冷却材を利用した水素製造技術の研究開発及び高温ガス炉固有の安全性実証等を目的に建設された国内唯一の高温ガス炉である。

2.2 トリチウム生成回収試験に係る現状の提案と課題

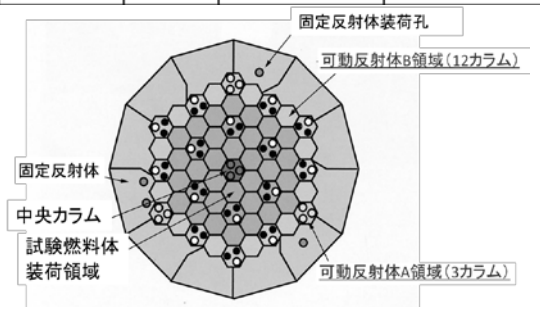
トリチウム生成回収試験を実施するための実験設備は、照射キャプセル、照射物挿入ブロック、スイープ管等により構成される。なお、これまでに製作はしていない。照射キャプセルは、第 1 図に示す可動反射体 A 領域及び B 領域に装荷することができる。A 領域は照射用スタンドパイプの下に位置しており、トリチウムの連続回収を可能としている。第 2 図に連続回収時のキャプセル概念図を示す。キャプセルには、セラミクスで被覆されたリチウム化合物の微小球が装荷されており、生成されたトリチウムはスイープ管を通り炉外装置に導かれグローブボックス内で回収する。一方で、B 領域は、バッチ回収用の照射キャプセルを装荷し、セル内等で回収作業を行う。

なお、試験時の照射するリチウム化合物について形状の制限はなく、現状提案されている、リチウム微小球を照射する方法[1)] 及びリチウムロッドを照射する方法[2)] の両方に対応できる。

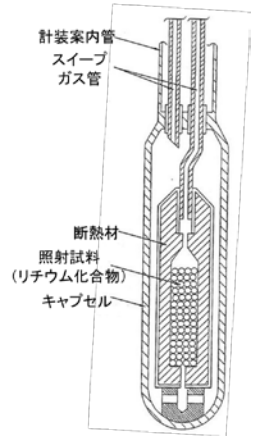
HTTR の照射環境及び制限等を第 1 表に示す。今後に向けた代表的な課題として以下が挙げられる。①効率的なトリチウム生成及び回収の達成を可能とするキャプセルの設計に用いるための温度及び中性子束の詳細な炉内マップの整備。②高温ガス炉特有の環境におけるキャプセル取扱技術の確立。

第 1 表　照射キャプセルの照射環境及び制限等

温度	中性子束	回収方法	主な照射設備	トリチウム生成量
400~800℃	最大 7×10^{17}n/m^{2}s	連続	炉内キャプセル＋炉外スイープ管	0.3g / 年以下
		バッチ	炉内キャプセル	0.6g / 年以下



第 1 図　炉心の水平断面図



第 2 図　キャプセルの概念図
（連続回収時）

3. 結論

HTTR でのトリチウム生成の実証試験に向けて、これまでの提案と課題を整理し、詳細な炉内マップの整備、高温ガス炉特有の環境に適応したキャプセル取扱技術の確立等が必要なことを明らかにした。今後も、初期核融合炉の起動用のトリチウム調達に資するため、HTTR を用いたトリチウム生成の実証試験に向けて検討を進めていく。

4. 謝辞

本研究は、JSPS 科研費 26420860 の助成を受けたものです。

1) H. Matsuura, et al., “Performance of high temperature gas cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors,” Nuclear Engineering and Design, 243 (2012).
2) H. Nakaya, et al., “Study on method for loading a Li compound to produce tritium using high-temperature gas-cooled reactor,” Nuclear Engineering and Design, 292 (2015).

*Yosuke Shimazaki[1], Etsuo Ishitsuka[1], Minoru Goto[1] Shigeaki Nakagawa[1] and Shoji Takada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

(Wed. Sep 7, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M)

[PL1M05] Discussion

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B01-06] Fuel Cladding 1

Chair: Kan Sakamoto (NFD)

Wed. Sep 7, 2016 10:20 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B01] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Kato Osamu[2], Tateishi Tsuyoshi[3] (1.rwmc, 2.Kobelco, 3.Kobelco research institute)

10:20 AM - 10:35 AM

[1B02] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Yoko Ikeda[1], Teppei Otsuka[2], Tomofumi Sakuragi[3], Satoshi Yoshida[3] (1.Nippon Steel &Sumikin Technology, 2.Kindai Univ., 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:35 AM - 10:50 AM

[1B03] Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Tomofumi Sakuragi[5], Satoshi Yoshida[5] (1.Kindai Univ., 2.Kyushu Univ., 3.Kobelco, 4.Kobelco research Inst., 5.RWMC)

10:50 AM - 11:05 AM

[1B04] Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*takaya moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu University, 2.Kindai University, 3.KOBE STEEL, LTD, 4.KOBELCO RESEARCH INSTITUTE. INC)

11:05 AM - 11:20 AM

[1B05] Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Masato Honma[2], Eri Yanagiya[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, Muroran Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[1B06] Microstructure and Mechanical Properties of Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*Atsuki Yoshihara[1], Yuuki Asakura[2], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Susta inability Initiative for Energy System/Materials)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
（1）腐食速度

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(1) Corrosion rate

*桜木 智史[1]，吉田 誠司[1]，加藤 修[2]，建石 剛[3]

[1]原環センター，[2]神戸製鋼所，[3]コベルコ科研

地層処分後の燃料被覆管の腐食挙動を評価するため、処分環境を模擬した溶液中でジルコニウム合金の腐食によって生成する水素量を水素ガスおよび吸収量あわせて測定した。生成水素量は時間とともに放物線則で減少し、腐食速度に換算すると、処分の安全評価で使われている腐食速度 0.02 μm/y よりも十分小さいことが分かった。

キーワード：ジルカロイ、腐食、地層処分

1. 緒言

使用済みの燃料を再処理した際に発生する被覆管等の金属残さは地層処分される予定である。これらの放射化金属廃棄物に含まれる核種（炭素 14 等）は、金属の腐食にともなって地質環境中に放出されると考えられており、これまでの安全評価ではジルカロイの腐食速度として 0.02 μm/y（被覆管からの核種放出期間として 11,400 年）が使われている[1]。そこで、処分環境として想定される複数の条件下において、腐食反応で生成する水素量を吸収量も含めて測定し、現実的なジルカロイの腐食速度を評価した。

2. 実験

ジルコニウムおよびジルカロイを所定のサイズ・厚さに加工し、水素濃度 10 ppm 程度となるよう真空焼鈍処理した。ガラスアンプル中で地層処分の環境を模擬した溶液と所定温度にて接触させた。所定の時間経過後、生成した水素ガスおよびジルカロイ中の水素吸収量を測定し、$Zr + 2H_2O = ZrO_2 + 4H$ の反応を仮定することで腐食速度および水素吸収率を求めた。

3. 結果

図に結果を示す。腐食速度は経時的に低下し数年後には極めて遅くなる。材料や溶液組成によって若干の差異が見られ、また、温度依存性があるが、処分施設は設計上 80℃以下となるため、長期的にも現在の設定値（0.02 μm/y）を十分下回ると評価できる。一方で、低温での腐食機構や核種放出との相関といった課題が残っている。

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

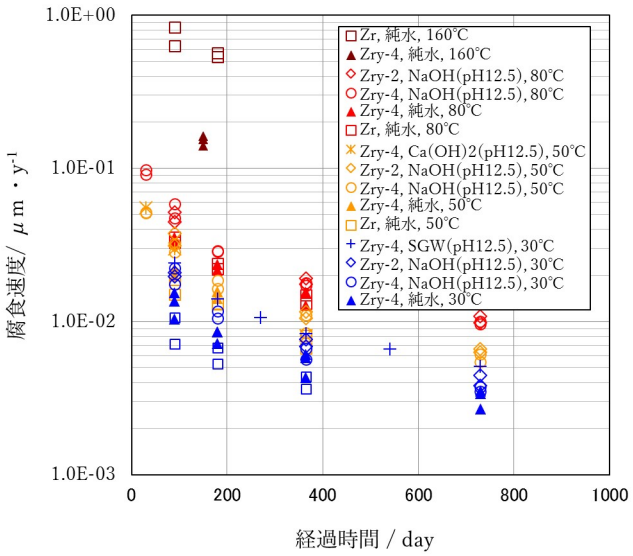


図　水素測定で得られたジルカロイの腐食速度

参考文献

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

---

*Tomofumi Sakuragi[1], Satoshi Yoshida[1], Osamu Kato[2] and Tsuyoshi Tateishi[3]

[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Kobe Steel, Ltd., [3]Kobelco Research Institute, Inc.

処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
（2）酸化膜の性状評価

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(2) Property evaluation of Zircaloy oxide

*池田 陽子[1]，大塚 哲平[2]，桜木 智史[3]，吉田 誠司[3]

[1]日鉄住金テクノロジー，[2]近畿大学，[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

ジルカロイ 4 の酸化膜性状に対する腐食温度の影響を調べるために、180℃～270℃純水中腐食試験で生成された酸化膜の結晶構造について、放射光 X 線回折を用いて評価、比較した。

キーワード：ジルカロイ、腐食、酸化膜、放射光

1. 緒言

地層処分環境下（低温、30℃～80℃）におけるジルカロイの腐食挙動評価の信頼性を高めることを目的として、高温（300℃前後）における腐食知見の低温への適応性が検討されており、腐食により形成される酸化膜特性評価が重要となっている。酸化膜性状に対しては、腐食温度や過程、酸化膜の厚さが影響する可能性があり、今回は生成する温度の影響に着目し、異なる温度条件でジルカロイ 4 に一定厚さの酸化膜を生成させ、放射光 X 線回折に供した。

2. 試験

(1) 試料：ジルカロイ 4 (0.9mmT×15mmW×45mmL)

(2) 腐食試験：試料表面に厚さ約 100nm～150nm 程度の酸化膜を生成させることを目的とし、180℃，210℃，240℃，270℃純水中で腐食試験を実施した。腐食時間は Hillner の高温腐食式[1]より算出した。腐食試験後、腐食増量 15mg/dm^2=酸化膜厚さ 1μm[2]として酸化膜厚さを求めた。

(3)放射光 X 線回折(XRD)：酸化膜の結晶構造の同定には、佐賀県立九州シンクロトロン光研究センターのビームライン(BL15)と薄膜 X 線回折装置を用いた。

3. 結果

180℃および 270℃で形成した厚さ約 150nm の酸化膜の XRD 測定結果を図 1､図 2 に示す｡図中の白四角(□)は正方晶 ZrO_2(m-ZrO_2)、黒三角(▲)は単斜晶 ZrO_2(t-ZrO_2)のピーク位置を示している。正方晶と単斜晶のピーク比から、腐食温度が高くなるにつれて酸化膜中の正方晶 ZrO_2 の占める割合が少なくなることが示され、ジルカロイ酸化膜の結晶構造の変化は、必ずしも酸化膜厚さだけでなく、腐食温度の影響を受ける可能性が示唆された。

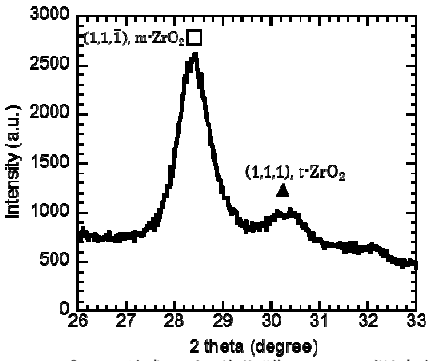


図 1　180℃で形成した酸化膜の XRD 測定結果

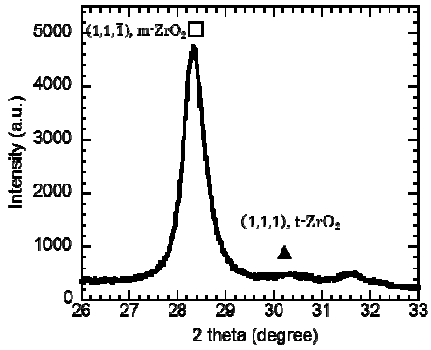


図 2　270℃で形成した酸化膜の XRD 測定結果

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] E. Hillner, ASTM STP 633 (1977) 211-235

[2] D. D. Lanning, A. B. Johnson, D. J. Trimble and S. M. Boyd, ASTM STP 1032 (1989) 3-19

---

*Yoko Ikeda[1], Teppei Otsuka[2], Tomofumi Sakuragi[3], and Satoshi Yoshida[3]

[1] Nippon Steel & Sumikin Technology, [2] Kindai Univ, [3] Radioactive Waste Management Funding and Research Center.

処分環境下におけるジルカロイの腐食挙動
（3）諸要因の検討

Corrosion behaviors of Zircaloy in underground waste disposal conditions

(3) Factors influencing corrosion behaviors of Zircaloy

*大塚哲平[1]、橋爪健一[2]、加藤修[3]、建石剛[4]、吉田誠司[5]、桜木智史[5]

[1]近大，[2]九大・総理工，[3]神鋼，[4]コベルコ科研，[5]原環センター

室温近傍におけるジルカロイ-4 の腐食挙動に及ぼす水素化の影響は小さいことがわかった。また、予め表面酸化膜が存在すると、ジルカロイ-4 の腐食または水素の取り込みが抑制されることが示唆された。

キーワード：トリチウム，ジルカロイ，酸化物，水素化物，腐食，水素吸収

1. 緒言　地層処分されるジルコニウム（Zr）合金は、表面には酸化膜が存在し、内部には酸素および水素が溶解している。このような材料側の諸因子が Zr 合金の腐食挙動に及ぼす影響を明らかにするために、本研究ではトリチウムトレーサー技術を応用し、腐食により気相中に発生した水素および合金母材中に吸収された水素を定量評価した。

2. 実験方法　試料として、薄板状（0.1 mm 厚さ）のジルカロイ-4（受入材）、水素を吸収させたもの（水素化材、濃度 500 wt-ppm）、および、予め 1.2 μm 厚さの酸化膜を形成させたもの（酸化材）を用いた。ガラスアンプル中において、受入材および水素化材をトリチウム（T）を含んだ純水（pH=7, T/H=5.4x10^{-7}）に浸漬した後、気相を窒素ガスに置換してからアンプルを封じ切った。つぎにアンプルを 303 K の恒温槽中で保持することにより、4～20 ヶ月かけて腐食試験を実施した。純水中腐食試験後、気相中の T および母材中に吸収された T を水状にして捕集し、液体シンチレーション計測（LSC）法により定量した[1]。また、酸化材については、純水中腐食試験と同様に、受入材および酸化材を NaOH 水溶液（pH=12.5, T/H=7.8x10^{-8}）中に浸漬し、1～8 ヶ月間の腐食試験を実施した。腐食試験後、各材を真空中で 873 K で加熱し、表面に吸着した T を除去した。つぎに、1073 K で加熱し、放出されてきた T を水状にして捕集し、LSC 法で定量した。純水および NaOH 水溶液中のトリチウム濃度（T/H 比）が気相および母材中で保たれているとして、水素量を算出した。

3. 結果および考察　図 1 に(a) 純水中腐食試験および(b) NaOH 水溶液中腐食試験後の気相中水素発生速度および母材の水素吸収速度を示す。純水中において、受入材の腐食に伴う気相中水素発生速度は水素化材と同程度であった。一方、水素吸収速度は水素化材のほうが受入材よりもやや大きかった。これは水素化材の腐食速度が受入材よりもやや大きいか、または T の水素化材への吸収が同位体交換反応により促進されたためと考えられる。NaOH 水溶液中では、受入材に比べ、酸化材の水素吸収速度は 1/10 程度であることがわかった。また、受入材において純水中よりも NaOH 水溶液中の腐食に伴う水素吸収速度が 2 倍程度に大きいことが示唆された。今後は、純水中およびアルカリ性水溶液中の酸化材・水素化材の腐食挙動に及ぼす腐食温度依存性を調査する予定である。

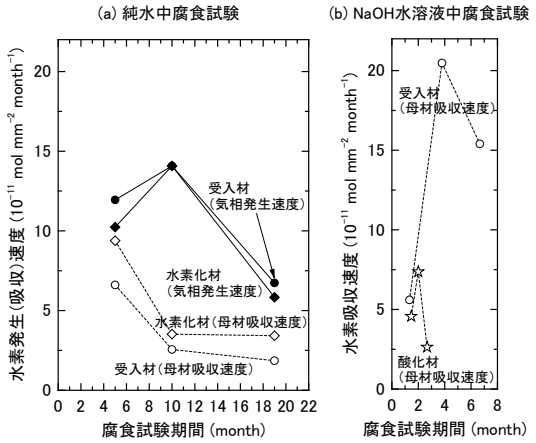


図 1　(a) 純水中腐食試験および(b) NaOH 水溶液中腐食試験後の気相への水素発生速度および母材の水素吸収速度

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] 2013 年日本原子力学会　秋の大会 O30（八戸工大）

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Osamu Kato[3], Tsuyoshi Tateishi[4], Satoshi Yoshida[5] and Tomofumi Sakuragi[5]

[1]Kindai Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Kobelco, [4]Kobelco Research Inst., [5]RWMC

酸素溶解ジルコニウム中のトリチウム拡散

Tritium diffusion in oxygen-dissolved zirconium

*森玉 貴也[1]，橋爪 健一[1]，大塚 哲平[2]，加藤 修[3]，建石 剛[4]

[1]九州大学，[2]近大，[3]神鋼，[4]コベルコ科研

ジルコニウム(Zr)に高濃度で溶解している酸素が、Zr 中の水素拡散挙動に及ぼす影響をトリチウムトレーサー技術によって調べた。10%酸素溶解 Zr の水素拡散係数は、純 Zr より大きくなる傾向が見られた。

キーワード：Zr、水素、溶解酸素、トリチウム、拡散係数

1. 緒言

軽水炉の燃料被覆管として用いられるジルカロイは、冷却水と被覆管の反応により表面には酸化膜(ZrO_2)が形成し、その下部には、酸素が高濃度に溶解した領域が存在していることが知られている。また、被覆管の酸化反応時に生成する水素の一部は、被覆管内へ溶解し、被覆管寿命に影響を及ぼすことも知られている。しかしながら、酸素が溶解しているジルコニウム中の水素拡散係数のデータは十分に得られていない。本研究では、酸素溶解 Zr 試料を作製し、トリチウムイメージングプレート（TIP）法を用いて、試料内の水素深さ分布の測定から溶解酸素の Zr 中の水素拡散挙動に及ぼす影響を調べた。

2. 実験

試料として、純 Zr および Zr に酸素を 5～28.2%溶解させたもの（Zr と ZrO_2 を混合し、HIP 法により作製）を用いた。試料は約 5mm 角とした。酸素溶解試料については、X 線回折法により酸素が溶解していることを確認した。試料へのトリチウムの注入は DC グロー放電（400V、水素圧 0.60torr）を用いて、室温および 200℃で所定の時間トリチウム注入実験を行い、トリチウムガスを回収した後、試料を取り出した。室温注入では、試料取出し後、300℃で加熱を行い、トリチウムを試料内部へと拡散させた。その後、試料の注入面を半分に切断し、切断面をイメージングプレート（FUJI FILM TR2025）に密着させ所定の時間暗所で露光し、それを IP リーダー（FUJI FILM BAS2500）にかけてトリチウム濃度分布を測定した。

3. 結果

作製試料の密度はアルキメデス法により理論密度に近い値となった。図 1 に Zr 中の軽水素の拡散係数の文献値[(2-4)]と実験結果の比較を示す。300℃における純 Zr の実験結果は文献値に近いものであった。酸素が 10%溶解している Zr では純 Zr よりもトリチウム拡散係数は大きくなる傾向にあったが、過去の純 Zr の報告値の範囲内であった。今後さらにデータを集積し、発表では溶解酸素の水素拡散への影響を議論したい。

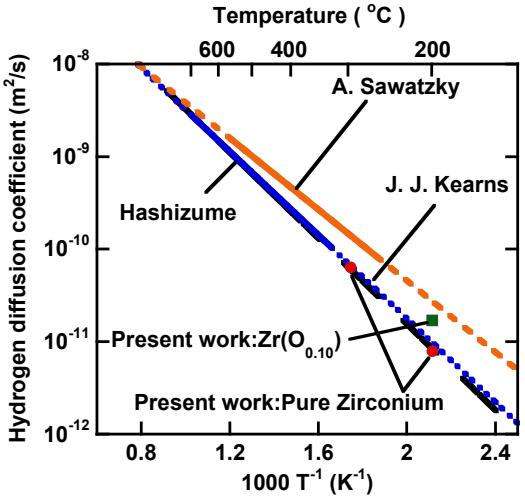


図 1　Zr 中の水素拡散係数

参考文献

[1] K.Hashizume, *et al.*: *J. Nucl. Sci. Technol.,* 31 (1994) 1298.

[2] J. J. Kearns, *et al.*: *J. Nucl. Mater.,* 43 (1972) 330.

[3] A. Sawatzky, *et al.*:*J. Nucl. Mate.r.,* 2 (1960) 65.

*Takaya Moritama[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2],Osamu Kato[3] and Tsuyoshi Tateishi[4]

[1]Kyushu Univ., [2]Kindai Univ., [3]Kobe Steel Ltd., [4]Kobelco Research Ins.

高温高圧水中における NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量の影響

Effects of Dissolved Oxygen on Corrosion Behavior of NITE-SiC/SiC Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*中里 直史[1]，朴 峻秀[2]，本間 将人[2]，柳谷 絵里[2]，岸本 弘立[1]，香山 晃[2]
[1]室蘭工業大学、[2]室蘭工業大学 OASIS

本研究では溶存酸素量をパラメータとした動的な高温高圧水浸漬試験から、高温高圧水中における NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量の影響について報告する。

キーワード：燃料被覆管，SiC/SiC 複合材料，NITE 法，腐食挙動，水化学挙動

1. 緒言

SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管を用いた燃料ピン概念は軽水炉の安全性を向上させる革新的な技術の 1 つである。室蘭工業大学では構造用複合材料製造技術の 1 つである NITE 法を用いた SiC/SiC 燃料被覆管の実用化に向けた製造基盤技術研究を推進している。NITE-SiC/SiC 被覆管はハルデン原子炉の炉内装荷基準である高い気密性を満足させ、ハルデン原子炉において炉水内・中性子照射試験を成功させた。ハルデン原子炉での数種類の水化学条件における照射試験から、水化学条件が及ぼす NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動データが得られているが、より多くの水化学条件下での材料挙動データの蓄積は必要である。本研究では溶存酸素量をパラメータとした炉外での動的な高温高圧水浸漬試験から、NITE-SiC/SiC 被覆管の材料挙動に及ぼす溶存酸素量（DO）の影響評価を目的とする。

2. 実験方法

非照射下における高温高圧水中の腐食試験の供試材は、外径 12 mm/内径 10mm 長さ 100-200 mm の NITE 法により作製した SiC/SiC 被覆管である。高温高圧水浸漬試験は室蘭工業大学の高温高圧水環境下材料試験を用い、温度：288℃、圧力：8.2 MPa、流量：15 L/h、溶存損酸素量：10-1000 ppb、試験時間：<720 h にて実施した。試験後の評価として、重量測定、光学顕微鏡及び SEM による微細組織観察、ICP 発光分析による試験中にサンプリングした環境水の水化学評価を行った。

3. 結果

本試験装置では試験中の試料室内の温度、圧力、流量に加え、試料室を流れる環境水の入口側と出口側の DO 及び電気伝導度データをオンラインで得られる。また試験中における環境水の取得も可能であるため、各計測データと試験水中の溶出元素の化学分析を組み合わせることで、試験中においても材料挙動が把握できる可能性がある。本研究では水質解析を用いた材料挙動評価技術の確立も目指している。図 1 に浸漬試験時の温度、試験水の入口側と出口側の電気伝導度データを示す。本試験は溶存酸素量 250 ppb で試験した、試験開始から 30 h までの結果である。入口側の電気伝導度は昇温から保持まで一定で推移している。一方、出口側では昇温開始と共に電気伝導度が増加していき、最高温度到達付近でピークを示し、その後は緩やかに減少していく。この挙動は昇温に伴う試料からの溶出を捉えていると考えられる。発表では環境水の化学分析結果との解析も含め、溶存酸素量が及ぼす材料挙動への影響について報告する。

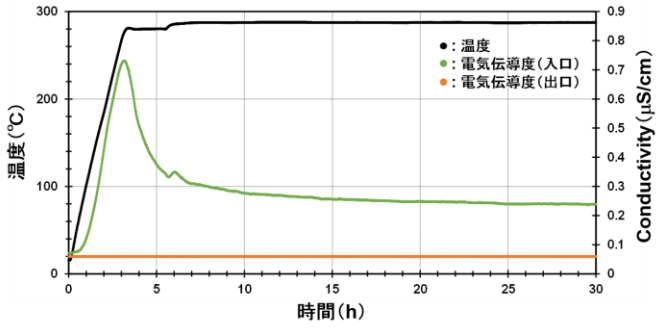


図 1　高温高圧水浸漬試験中の温度・電気伝導度データ

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Masato Honma[2], Eri Yanagiya[2], Hirotatsu Kishimoto[1] and Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

NITE-SiC/SiC 複合材料のロウ付け接合界面部の微細組織と強度特性

Microstructure and Mechanical Properties of
Bonding Interface of NITE-SiC/SiC Composite by Brazing

*吉原　厚樹[1]，朝倉　勇貴[2]，中里　直史[1]，朴　峻秀[2]，岸本　弘立[1]，香山　晃[2]
[1]室蘭工業大学，[2]室蘭工業大学 環境・エネルギーシステム材料研究機構（OASIS）

室蘭工業大学では軽水炉用の SiC/SiC 燃料被覆管の研究開発を推進しているが、端栓封止技術を始めとする接合技術は実用化への鍵を握る技術の一つである。加圧を必要としないロウ付け法での接合は SiC 材料同士の接合や金属との接合において必要性が高く、本研究ではロウ付け法で接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の微細組織と強度特性について議論する。

キーワード：NITE 法，SiC/SiC 複合材料，ロウ付け

1.諸言

室蘭工業大学では SiC/SiC 複合材料製燃料被覆管の実用化に向けた研究開発を推進している。被覆管製造においては端栓封止のための接合技術は必要とされ、また研究開発における原子炉照射実験でも金属材料との接合技術が必要とされる。軽水炉用の被覆管の接合法には強度が要求されるだけでなく、ガス気密性や炉水中での耐食性など軽水炉環境特有の性能が要求され、これに基づいた接合法研究が必要とされる。ロウ付け接合法は加圧を必要とせず接合温度の選択肢が広いため、実用化研究における接合法や将来の端栓封止技術として期待は大きい。ロウ付け法は熱の影響も少なく、素材と条件次第では強度と気密性が確保できる接合法であるが、一般にセラミックは濡れ性に乏しく、基礎的段階から研究を開始する必要がある。本研究ではロウ付け技術確立の当初目標として、NITE-SiC/SiC 燃料被覆管の軽水炉内実験に適したロウ付け接合技術の確立を目的としている。活性金属である Ti を含んだロウ材を選定し、濡れ性評価と NITE-SiC/SiC 同士を接合した界面部の微細組織と強度特性について議論する。

2.実験

供試材には NITE-SiC/SiC 板材を用い、ロウ材には 37.5Ti-37.5Zr-25Cu、25Ti-25Zr-50Cu、50Ti-50Cu、27Ti-73Cu の 4 種類の粉末を用いた。NITE-SiC/SiC 板材表面に各種ロウ材を塗布し真空中で溶融・凝固させ、レーザー顕微鏡によりロウ材の接触角を測定して濡れ性の評価を行った。これらのロウ材を用いて保持温度～1300℃、保持時間 10 分、雰囲気真空中の条件で、SiC/SiC 板材同士の接合材を作製し、SEM による微細組織観察、EDS による元素分析、カンチレバーせん断試験による強度特性評価を行った。

3.結果

本稿では 37.5Ti-37.5Zr-25Cu をロウ材として用いた結果について示す。ロウ材を用いた NITE-SiC/SiC 板材の表面粗さと濡れ性の関係評価では、平均表面粗さ 2.2 μｍでは70°、平均表面粗さ3.6μｍでは110°となり、表面粗さが小さいほど接触角は小さくなる事が認められた。図 1 にロウ付け法で接合した NITE-SiC/SiC 複合材料の界面部の SEM による反射電子像を示す。接合界面部にクラックや空隙は観察されずロウ付けが可能であることが示された。SiC/SiC 複合材料中にロウ材成分が拡散し、またロウ材のコントラストからロウ材が複数の相から形成されていることが示唆される。当日は接合界面部の詳細な微細組織構造と元素分析結果、せん断試験による接合界面の強度特性評価について報告する。

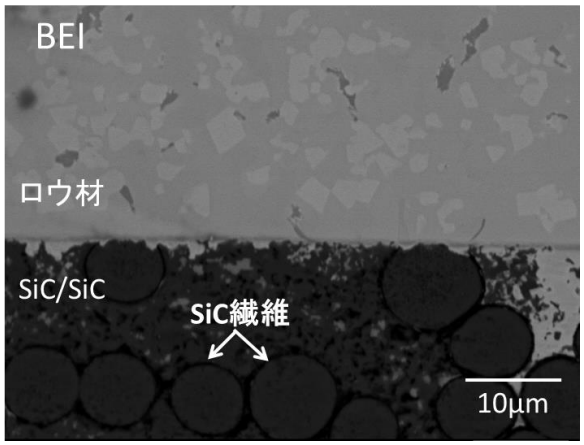


図 1 ロウ材と SiC/SiC の界面部の反射電子像

*Atsuki Yoshihara[1],Yuuki Asakura[2],Naofumi Nakazato[1],Joon-Soo Park[2],Hirotatsu Kishimoto[1],Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology,[2]OASIS

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B07-14] Fuel Cladding 2

Chair: Katsuhiko Fujii (INSS)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:55 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B07] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[5] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.JAEA, 6.Hitachi GE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B08] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaidou Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B09] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.GNF-J, 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.Kyoto Univ., 5.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5] (1.Hokkaido University, 2.NFD, 3.Kyoto University, 4.GNF-J, 5.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Otsuka[5], Shinichiro Yamashita[6] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ., 4.GNF-J, 5.Kyushu Univ., 6.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[1B12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Akihiko Kimura[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Shinichiro Yamashita[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.Kyoto Univ., 2.NFD, 3.Hokkaido Univ., 4.JAEA, 5.GNF-J)

4:00 PM - 4:15 PM

[1B13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5] (1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.GNF-J)

4:15 PM - 4:30 PM

[1B14] Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation

*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (1) 全体概要

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(1) Overview of project

*坂本　寛[1]，平井　睦[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，近藤貴夫[5]、山下真一郎[6]

[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]GNF-J，[5]日立 GE，[6]JAEA

事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷を目標に H27 年度より研究開発を実施している。本発表では平成 27 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼

1. 緒言

軽水炉の安全性向上に資するため、事故耐性を高めた新型燃料部材について、国内外での技術開発成果及び新たに取得する知見を基に、既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するために必要となる技術基盤の整備が経済産業省の技術基盤整備事業(備考)において実施されている。本シリーズ発表では、改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発について、その実施成果を紹介する。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

現行の 9×9 燃料(A 型)の Zry 部材を FeCrAl-ODS 鋼等に置換した場合を想定し、炉心設計・プラントの運転、事故及び過酷事故時の事故進展、燃料ふるまい解析手法、燃料の輸送・貯蔵方法を対象とし、影響評価を行った。炉心設計・プラントの運転、燃料ふるまい解析では、燃料被覆管を FeCrAl-ODS 鋼とした場合、被覆管肉厚を約半分にすることで炉心の成立性、設計成立性が確保されることが確認された。事故及び過酷事故時では、水素発生量低減効果と注水による燃料破損防止ポテンシャルが確認された。

2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

開発課題マップにより解析・評価に必要と識別された材料物性データ（高温水中腐食特性、高温水蒸気酸化特性、トリチウム透過特性、機械的特性、照射特性）の取得準備と拡充を進めた。試験材の製作及びキャラクタリゼーションを行い、材料物性データを取得した結果、優れた高温水蒸気酸化耐性、高い強度が認められた。また、今後必要となる接合技術に関する調査も行い、既存接合技術（電子ビーム溶接）で十分な接合強度が得られることも確認された。

2-3. 技術成熟度の整理

技術成熟度(TRL： Technology Readiness Level)を指標として、技術分野毎に成熟度を整理した結果、概ね TRL-3（工学化の開発課題と開発目標の明確化、工学的に実用化が達成可能な範囲）～TRL-4（プロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータの確立）の段階にあり、短中期的に TRL-4 達成を目指すべき新型燃料部材であると整理された。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

* Kan Sakamoto[1], Mutsumi Hirai[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Takao Kondo[5], Shinichiro Yamashita[6], [1]NFD, [2]Hokkaido-Univ., [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]Hitachi GE, [6]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
（2）燃料断面核特性・炉心特性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
(2) Lattice and whole core evaluation

*高野 渉[1]，後藤 大輔[1]，草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，
鵜飼 重治[3]，木村 晃彦[4]，山下 真一郎[5]
[1]GNF-J，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]京都大学，[5]JAEA

BWR への装荷を目標として、事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を実施している。改良ステンレス鋼を使用した場合の核・熱的特性の解析を行い、その成立性を確認した。
キーワード：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，フェライト鋼，核・熱的特性

1. 緒言

事故時に代表されるような高温下において、現在使用されている Zry は水との酸化反応により発熱し、水素が発生するなど、燃料の健全性確保が課題となっている。Zry に代わる材料の一つとして、FeCrAl-ODS 鋼や炭化ケイ素(SiC)が挙げられる。FeCrAl-ODS 鋼はその実現性が見込まれる一方、中性子の吸収断面積が大きく反応度の低下が懸念されている。そこで FeCrAl-ODS 鋼を適用し、燃料断面、炉心体系での特性評価を実施した。

2. 評価条件

本発表では、今後我が国の BWR の主流になると考えられる ABWR を対象プラントとした。ABWR の定格熱出力は 3926 MW、燃料体数は 872 体であり、使用する燃料は 9x9 燃料(A 型)、炉心運転期間及び取出平均燃焼度はそれぞれ 13 ヶ月、45 GWd/t とする。なお、解析コードは既存炉の炉心設計で用いられてきた TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を使用した。

3. 燃料断面核特性評価

現行の燃料被覆管、ウォーターロッド(WR)及びチャンネルボックス(Ch. Box)を FeCrAl-ODS 鋼に置換した場合、全燃料棒を現在の最高濃縮度である 4.9 wt%としても、サイクル末期の炉心平均燃焼度点での無限増倍率が約 9 %Δk 低下し、既定の炉心運転期間あるいは取出燃焼度を満たせない可能性が高い。

FeCrAl-ODS 鋼は Zry に比べて強度が強く薄肉化することが可能である。燃料被覆管厚を約 1/2 (0.35 mm)とし、WR 及び Ch. Box の肉厚も 1/2 とした場合、既定の炉心運転期間あるいは取出燃焼度を満足することができるが、設計自由度は小さくなる可能性がある。そこで、FeCrAl-ODS 鋼の適用性を確認するため、燃料被覆管のみを FeCrAl-ODS 鋼とし、FeCrAl-ODS 鋼と同様に事故耐性が期待される SiC を WR 及び Ch. Box に適用した場合について評価を実施した。その場合、断面平均濃縮度を 4.4 wt%とすることで現行の Zry 燃料と同等の無限増倍率となり、炉心の成立性が推定された。

4. 炉心特性評価

燃料被覆管厚を約 1/2 とした FeCrAl-ODS 鋼、WR と Ch. Box を SiC とした燃料集合体(ODS 燃料)を、1 サイクル目燃料から 4 サイクル目燃料までを炉心に均等に配置し、炉心最外周に 5、6 サイクル目燃料を装荷した場合の余剰反応度の推移を図 1 に示す。これより、ODS 燃料炉心においても Zry 燃料炉心とサイクル末期の反応度は同程度となることが分かった。なお、炉停止余裕や、最大線出力密度、最小限界出力比といった熱的な特性においても Zry 燃料炉心からの大きな差異は無かった。これより、FeCrAl-ODS 鋼を使用した燃料を装荷した炉心の成立性が確認された。なお、SiC に代わり Zry を適用しても反応度への影響は小さく、成立性に影響はない。

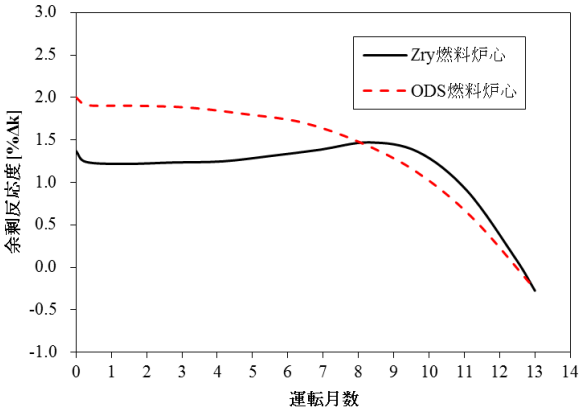


図 1　余剰反応度の推移

5. 燃料サイクルコスト

ODS 燃料の場合、濃縮度を高める必要があるため、濃縮費の増加が見込まれる。一方、燃料被覆管厚を薄くすることで燃料集合体 1 体あたりの燃料重量が増えるため、必要な新燃料体数が減少し成型加工費が減少する。結果、燃料サイクルコストの大幅な増加はないと考えられる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4] and Shinichiro Yamashita[5]
[1]Grobal Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyoto Univ., [5]Japan Atomic Energy Agency

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
（3）燃料挙動解析

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings
(3) Fuel behavior analysis

*草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]，平井 睦[2]，鵜飼 重治[3]，木村 晃彦[4]，山下 真一郎[5]
[1]GNF-J，[2]NFD，[3]北海道大学，[4]京都大学，[5]JAEA

BWR への装荷を目標として、事故耐性を有する改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を実施している。改良ステンレス鋼被覆管を用いた場合の燃料挙動解析を実施し、燃料設計の成立性を検討した。
キーワード：燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼、燃料挙動解析

1. 緒言

事故耐性を有する改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）被覆管燃料を実用化するには、原子炉での通常の使用環境下においても設計が要求する性能（特に燃料健全性）を有することが求められる。この確認にあたっては、材料特性の現行ジルカロイ（Zry）との違いと、核的損失を低減するための薄肉化の影響を考慮する必要がある。本研究では、これらを考慮しつつ、既存炉の燃料設計に用いられてきた燃料挙動解析コードによる計算等を実施し、FeCrAl-ODS 鋼を用いた BWR 燃料棒の設計成立性を概略評価した。

2. 燃料挙動解析による設計成立性の評価

2-1. 評価基準

通常運転時及び異常な過渡変化時における BWR 燃料の健全性に関する具体的な設計基準として用いられている応力基準と塑性歪基準（被覆管円周方向平均塑性歪 1%）を FeCrAl-ODS 鋼被覆管に準用した。許容応力は、FeCrAl-ODS 鋼の既存データの下限値相当の降伏応力 500 MPa、引張強さ 600 MPa とした。

2-2. 評価方法

評価対象は 9×9 燃料（A 型）とし、被覆管材を Zry から FeCrAl-ODS 鋼に変えた場合の燃料挙動への影響を評価した。被覆管肉厚は、炉心成立性、材料強度、製管性が十分あると推測される 0.35 mm（現行燃料の約 1/2）を評価条件とした。肉厚の影響をみるため、現行の約 1/3 相当の 0.25 mm についても評価した。

燃料挙動解析は、現行の燃料設計コード（PRIME Ver.1）を用い、現行の燃料設計手法に準じた。今回は予備的評価として、コード内の被覆管材料特性モデルのうち、熱膨張率、ヤング率、降伏応力、クリープについてのみ、FeCrAl-ODS 鋼に対応する値に簡易的に変更して解析を行った。

被覆管の応力評価は、肉厚の減少及び材料特性の違いが各種応力（内外圧差、半径方向温度差、支持格子の接触力、等に基づく応力）に及ぼす影響を、応力の種類ごとの評価式に基づき半定量的に検討した。

2-3. 評価結果

FeCrAl-ODS 鋼燃料の通常運転時の燃料温度、FP ガス放出率、燃料棒内圧の解析結果は、寿命を通じ、現行 Zry 燃料と概ね同等であった。過渡変化時に被覆管 1%塑性歪に達する燃料棒出力は、BWR の最大過出力（約 20%）より十分高く、余裕を有することが分かった（図）。

応力評価の結果、応力設計比（応力計算値／許容応力）は、肉厚が現行の 1/2 の場合、現行燃料と概ね同程度であり、応力の観点で設計は成立すると推定できる。肉厚が現行の 1/3 の場合、支持格子部での応力設計比が 1 に達したが、FeCrAl-ODS 鋼の引張強さが本評価（600 MPa）より高ければ、肉厚 1/3 でも設計成立の可能性がある。

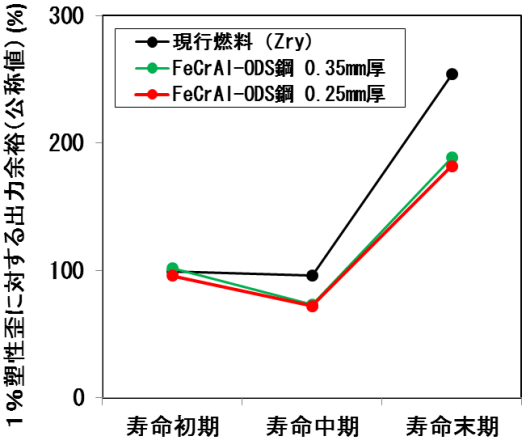


図　被覆管歪の評価結果

3. 結論

FeCrAl-ODS 鋼被覆管燃料の材料特性に基づいて BWR での通常運転時及び過渡時の燃料ふるまいを評価した結果、被覆管肉厚を現行 9×9 燃料(Zry)の約 1/2 の 0.35 mm とした FeCrAl-ODS 鋼被覆管燃料は、通常時・過渡時の燃料挙動に関する現行の設計手法及び設計基準の上からは、設計成立性があると判断できる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Akihiko Kimura[4] and Shinichiro Yamashita[5]
[1]Grobal Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyoto Univ., [5]Japan Atomic Energy Agency

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
(4) FeCrAl-ODS 鋼の製造評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(4) Manufacturing of FeCrAl-ODS steels

*鵜飼重治[1]，大野直子[1]，坂本　寛[2]，平井　睦[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，山下真一郎[5]

[1]北海道大学，[2]日本核燃料開発，[3]京都大学，[4]GNF-J，[5]原子力機構

BWR 装荷を目標とした、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を開始した。本発表では、FeCrAl-ODS 鋼の製造試験結果について報告する。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼

1. 緒言

現状において BWR 用事故耐性燃料被覆管として最適と考えられる化学成分は、12wt%Cr、6wt%Al をベースとし、これに酸化物粒子の微細化促進を図るため 0.4wt%Zr の添加と耐水蒸気酸化の観点から過剰酸素量を 0.24wt%とした成分である。このような成分を有する FeCrAl-ODS フェライト鋼押出ビレットを製造して、組成や硬さのバラツキ、組織、機械的特性、耐水蒸気酸化特性などの基本的特性を調査した。

2. 実験

アトマイズ合金粉末に Zr 粉末、Fe_2O_3 粉末、Y_2O_3 粉末を添加し、アトライターによりメカニカルアロイング（MA）処理を行い、これらの MA 粉末をキャプセルに充填し真空脱気した後、熱間押出しを行った。押出しビレットの化学成分は Fe-12Cr-6Al-0.4Zr-0.5Ti-0.5Y_2O_3-0.24Ex.O (wt%)である。これらのビレットは、押出し温度が 1100℃で 6 本、1150℃で 8 本製造した。

3. 結果・考察

製造したビレット全てについて、硬さと含有元素濃度を測定し、ビレット間でのバラツキは小さいことを確認した。押出温度が 1100℃と 1150℃のビレットの引張強度特性を図 1 に示す。押出温度を 1150℃から 1100℃に下げることにより、0.2%耐力と引張強さが向上した。TEM 観察より 1100℃押出材では酸化物粒子がより微細化していることが確認され、1100℃押出材での強度向上は酸化物分散強化と関係している。1200℃～1400℃での水蒸気酸化試験より、製造したビレットは優れた耐水蒸気酸化特性を示すことが確認された。

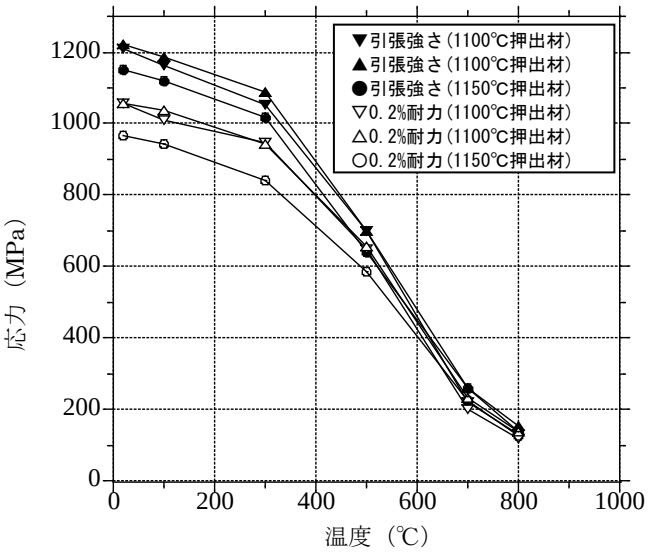


図 1　ビレットの引張強度特性と押出温度、試験温度の関係

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

* Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Kan Sakamoto[2], Mutsumi Hirai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Shinichiro Yamashita[5], [1]Hokkaido-Univ., [2]NFD, [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (5) トリチウム透過試験

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(5) Tritium permeability measurement

*平井　睦[1]，坂本　寛[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，草ヶ谷和幸[4]，大塚哲平[5]，山下真一郎[6]

[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]GNF-J，[5]九大，[6]JAEA

FeCrAl-ODS フェライト鋼のトリチウム透過性を室温から 573K の温度範囲で測定した。393～573K のトリチウム透過性は、他のフェライト鋼と同様な値を示し、室温の値はこれらの外挿値よりも低かった。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、シビアアクシデント、BWR、酸化物分散強化、フェライト鋼、トリチウム、透過性

1. 緒言

事故耐性に優れた材料として FeCrAl-ODS 鋼が有望である。軽水炉適用において燃料棒内で生成したトリチウムの透過が潜在的課題として考えられ、冷却水のトリチウムインベントリや貯蔵環境への漏洩を評価するためには、正確な透過係数が必要となる。本研究では、軽水炉燃料の運転時から貯蔵時までのトリチウム透過量評価を目的として、トリチウム透過係数を室温から 573K の温度範囲で測定した。実際には表面酸化膜等によりトリチウム透過が抑制されると想定されるが、今回の測定ではそれら酸化膜が形成されていない場合の透過係数を測定した。

2. トリチウム透過試験

両面を鏡面研磨した厚さ約 1mm のディスク状の FeCrAl-ODS フェライト鋼(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.7CeO_2)を真空装置内に設置し、片面を軽水素・トリチウム混合ガス(T/H～10^{-4})に暴露し、反対の面から透過してきたトリチウムを液体シンチレーション溶液に捕集し、同溶液内のトリチウム濃度からトリチウム透過量の経時変化を測定し、トリチウム透過係数を算出した。試料温度は室温、393K、473K、573K とした。

3.結果および考察

図 1 に水素同位体の透過係数を比較している。FeCrAl-ODS フェライト鋼での透過係数は、393K～573K の温度範囲では FeCr-ODS フェライト鋼(F82H、ODS-Eurofer)よりも小さく、FeCrAl の外挿値程度であった。一方、室温では 393K 以上の温度依存性からの外挿値よりも小さな値となった。

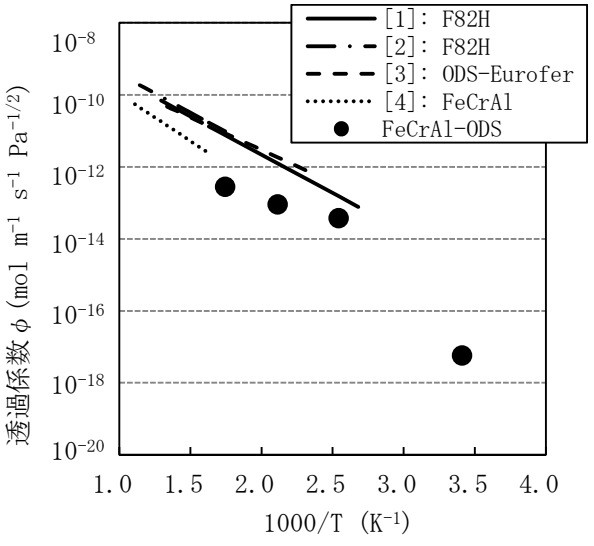


図1　水素同位体の透過係数の比較

備考

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] E. Serra et al., J. Nucl. Mater., 255 (1998) 105-115. [2] T. V. Kulsartov et al., Fusion Eng. Des., 81 (2006) 701-705.

[3] G.A. Esteban et al., Fusion Eng. Des., 82, 15-24 (2007) 2634-2640. [4] X. Hu et al., J. Nucl. Mater., 461 (2015) 282-291.

*Mutsumi Hirai[1], Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Kazuyuki Kusagaya[4], Teppei Ohtsuka[5], Shinichiro Yamashita[6],

[1]NFD, [2]Hokkaido-Univ., [3]Kyoto-Univ., [4]GNF-J, [5]Kyushu-Univ., [6]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (6) 溶接法・検査方法の検討

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (6) Welding and inspection

*木村 晃彦[1]、坂本 寛[2]、平井 睦[2]、鵜飼 重治[3]、山下 真一郎[4]、草ヶ谷和幸[5]
[1]京都大学、[2]NFD、[3]北海道大学、[4]原子力機構、[5]GNF-J

改良ステンレス鋼製燃料被覆管の製造・加工のうち、接合技術に関する技術成熟度及び課題を検討した。また、照射燃料製造と品質検査技術への影響評価に必要となる欠落データの内、被覆管接合部の品質検査として、改良ステンレス鋼に対し、既存の接合技術を用いて接合処理を行い、接合組織や接合強度を調査した。さらに、従来接合方法による ODS 鋼の接合性とその性能の妥当性について検討した。従来接合方法のうち、被覆管に採用されている EB 溶接の可能性について検討した。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、溶接・検査技術

1. 緒言

ODS 鋼の溶接法は、溶融に伴う ODS 鋼の特性劣化を防ぐため、固相状態で溶接する方法が主流であり、特に高温度域での高性能が求められる超臨界圧水炉や高速炉などの次世代原子力システム用の被覆管用として開発が進められている。一方、軽水炉事故耐性型燃料被覆管においては、運転温度が最高でも 400℃であり、溶接接合部の強度要件については先進原子力システム用とは異なる。本研究では、まず、端栓部の接合強度要件について検討し、次に端栓を EB 溶接した被覆管の端栓接合強度を評価することを目的とする。

2. 実験方法

溶接接合部の強度要件については、燃料ふるまい解析（9×9 燃料(A 型)の場合）結果に基づき、端栓部の接合強度要件について検討した。また、すでに作製済みの FeCrAl-ODS 鋼の管材と端栓用材料（SUS430）を用いて EB 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼は、FeCrAl-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進み、強度はやや低下している。

3. 結果

(1) 従来の ODS 鋼の溶接技術（固相拡散、摩擦撹拌）開発研究および再結晶挙動研究結果を調査した結果、現状では、固相拡散接合法は ODS 鋼の接合強度を母材並みに維持することができるが、摩擦撹拌接合では、母材の 85%の接合強度になる。

(2) FeCrAl-ODS 鋼の加圧抵抗溶接性を評価した結果、FeCrAl-ODS 鋼の溶接性は FeCr-ODS 鋼に比べ、好ましくないことが判明した。今後は、FeCrAl-ODS 鋼に対し、適切な溶接条件を探索する必要がある。また、電極の形状や材料の表面研磨状況の影響についても明らかにしていく必要がある。

(3) FeCrAl-ODS 鋼被覆管の端栓溶接において、既存の溶接技術（EB 溶接）を用いて溶接部の評価を行った結果、図 1 に示すように、両端を端栓 EB 溶接した試験体 5 体の全てが被覆管で破損し、溶接部では全く破壊が進行しなかった。報告では、溶接部の組織や強度評価結果について考察する。



図 1:EB 溶接した被覆管・端栓接合体の室温引張試験した場合の破断の様子

本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Akihiko Kimura[1], Sho Yuzawa[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2] Mutsumi Hirai[2], Shigeharu Ukai[3], Takeji Kaito[4], and Kazuyuki Kusagaya[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Nuclear Fuel Development, [3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency, [5]Global Nuclear Fuel Japan

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発
(7) 照射挙動評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings

(7) Irradiation behavior evaluation

*山下真一郎[1]，近藤啓悦[1]，青木　聡[1]，橋本直幸[2]，鵜飼重治[2]，坂本寛[3]，平井睦[3]，
木村晃彦[4]，草ヶ谷和幸[5]
[1]JAEA，[2]北大，[3]NFD，[4]京大，[5]GNF-J

FeCrAl-ODS 鋼の試験炉照射に向けた照射特性の予備評価を目的に、イオン照射した試験片の硬さ測定と組織観察を実施した。硬さ変化はイオン照射初期（0.5dpa）から見られたのに対し、照射欠陥クラスターの形成・成長は照射初期（0.5dpa）にはあまり見られず、より高い照射量（5.0dpa）で顕在化した。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化、フェライト鋼、イオン照射、微小硬さ

1. 緒言

軽水炉の安全性向上に資する事故耐性を高めた新型燃料部材の研究開発が進められている。有力な候補材料の一つとして検討されている FeCrAl-ODS 鋼では、材料開発と並行して炉心設計に必要となる種々の材料特性データを計画的に整備していく必要がある。本発表では、炉心設計に必要な試験炉照射のデータ取得に向けた準備段階として、現在、化学成分や熱処理温度等の最適化が進められている FeCrAl-ODS 鋼に関する照射特性の予備的な評価を目的に、イオン照射した試験片の硬さ測定と組織観察を実施した。

2. 試験方法

イオン照射試験に供した材料の化学組成は、12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3-0.24Ex.O(wt%)である。熱間で押出加工された棒材から 3 x 6 x 0.2-0.5[mm^3]の短冊試験片を採取した。イオン照射は、この短冊形状の 3 x 6 [mm^2]の端面中心部に対して行い、300℃で Fe イオン照射（加速電圧：10.5 MeV）により、イオンを照射した試料表面からの深さが 1μm の位置において 0.5, 5, 20 dpa に達するまで実施した。イオン照射後の試料は、照射による硬さ変化と組織変化を調べるために、微小硬度測定と電子顕微鏡観察を実施した。

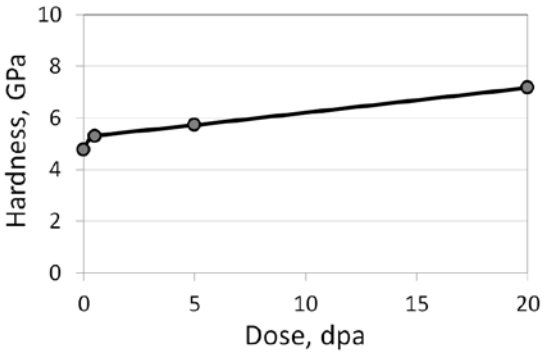


図 1　イオン照射による FeCrAl-ODS 鋼の硬さ変化の照射量依存性

3. 結果及び考察

図 1 から、硬さ値は Fe イオン照射により 0.5 dpa で一度大きく上昇し、0.5 dpa 以降は照射量増大とともに徐々に硬化した。一方、図 2 の組織観察からは、0.5 dpa では組織変化は見られないが、5.0 dpa まで照射されると顕著な照射欠陥組織の核形成・成長が見られ、照射初期の硬さ変化に寄与した微小な組織要因の存在が示唆された。

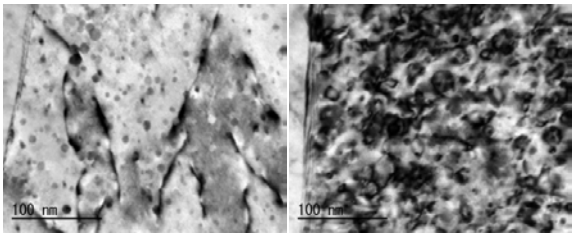


図 2　300℃でイオン照射した時の FeCrAl-ODS 鋼の微細組織（左）0.5 dpa（右）5.0 dpa

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２７年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Naoyuki Hashimoto[2], Shigeharu Ukai[2], Kan Sakamoto[3], Mutsumi Hirai[3], Akihiko Kimura[4], Kazuyuki Kusagaya[5],

[1] JAEA, [2] Hokkaido-Univ., [3] NFD, [4] Kyoto-Univ., [5] GNF-J

照射下における Fe-Cr-Al 合金の微細組織変化

Microstructural evolution in Fe-Cr-Al alloys under irradiation

*豊田　晃大[1]，橋本　直幸[1]，礒部　繁人[1]

[1]北大工

原子炉内部は中性子照射環境であり、構造材料内部では欠陥（照射導入欠陥）が生成する。そのため原子炉構造材料には耐照射性が求められる。また、福島第一原子力発電所での事故以来、原子炉構造材料には耐腐食性が今まで以上に求められるようになった。本研究では、原子炉候補材料である Fe-Cr-Al 合金を対象として照射下の微細組織変化を精査した。

キーワード：Fe-Cr-Al 合金，電子線照射，転位ループ，ODS 合金

1. 緒言

現行の原子炉では、代表的な構造材料として、オーステナイト鋼とフェライト鋼が挙げられる。このうちフェライト鋼は、耐照射特性、特に耐スエリング性が比較的高いとされ、中性子負荷の大きい次世代原子炉や核融合炉の構造材料として Fe-(2-12)Cr フェライト鋼が着目されている。一方、近年、耐食性の観点から表面にアルミナを形成させた Fe-Cr-Al 系フェライト鋼が注目され、耐照射性と耐食性を併せ持つ材料として期待されている。しかし、Fe-Cr-Al 系フェライト鋼の照射損傷挙動に関する研究は発展途上であり、シミュレーション照射による詳細な微細構造解析が必要である。本研究では、Fe-Cr-Al 系フェライト鋼に電子線照射し、結晶粒内に形成する照射誘起二次欠陥(特に転位ループ)のサイズ分布および数密度の変化を精査した。また、モデル合金の次段階として Fe-Cr-Al フェライト ODS 合金についても電子線照射を行った。

2. 実験方法

Fe-12Cr-5Al モデル合金を作製し、切断、圧延、打ち抜き、機械研磨により厚さ 0.10mm 直径 3mmΦ のディスクとした後、800℃で 2 時間溶体化処理した。0.08mm 厚まで機械研磨した後、電解研磨により照射実験用薄膜試料とした。電子線照射は、超高圧電子顕微鏡を用いて、照射温度 400℃、500℃、600℃、損傷速度 1.0×10^{-3}dpa/s で 2dpa まで行った。

3. 結論

Fig.1 は各温度における Fe-12Cr-5Al モデル合金の 1 dpa 時の組織写真である。電子線照射により、Fe-12Cr-5Al モデル合金中に転位ループが形成した。形成した転位ループのサイズおよび数密度は照射温度に強く依存し、400℃照射した試料における転位ループのサイズは最小で、数密度は最大となった。この転位ループ分布の温度依存性は Fe-12Cr モデル合金でも同様に観られたが、比較実験により、Al の存在が転位ループの成長方位に影響を与える可能性が示唆された。

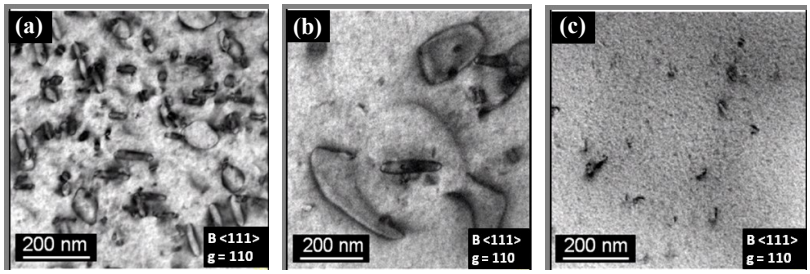


Fig.1 Fe-12Cr-5Al モデル合金の 1 dpa 時の組織写真 (a) 400 °C (b) 500 °C (c) 600 °C

*Kodai Toyota[1], Naoyuki Hashimoto[1] and Shigehito Isobe[1]

[1]Hokkaido Univ. Engineering

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-1 Nuclear Materials and the Irradiation Behavior

[1B15-21] Joint, Weld, Other materials

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 4:55 PM - 6:45 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[1B15] Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material

*Junji Etoh[1], Takaki Ashida[1], Takamasa Ochiai[1], Kiyoshi Kiuchi[1], Masayuki Takizawa[1], Junpei Nakayama[2] (1.MItsubishi Research Institute, Inc., 2.KOBE STEEL, LTD.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B16] Microstructural change of duplex stainless steels after irradiation

*Yuta Suzuki[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido University)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B17] Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B18] Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption

*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3], Yutaka Nishiyama[1] (1.JAEA, 2.OPU, 3.Tohoku Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[1B19] Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel

*taisei aramoto[1], rina yu[2], masahito mochizuki[2], kazuyoshi saida[2], kazutoshi nisimoto[2], naoki chigusa[3] (1.Fukui University of Technology, 2.Osaka University, 3.The Kansai Electric Power Co., Inc)

5:55 PM - 6:10 PM

[1B20] Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel

*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1], Kan Sakamoto[2] (1.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Science, Kyushu University, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM

[1B21] Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide

*Kenichi SHIIYAMA[1], Seiya Takaki[2], Kazuhiro Yasuda[2], Syo Matsumura[2], Alain Chartier[3], Constantin Meis[3] (1.JUNSHIN GAKUKEN UNIVERSITY, 2.Kyushu Univ., 3.CEA Saclay)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

EHP 鋼クラッド材の環境適用性評価

Environmental compatibility evaluation of extra high purity stainless steel cladding material

*江藤淳二[1]、芦田高規[1]、落合孝正[1]、木内清[1]、滝沢真之[1]、中山準平[2]
[1]株式会社三菱総合研究所，[2]株式会社神戸製鋼所

SUS316L 現行鋼への 25Cr-35Ni 系 EHP®（extra high purity)開発鋼クラッド材（以降、EHP 鋼クラッド材）のγ線照射場での熱時効試験を行い、EHP 鋼クラッド材の接合部の健全性を評価し、Ni インサート材の有無によるクラッド材の接合部における経年材質変化の違いを確認した。EHP 鋼とは、神戸製鋼所が開発した高耐食性超高純度ステンレス鋼(Extra high purity stainless steel)である。

キーワード：Austenitic stainless steel, Gamma-ray irradiation, Extra high purity, Corrosion, Thermal aging

1. 緒言

ステンレス鋼は優れた材料強度および靭性を持ち、耐食性にも優れていることから、原子炉材料として種々の用途に使用されている。しかしながら、高温で長時間使用すると、熱時効により材料劣化が進行し、靭性が低下することが知られている。そこで本研究では、耐食性に優れた EHP 鋼クラッド材を作製し、γ線照射場での熱時効試験を行い、接合強度の向上を目的とした Ni インサート材の有無による EHP 鋼クラッド材の接合部における経年材質変化の違いを評価した。本研究は、(株)神戸製鋼所が文部科学省から受託した原子力システム研究開発事業「原子力プラント安全性の向上に対応できる高耐食性 EHP ステンレス鋼の適用技術に関する研究開発」による成果の一部である。

2. 実験

Ni インサート材の有無による EHP 鋼クラッド材の接合部の剥離抵抗性や耐衝撃性を評価するために、EHP 鋼クラッド材の V ノッチ試験片を作製し、SUS316L 現行鋼の時効脆化の温度領域である 750℃で 1500 時間のγ線照射場熱時効試験を行った。高温熱時効したクラッド材に対してシャルピー衝撃試験を実施し、EHP クラッド材の EHP 鋼厚さをパラメータとして衝撃値を測定した。また、クラッド材の衝撃試験のモデル化を行い、シャルピー衝撃試験を模擬した衝撃解析を実施した。

3. 結果・考察

750℃で 1500 時間のγ線照射場熱時効した EHP 鋼クラッド材に対するシャルピー衝撃試験結果を Fig.1 に示す。Ni インサート材の有無にかかわらず、クラッド材の EHP 鋼肉厚を厚くすることで衝撃値が増大することが確認された。また、Ni インサート材無しの場合に比較して、Ni インサート材有りの場合には、SUS316L 鋼と EHP 鋼の相対肉厚以上に衝撃値が改善できる可能性を示唆する結果が得られた。これは、延性材料である EHP 鋼をクラッド化することにより、き裂発生及びその進展が抑制されたためと考えられる。さらに、各単材の機械特性データを基にしたクラッド材のシャルピー衝撃試験の FEM 解析により、試験結果との整合性を確認した。

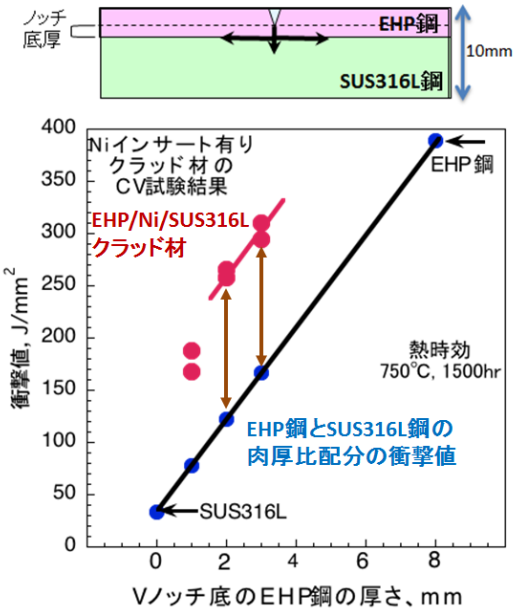


Fig.1　EHP 鋼クラッド材の衝撃試験結果

*Junji ETOH[1], Takaki ASHIDA[1], Takamasa OCHIAI[1], Kiyoshi KIUCHI[1], Masayuki TAKIZAWA[1], Junpei NAKAYAMA[2]
[1]MItsubishi Research Institute, Inc., [2] KOBE STEEL, LTD.

二相ステンレス鋼の微細組織に及ぼす照射の影響

Microstructure Change of Duplex Stainless Steels after Irradiation

*鈴木裕太[1]，橋本直幸[1]，礒部繁人[1]
[1]北海道大学工学研究院

二相ステンレス鋼は、300℃程度の稼働中の熱により脆化が生じることが知られており、この原因として、フェライト相内でのスピノーダル分解の発現やG相析出が挙げられる。本研究では、Fe-25Cr-10Ni2.5Mo-1Mn二相ステンレス鋼合金に対し電子線照射を行った結果、転位ループ近傍において析出物が観察され、回折パターンよりG相であることを確認した。また、照射後のフェライト相において、Cr濃度変調を確認した。

キーワード：二相ステンレス鋼、G相、局所濃度変調

1. 緒言

軽水炉の構造材料として用いられているステンレス鋳鋼やオーステナイト系ステンレス鋼製の構造物の溶接金属は、フェライト相とオーステナイト相の二相から構成される二相ステンレス鋼である。これらのフェライト相を含むステンレス鋼の使用上の留意点として、300℃程度以上の温度での長時間の使用により、フェライト相内でスピノーダル分解を生じ、脆化することが知られている。また、熱時効により、Si、Niを主成分としたG相が析出することも脆化の原因となる。しかし、これらの発現に及ぼす照射の影響の詳細は不明である。本研究では、電子線照射が二相ステンレス鋼の微細組織に及ぼす影響を調査することを目的とした。特に、フェライト相の照射欠陥の照射温度による成長過程の変化、G相の析出、局所濃度変調に着目した。

2. 実験方法

アーク溶解により組成をFe-25Cr-10Ni-2.5Mo-1Mnとした二相ステンレス鋼モデル合金を作製した。作製した合金を圧延、打ち抜き、機械研磨により直径 3mm、厚さ約 0.10mm のディスクに加工し、700℃で 1.5 時間の焼きなましを行った後、電解研磨によって TEM 観察用試料を作製した。電子線照射は、超高圧電子顕微鏡(JEOL JEM-ARM-1300；加速電圧 1250kV)により 250℃、300℃、350℃、400℃、1.0×10^{-3}dpa/s で 1dpa まで行った後、照射部分の一部分に対し、照射速度を 5.0×10^{-3}dpa/s で 10dpa まで照射を行い、照射欠陥を導入した。電子線照射材に対し、収差補正走査透過型顕微鏡(TITAN3 G2 60-300)を用いて EDS マッピングを行った。

3. 結論

電子線照射により導入された転位ループは、照射温度が高温になるに従い数密度が減少し、平均直径が増大した。400℃で 10 dpa まで電子線照射を行った試料の結晶粒内にG相を確認し、250℃で 10 dpa まで電子線照射した試料では、転位ループ付近におけるFe、Crの局所濃度変調を確認した。

参考文献

[1] 2相ステンレス鋼の照射効果、藤井克彦、福谷耕司

[2] Characterization of the intermetallic G-phase in an AISI 329 duplex stainless steel, A. Mateo, L. Llanes, M.Anglada

---

*Yuta Suzuki, Hokkaido University

ステンレス鋼溶接金属の照射組織変化への Mo 影響

Mo effect on microstructure of neutron-irradiated stainless steel welds

*藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

軽水炉で中性子照射された 316 鋼と 304 鋼の溶接金属に対して Mo 濃度の異なるフェライト相をアトムプローブ(APT)で分析した結果、Cr 濃度変化と析出物の形成に明確な違いは認められず、中性子照射と熱時効の重畳によるスピノーダル分解と G 相析出に対する Mo の影響は小さいことが示唆された。

キーワード：2 相ステンレス鋼，熱時効，照射脆化，スピノーダル分解，G 相析出

1. 緒言

鋳造オーステナイトステンレス鋼やステンレス鋼溶接金属ではフェライト相が熱時効により硬化することで材料が脆化する場合のあることが知られており、軽水炉温度付近ではスピノーダル分解（局所的な Cr 濃度変化）と G 相析出物の形成がその要因とされている。また、Mo 濃度がスピノーダル分解と G 相析出物の形成に影響することが報告されている。一方、照射が重畳した場合の熱時効についてはデータが少なく、機構論に基づく検討もほとんど行われていない。本研究では、長時間熱時効と照射されたステンレス鋼溶接金属のフェライト相におけるミクロ組織変化に関する理解を深めることを目的に、軽水炉で中性子照射された 316 鋼と 304 鋼の溶接金属に対して Mo 濃度の異なるフェライト相を APT 分析して、ステンレス鋼溶接金属の照射組織変化への Mo の影響を調べた。

2. 方法

供試材はフラックスシンブルチューブ(FTT)端栓部の溶接金属で、316 鋼製 FTT に 304 鋼製端栓が TIG 溶接されたものであり、324℃で 111,000 時間、約 3dpa (7×10-9 dpa/s)の中性子照射を受けた材料である。SEM-EDS でフェライト相の Mo 濃度を測定した後、集束イオンビーム加工装置を用いてフェライト相を含む試験片を採取し、APT 測定用の針状の試料を作製した。APT 測定には、日本原子力研究開発機構の原子炉廃止措置研究センターの管理区域内に設置された CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。APT 測定はレーザーパルスモードで行い、試料温度 35K、レーザー出力 0.3nJ、パルス周波数 200kHz とした。

3. 結論

図に Mo 濃度が 0.37wt%と 1.07wt%のフェライト相の APT 観察結果の例を示す。Cr 濃度変化と溶質原子クラスタの形成がミクロ組織変化として確認された。クラスタは Ni、Si、Mn を含むことから G 相析出物もしくはその前駆体であると推察された。Cr 濃度変化の程度を Cr-Cr 第一近接距離の頻度分布で比較した結果、Mo 濃度の低い方で Cr 濃度変化が大きい傾向があったが、その差は僅かであった。また、クラスタの直径、数密度、体積率、組成を比較した結果、Mo 濃度の低い方で直径が大きく数密度が小さい傾向があったがその差は僅かであり、体積率と組成に明確な違いは認められなかった。中性子照射が重畳した熱時効によるスピノーダル分解と G 相析出に対する Mo の影響は今回の Mo 濃度範囲では小さいことが確認された。

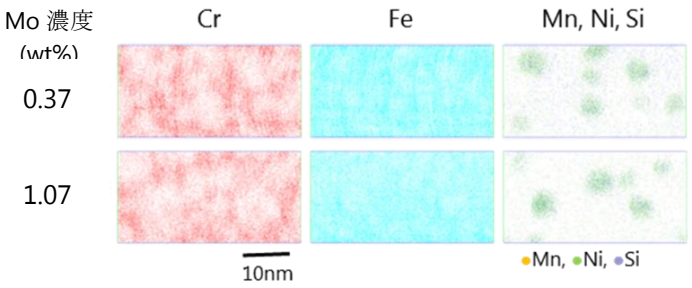


図 FTT 溶接金属フェライト相の APT 観察結果

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

X 線吸収を用いたステンレスオーバーレイクラッド熱時効材の微細組織分析

Microstructure analysis on thermally aged stainless overlay cladding using X-ray absorption

*岩田　景子[1]，髙見澤　悠[1]，河　侑成[1]，岡本　芳浩[1]，下山　巖[1]，小島　啓[2]，眞弓　蓮[2]，
岩瀬　彰宏[2]，永井　康介[3]，西山　裕孝[1]
[1]原子力機構，[2]大阪府立大学，[3]東北大学

熱時効された原子炉圧力容器ステンレスオーバーレイクラッド材（以下、クラッド材）について、X 線吸収を用いた微細組織分析を行った。

キーワード：XAFS、熱時効、δ フェライト相、Ni-Si-Mn 析出物

1. 緒言

原子炉構造材料に対する微細組織分析には透過型電子顕微鏡や 3 次元アトムプローブ（APT）等が用いられている。これらの手法による観察領域は数 100 nm~数 μm 程度であるのに対し、X 線吸収微細構造（XAFS）解析を用いた分析では材料全体の平均的な情報が取得でき、元素選択的に結合距離や化学状態を把握することができる。そこで、本研究では熱時効したクラッド材の微細組織分析に XAFS を適用した。

2. 実験

試料は、低合金鋼表面にエレクトロスラグ溶接によって作製された δ フェライト相の含有率が 8%程度のクラッド材について、温度 400ºC で 2000 時間、10000 時間熱時効を行ったものである。なお、この熱時効材においては、δ フェライト相の硬さの増大、FCC 構造をもつ Ni-Si-Mn 析出物の形成、Cr のスピノーダル分解を生じることが確認されている[1]。これら熱時効材と受領材について溶質原子の *K* 吸収端を対象とした広域 XAFS（EXAFS）スペクトル測定を高エネルギー加速器研究機構の放射光施設（KEK-PF）に設置されている BL-27B において実施した。測定は 7 素子 X 線検出器を用いて蛍光法により大気中、室温で行った。得られた XAFS スペクトルについて解析ソフトウェア WinXAS [2] を用いて構造解析を行った。

3. 結果

図 1 に Mn *K* 吸収端 EXAFS の動径構造関数を示す。Mn と最近接原子の相関を示す第 1 ピークはわずかに右へシフトしたが、これは原子間距離が伸びたことを意味する。また Mn 原子から第 3、4、5 配位に位置する原子との相関を示す第 2、3 ピークには形状の変化が認められた。これらの変化は熱時効による Ni-Si-Mn 析出物の生成により結晶構造に変化が表れたためと考えられる。

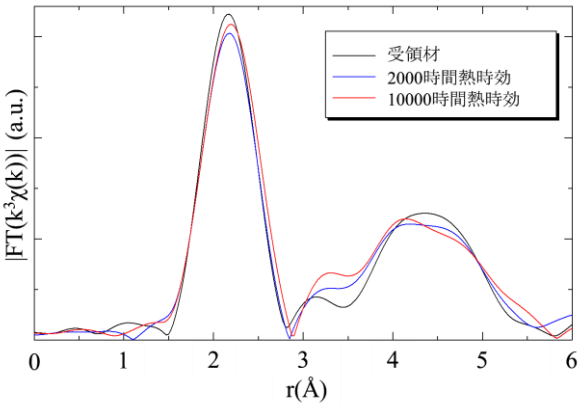


図 1　Mn *K* 吸収端 EXAFS の動径構造関数

放射光 XAFS 測定は高エネルギー加速器研究機構の放射光共同利用実験課題 2016G118 によって実施した。

参考文献

[1] Takeuchi T. et al. (2014) *J. Nucl. Mater.*, 452, 235-240, [2] Ressler T. (1998) *J. Synchrotron Rad.*, 5, 118-122

*Keiko Iwata[1], Hisashi Takamizawa[1], Yoosung Ha[1], Iwao Shimoyama[1], Yoshihiro Okamoto[1], Hiroshi Kojima[2], Ren Mayumi[2], Akihiro Iwase[2], Yasuyoshi Nagai[3] and Yutaka Nishiyama[1]
[1]JAEA, [2]Osaka Prefecture Univ., [3]Tohoku Univ.

ニューラルネットワークを用いたレーザ・テンパービード溶接熱影響部の硬さ予測

Application of neural-network based hardness prediction method to laser temper bead weldment of A533B steel

*荒本大誠[1], 于麗娜[2], 望月正人[2], 才田一幸[2], 西本和俊[2], 千種直樹[3]
[1]福井工業大学, [2]大阪大学, [3]関西電力株式会社

抄録：本報ではニューラルネットワークを用いた多層溶接熱影響部の硬さ予測手法を原子力プラント圧力容器に用いられる低合金鋼 A533B の補修技術として採用されるテンパービード溶接法をレーザ溶接により実施した場合の溶接部に適用し、その有効性の検討を行った。
キーワード：レーザ、テンパービード溶接、硬さ予測、ニューラルネットワーク

1. 緒言

原子炉圧力容器を構成する低合金鋼の補修溶接に際して要求される溶接後熱処理の代替手法としてテンパービード溶接法の採用が認められている。最近、局所的な施工箇所に対しては低入熱で施工可能なレーザ溶接によるテンパービード溶接法の適用も検討されている。本研究では、レーザ・テンパービード溶接の有効性を迅速に評価するためにニューラルネットワークを用いてHAZの硬さを予測する手法[1]を検討した。

2. 実験

供試材料は原子炉圧力容器用低合金鋼 A533B を母材として用いた。また、多層溶接の溶加材として Alloy690 を使用した。それらの化学組成を Table 1 に示す。再現 HAZ は A533B 鋼試験片を 5×5×5mm とし、高周波誘導加熱装置を用いて所定の温度まで加熱後、冷却速度を種々変化させることにより作製した。溶接部はレーザ溶接による 6 層 30 パスの多層盛溶接により作製した。溶接条件を Table 2 に示す．レーザ溶接部の熱履歴は著者らが開発した熱伝導解析 FEM ソフトウェアを用いて、計算により求めた。

Table 1 Chemical composition (mass%)

A533B	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu
	0.12	0.26	1.43	0.006	0.002	0.53	0.02
	Cr	Mo	Ti	Al	Fe	Co	
	0.01	0.51	-	0.038	Bal.	-	
Inconel690	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu
	0.02	0.15	0.27	0.0021	0.0009	Bal.	-
	Cr	Mo	Ti	Al	Fe	Co	
	29.59	0.02	0.406	0.216	10.13	0.05	

Table 2 Welding condition

Layer	Vweld/Vwire [mm/s]	Power [kw]	Heat Input [J/mm]	Number of passes
1st	5/16	3	600	5
2nd	10/16	1.9	190	9
3rd	10/16	2.5	250	6
4th	5/8	2.5	500	4
5th	5/8	3	600	3
6th	5/8	3	600	3

3. 結果・考察

Table 2に示す溶接条件でレーザ・テンパービード溶接を実施した試験片に対して、熱履歴解析を行った。解析した熱履歴に基づき著者らが提案した手法[1]により計算した6層溶接後のHAZにおける硬さ分布の一例をFig.1に示す。また、HAZにおける硬さの計算結果及び実測値を対比してFig. 2に示す。6層溶接後、HAZの最高硬さの計算値と実測値はいずれも350HV以下になり、テンパービード溶接が実現していることがわかる。また、Fig.3に示すように、HAZの計算硬さは実測硬さと相関係数が0.9となる高い相関関係があることが明らかとなった。以上の結果に示すごとく、計算硬さは実測硬さと良い対応しており、提案した手法によりレーザ・テンパービード溶接熱影響部の硬さ予測が可能であることをわかった。

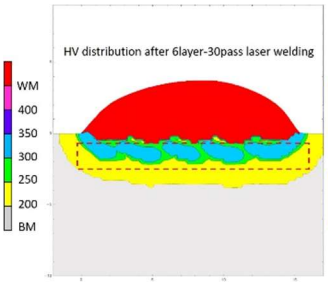


Fig. 1 Calculated HV distribution in weldment HAZ

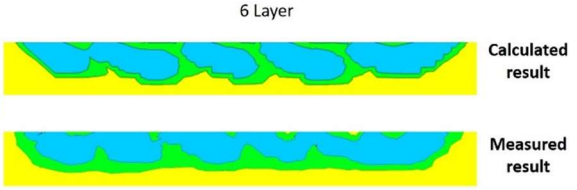


Fig. 2 Comparison of HV distribution in HAZ

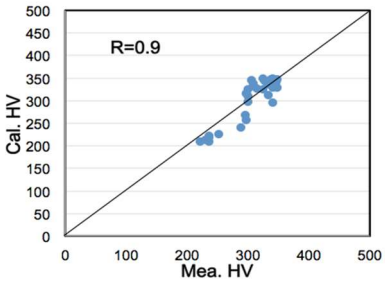


Fig.3 Comparison of hardness in of 1 mm apart from the

参考文献

[1] L. Yu, Y. Nakabayashi, M. SaSa, S. Itoh, M. Kameyama, S. Hirano, N. Chigusa, K. Saida, M. Mochizuki and K. Nishimoto, ISIJ Int., 2011, **51**, pp. 1506–1515.

---

*Taisei Aramoto[1], Lina Yu[2], Masahito Mochizuki[2], Kazuyoshi Saida[2], Kazutoshi Nishimoto[2], Naoki Chigusa[3]
[1] Fukui University of Technology, [2] Osaka University, [3] The Kansai Electric Power Co., Inc.

4 族金属硼化物と SUS304 鋼との共存性

Compatibility between group 4 metal borides and 304 grade of stainless steel

*城戸　佑介[1]，橋爪　健一[1]，坂本　寛[2]
[1]九州大学，[2]日本核燃料開発

事故耐性制御材候補を探索することを目的として、4 族金属硼化物と SUS304 鋼との高温での共存性を調べた。その結果、SUS304 の融点 1400℃付近まで溶融反応の進行による試料の大きな変形、損傷は確認されず、4 族金属硼化物と SUS304 鋼との高温での良い共存性が確認された。

キーワード：4 族金属硼化物，B_4C，SUS304，制御材，被覆材，共晶，溶融反応

1. 緒言

沸騰水型軽水炉では、制御材として B_4C、その被覆材としてステンレス鋼(SUS304)で構成された制御棒が用いられてきた。B_4C と SUS は Fe-B、Fe-C の共晶反応によって 1200℃付近で溶融することが知られており、冷却水損失事故などの過酷事故時において燃料に先立って溶融し、炉心下部への脱落、溶融物が炉心溶融を促進するなどの可能性が問題視されている。我々は、熱分析実験（TG-DTA 測定）の結果、B_4C の代替材料としての 4 族金属硼化物と SUS304 との混合粉末では、B_4C と同様に Fe-B 間の溶融反応による吸熱ピークが確認されるものの、試験後の試料形状から、溶融が B_4C ほど進まない可能性あることを見出し、本年春の年会で報告した。本報では 4 族金属硼化物と SUS304 バルク材との実験によって得られた知見を報告する。

2. 実験

B_4C 粉末あるいは 4 族金属硼化物(TiB_2、ZrB_2 及び HfB_2)粉末と SUS304 円板(φ4.0mm×1.7mm^t)を体積比で硼化物粉末:SUS 円板=2:1 となるようアルミナ容器に充填したものを試料とした。Ar 雰囲気下で昇・降温速度 10℃/min で加熱し、1400℃で 30 分間保持した。加熱後の試料を垂直に切断し、切断面を観察した。さらに、より実形状に近い実験体系として、SUS304 管(OD5.0mm，ID3.0mm，20.0mm^L，容積 0.11cm^3)に B_4C あるいは TiB_2 粉末を充填し両端を溶接した制御棒を模した試料を作製した。この試料を電気炉で溶融反応が開始するまで Ar 雰囲気下で加熱し、溶融挙動を映像として記録した。

3. 結果と考察

加熱後の試料の切断面の画像を図 1 に示す。B_4C 粉末を用いた試料では、SUS304 円板は全て溶融し、B_4C 粉末側へと浸透、凝固し空隙が生じていた。一方、4 族金属硼化物粉末を用いた試料では、わずかな SUS 板の厚さの減少は確認できたが、大部分が形状を保ち残存していた。また、制御棒を模した試料を用いた実験の結果、B_4C の試料では 1270℃付近から急激な試料の変形、溶融が観察された。一方、TiB_2 の試料では 1200℃付近での外観の変化は確認されず、1480℃付近で被覆した SUS304 が溶融したが、TIB_2 粉末は充填時の棒形状を保っていた。

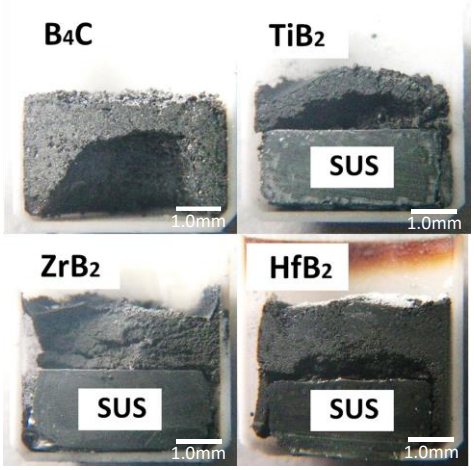


図 1 . Ar 雰囲気中 1400℃で 30 分間加熱後の試料の切断面

4.まとめ

4 族金属硼化物と SUS304 との高温での共存性を調べた結果、B_4C のように、1200℃付近で溶融反応は進行せず、SUS304 の融点に近い 1400℃においても良い共存性を示すことが分かった。

*Yusuke Kido[1], Kenichi Hashizume[1] and Kan Sakamoto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD.

酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対の挙動におよぼす不純物の影響

Impurity effects on oxygen Frenkel pair recombinations in cerium dioxide

*椎山 謙一[1]，高木 聖也[2]，安田 和弘[2]，松村 晶[2]，Alain Chartier[3]，Constantin Meis[3]
[1]純真学園大学，[2]九州大学大学院，[3]CEA Saclay

酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対挙動におよぼす不純物の影響を調べるために、非ドープおよび Gd をドープした酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対の集合および再結合過程に対する分子動力学計算を行った。その結果、Gd は酸素イオンフレンケル対の再結合過程に影響を与えることがわかった。

キーワード：分子動力学法、蛍石型構造、欠陥集合体、電子照射、ガドリニウム

1. 緒言

蛍石型構造を持つ酸化セリウムに電子照射を行なうと、エネルギーに著しく依存した性状を持つ照射欠陥集合体が観察される。欠陥集合体を構成するイオン種、あるいはその形成過程は電子顕微鏡観察では断定できない。また、欠陥集合体の形成過程に酸化セリウム中の不純物が影響をおよぼすと考えられるが、これも明らかではない。そこで、欠陥集合体を構成するイオン種およびその形成過程、さらにそれらにおよぼす不純物の影響を明らかにするために、非ドープおよび不純物ドープした酸化セリウム中の酸素イオンフレンケル対(O-FP)の集合および再結合過程を分子動力学計算により調べた。

2. 計算方法

分子動力学計算では、ポテンシャルとして、経験的ポテンシャルの１つである Buckingum 型ポテンシャルに静電ポテンシャルを組み合わせたものを用い、アンサンプルとして、NPT アンサンブル（粒子数 N=1500, 圧力 P= 0.1 MPa, 温度 T= 300～1200 K）を用いた。また、計算セルとして、酸化セリウムの単位胞を 5×5×5 個並べたスーパーセルに周期境界条件を付加したものを用いた。このスーパーセルに O-FP を１対から４対導入し、その後の緩和過程を 1 fs の時間間隔で 10 ps まで調べた。不純物として、Ｇｄを 4～20 %ドープし同時に、酸素空孔をＧｄ濃度に相当する量導入した。なお、計算は GULP (General Utility Lattice Program) コードおよび、SCIGRESS（富士通）で行った。

3. 結果および考察

温度 300 から 1200 K において、O-FP 導入後の FP 挙動を計算した結果、格子間酸素イオンは格子点酸素イオンと置換しながら <100> 方向に移動しやすいことがわかった。複数対の O-FP 導入後の FP 挙動を調べた結果、300 および 600 K において格子間酸素イオンは、(111) 面の酸素層面間に酸素イオン集合体を形成した。これに対し、酸素イオン空孔は 10 ps まで初期位置から移動しなかった。温度 900 および 1200 K では、格子間酸素イオンと酸素イオン空孔は再結合した。酸素層面間の酸素イオン集合体の安定性を調べるために、(111) 面上における O-FP の形成エネルギーを計算すると、O-FP １対当たりの形成エネルギーは O-FP 対の数とともに減少した。これは、格子間酸素イオンは単独よりも集合体を形成するほうが安定であることを意味する。これらの計算結果は照射実験結果をよく再現しており、1 MeV 程度以下の電子照射によって形成された照射欠陥集合体が照射によってはじき出された酸素イオン集合体であるという考察を支持している。不純物 Gd をドープした酸化セリウム中の O-FP の挙動を計算した結果、Gd ドープにより、再結合距離が短くなること、また再結合に要する時間が短くなる傾向にあることがわかった。

---

*Kenichi Shiiyama[1]，Seiya Takaki[2]，Kazuhiro Yasuda[2]，Syo Matsumura[2]，Alain Chartier[3]，Constantin Meis[3]
[1]Junshin Gakuen Univ., [2]Kyushu Univ., [3]CEA Saclay

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[1C01-04] Radioactive inventory evaluation

Chair: Koichi Kitamura (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[1C01] An effect of neutron-nenergy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning

*Ken-ichi Tanaka[1], Jun Ueno[2] （1.The Institute of Applied Energy , 2.Genden Nuclear Engineering and Service Company）

2:45 PM - 3:00 PM

[1C02] Fundamental investigations for precise estimation of activation

*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru Kurosawa[1] （1.Shimizu Corporation）

3:00 PM - 3:15 PM

[1C03] Fundamental investigations for precise estimation of activation

*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1] （1.SHIMIZU CORPORATION）

3:15 PM - 3:30 PM

[1C04] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning

*hideo ezure[1] （1.NAIS）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

廃止措置のための放射化放射能計算における中性子エネルギースペクトルの依存性

An effect of neutron-energy spectrum for radioactivity calculation for decommissioning

*田中　健一[1]，上野　純[2]

廃止措置準備作業で実施する放射能インベントリ評価において BWR の格納容器（PCV）内の中性子エネルギースペクトルを反映した放射化断面積を用いたベンチマーク計算を実施し、スペクトル依存の断面積の有効性を確認した。

キーワード： 放射化放射能、廃止措置、放射能インベントリ、SCALE5.1/ORIGEN-S、MAXS、SCALE6.1/COUPLE/ORIGEN-S

1. 緒言

廃止措置準備作業（廃止措置計画認可申請の準備作業）における放射能インベントリ評価のうち、放射化放射能評価は、主に計算コードを用いて評価する。放射化計算で用いられる SCALE5.1/ORIGEN コードに対して、BWR の PCV 内の中性子エネルギースペクトルを反映した放射化断面積ライブラリ MAXS が整備されたの [1]。これを用いて、小型 BWR を対象としてベンチマーク計算を実施した。また、これに併せ、任意のエネルギー群構造から計算の都度、放射化断面積を作成して計算を行う機能を有する SCALE6.1/COUPLE/ORIGEN-S を用いた計算も実施し、両者の比較も行った。

2. BWR のベンチマーク計算

2-1. MAXS ライブラリ

MAXS ライブラリでは、図 1 に示す 7 種類のスペクトルによる 7 通りの放射化断面積が用意されている[2]。ユーザが BWR の放射化計算を実施する際には、計算対象箇所のスペクトルに最も適合したライブラリを選択する。

2-2. ベンチマーク計算

小型 BWR の PCV 内 30 点で放射化箔（金箔及びニッケル箔）を用いて測定された放射化放射能[3]をベンチマーク問題として設定した。

3. 結論

本ベンチマーク計算を通して、計算対象のスペクトルを反映した放射化断面積を用いることの有効性が確認できた。

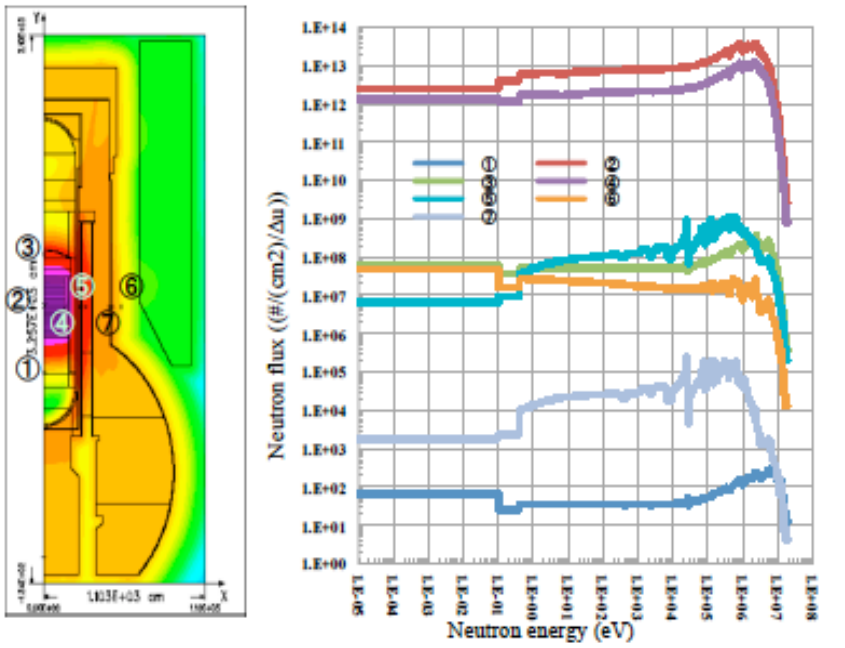


図 1　MAX ライブラリで用いられた中性子エネルギースペクトル[2]

参考文献

[1] K. Okumura et.al, *Proc. of SND 2014* - 150716 (2014)
[2] K. Tanaka, Proc. of CNR*15 2015 -10003(2016)
[3] K. Tanaka et al, PNE,**85**: 254-270 (2015)

*Ken-ichi Tanaka[1] and Jun Ueno[2]
[1]The Institute of Applied Energy, [2]Genden Nuclear Engineering and Service Company.

放射化量評価高精度化のための基礎的検討
（1）微量元素の分析法とばらつき

Fundamental investigations for precise estimation of activation
(1) Analysis and uncertainty for determination of trace elements

*木下 哲一[1]，谷本 祐一[1]，小迫 和明[1]，多田 茜[1]，鳥居 和敬[1]，黒澤 到[1]
[1]清水建設株式会社

一般的に普及している化学処理を伴う手法を用いて岩石試料に含まれる主要元素および微量元素の元素分析を行った。分析方法が及ぼす分析値への影響やその注意点、分析値のばらつきなどついて考察を行った。

キーワード：コンクリート，微量元素分析，化学処理，廃炉

1. 緒言

原子炉の運転の伴い生体遮蔽コンクリートなどは放射化される。生成放射能量はコンクリートなどの元素組成、中性子スペクトル、核反応断面積、運転履歴の 4 つのパラメータより計算され、生成放射能は廃止措置計画において重要な役割を果たす。発表(2)における生成放射能は、元素組成のばらつきが大きく影響する。本研究では、一般的に普及している手法を用いて、岩石試料中の主要元素と微量元素の分析を行った。分析値のばらつきやその要因、分析手法による分析値への影響などについて考察した。

2. 試料の分析方法

本研究では複数の機関により岩石試料を化学処理し、主要元素および微量元素の分析を行った。例として Co と Eu の分析に用いた大まかな試料処理法を次に示す。

①硝酸+過塩素酸分解、ろ過、残渣をアルカリ融解、酸に溶解、ICP-MS 分析
②王水+過塩素酸分解、ろ過、残渣をフッ酸分解、過塩素酸の白煙処理によりフッ素を除去、ICP-MS 分析
③フッ酸+硝酸分解、ホウ酸添加によりフッ素をマスク、ICP-MS 分析

3. 結果と考察

「地球化学標準物質」（産業技術総合研究所）の標準岩石 JG-3 を各手法により分析し、元素の公称値との比を図 1 に示す。数十%の割合で含まれる Si や Ca の分析値は公称値に近く、分析方法による差は顕著に見られない。しかしながら、濃度が数 ppm と低い Co、Eu、Cs は分析値のばらつきが大きい。特に Eu は全体的に分析値が低い傾向が見られる上、フッ素が分析値へ大きく影響する。

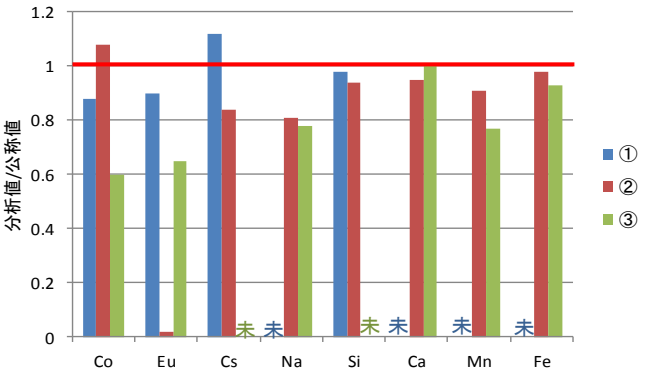


図 1　本研究により分析された標準岩石 JG-3 に含まれる元素の公称値との比。「未」は未実施を示す。

これらの結果を踏まえ放射化量見積もりへの影響を考えると、Si や Ca などの主要元素の濃度はコンクリート内での中性子の輸送に強く影響するが、高精度に分析可能であるため、中性子スペクトルは十分な精度の計算ができると考えられる。その一方、Co や Eu などの微量元素の濃度は放射化量に大きく寄与し、ばらつきが大きい上、過小評価気味である。放射化量の見積もりには、本研究におけるこれらの傾向を考慮する必要がある。

*Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Kazuyuki Torii[1], Itaru Kurosawa[1]
[1] SHIMIZU CORPORATION

放射化量評価高精度化のための基礎的検討
(2)微量元素分析と放射化放射能量評価

Fundamental investigations for precise estimation of activation

(2)Analysis of trace elements and estimation of radioactivities by activation

*鳥居 和敬[1]，木下 哲一[1]，谷本 裕一[1]，小迫 和明[1]，多田 茜[1]，黒澤 到[1]

[1]清水建設株式会社

原子力発電所の放射化放射能量評価における Eu，Co などのコンクリートの微量元素量の影響を評価するため，BWR 型原子炉モデルプラントの生体遮へいコンクリートに対して，放射化放射能量評価を実施した。(1)から得られた微量元素量の変動幅をもとに，パラメータスタディを行い微量元素量の影響を考察した。

キーワード：生体遮へいコンクリート、放射化放射能量、微量元素、放射化計算

1. 緒言

原子力発電所の廃止措置計画立案に当たっては，放射性廃棄物量を正確に算定することが重要である。廃棄物量の大部分を占めるコンクリートの放射化放射能量の算定では，ppm オーダーで含まれる Co や Eu などの微量元素が決定核種である。発表(1)で考察した微量元素の変動幅が放射化放射能量の算定に与える影響を評価した。

2. 検討内容

2-1. 中性子束の計算

Mark-I 沸騰水型原子力発電所のモデルプラントを作成し，モンテカルロ法により中性子束を計算した。モデル化範囲は図-1 に示す原子炉格納容器と生体遮へいコンクリート部分である。輸送計算には MCNP コードを使用した。

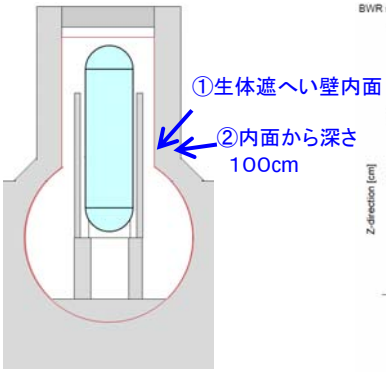


図-1　解析モデル(BWR Mark-Ⅰ)

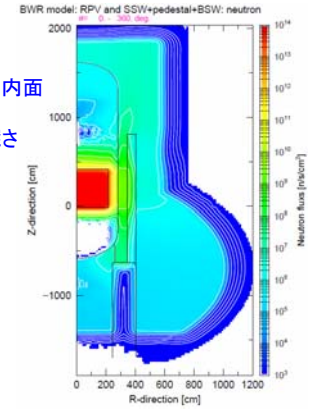


図-2　中性子束の解析結果

2-2. 放射化放射能量の計算

コンクリートの元素組成を設定し，原子炉稼働率 75%で 25 年間運転，炉停止 10 年後の放射化放射能量を算定した。Co，Eu の変動を想定し，Co の含有量を 20 倍，Eu の含有量を 5 倍にした時と，核種毎のクリアランスレベル比とそれらの合計を比較した結果を図-2 に示す。変動によりクリアランスレベル境界が移動し，放射性廃棄物量が最大で約 1.5 倍になる可能性がある。

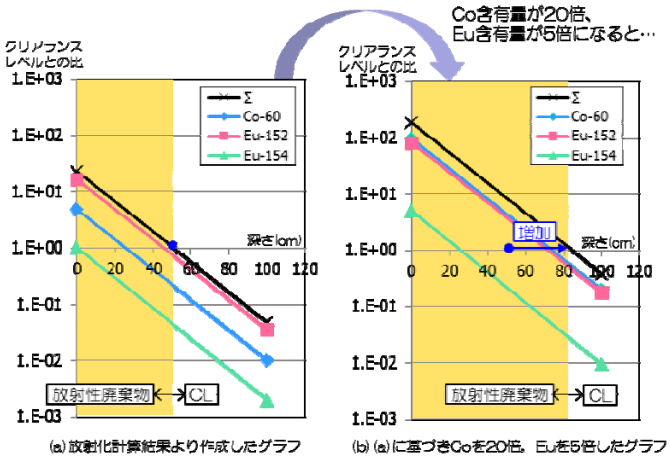


図-3　微量元素変動幅を考慮した放射性廃棄物量の比較

3. 考察

コンクリート中の微量元素 Co と Eu の分析精度が，放射性廃棄物量に大きな影響を及ぼす。今後，微量元素成分量の最適な設定法を確立する予定である。

*Kazuyuki Torii[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuichi Tanimoto[1], Kazuaki Kosako[1], Akane Tada[1], Itaru Kurosawa[1]
[1] SHIMIZU CORPORATION

^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響

Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning

㈱　ナイス　＊　江連 秀夫

原子炉構造材に大量に使用される SUS が中性子照射されて ^{59}Ni が生成され、それから内部制動放射(IB)によって放出される γ 線（1.07MeV までの連続スペクトル）の線量は定量的に評価されない。そこで、これと併せて特性 X 線による線量が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。

キーワード：SUS、EC 崩壊、^{59}Ni、放射能、連続スペクトル、線量、廃止措置

1.緒言

原子炉構造材として大量に使用される鋼材、SUS 等は中性子照射され、放射性核種が生成される。それによる線量率等を評価して、廃止措置計画が作成されている。しかし、^{59}Ni は EC 崩壊し、その際に内部制動放射(IB)によって 1.07MeV までの連続スペクトルを持つ γ 線を放出する。しかし、被ばく線量がどのくらいになるかについて具体的に評価がされていない。このために、M.Pfutzner 等[1]が示した「^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」を用いて JPDR の炉心シュラウドで生成される ^{59}Ni からの γ 線放出量を求め、更に、Z.Janas 等[2]が測定した γ 線スペクトルから平均 γ 線エネルギーを求めて、その線量換算係数から表面線量率を評価した。その値が廃止措置計画に及ぼす影響について考察する。

2.解析

JPDR の炉心シュラウドは、SUS で、放射能の測定、計算[3]が行われているので、測定値、運転履歴、核断面積等を用いて 80%稼働率で 40 年間運転した時の核種の放射能を求めた。^{59}Ni の放射能は測定されていないので、測定されている ^{63}Ni の放射能を用いて、次式によって求めた。

$$(\lambda n)_\ell = (\lambda n)_k \frac{\sum_{i=0}^{n} \sigma_\ell \varphi_i N_\ell \left(1 - exp(-\lambda_\ell T_i)\right) exp(-\lambda_\ell t_i)}{\sum_{j=0}^{n} \sigma_k \varphi_j N_k \left(1 - exp(-\lambda_k T_j)\right) exp(-\lambda_k t_j)}$$

これらの結果を図 1 に示す。記号は通常用いられるものである。サフックス k 及び j 又は、ℓ および i はそれぞれ放射能を測定、又は評価された核種及びその評価に用いる運転履歴を表す。中性子束は連続運転期間中の平均炉出力に比例し、また、放射化断面積は運転条件に対して一定[4]と仮定した。図 1 から放射能濃度は 40 年を過ぎると殆ど一定になる。^{59}Ni の放射能濃度も大きいことが分かる。^{94}Nb は不純物によるものである。このほか、^{54}Mn、^{59}Fe 等は、半減期が短いので ^{60}Co より早く減衰する。M.Pfutzner 等が理論的に求めた「^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」7.92×10^{-4} について特性 X 線の生成率[5]を補正して ^{59}Ni の放射能からの EC 崩壊 γ 線放出率を求めた。また、彼らが求めた ^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線スペクトルの近似曲線から平均 γ 線エネルギーを求め、その線量換算係数[6]からシュラウドの表面線量率を求めた。この結果を図 2（59Ni(X)：特性 X 線，59X(IB)：^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線による線量）に示す。100 年を過ぎると ^{94}Nb 及び ^{59}Ni による線量率が支配的になり、ほぼ一定となる。^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線による表面線量率は特性 X 線の約 280 倍である。廃止措置で遅延解体、安全貯蔵を計画した場合に、^{59}Ni の放射能による表面線量率が約 670μSv/h、解体時の作業員の被ばくに大きく影響するとは考えにくいが、年間の被ばく量は 5.87Sv/y となる。^{94}Nb のように不純物による表面線量率が大きいことが分かる。

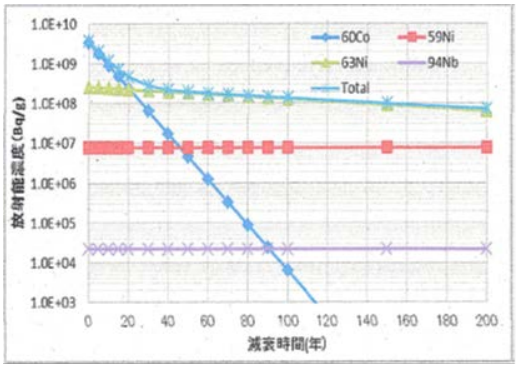


図 1　炉心シュラウドの放射能濃度の時間変化

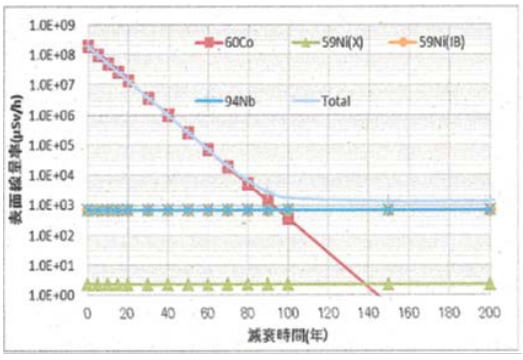


図 2　表面線量率の時間変化

3.結論

^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線による表面線量率は、M.Pfutzner 等の「^{59}Ni の EC 崩壊 γ 線生成対特性 X 線の生成比」の理論値及び Z.Janas 等[2]の γ 線スペクトルの測定値を用いて求め、特性X線の約 280 倍、年間の被ばく量は 5.87Sv/y になる。今後、解析に用いた諸条件が本解析にマッチしているかを見極めたい。

参考文献

1) M.Pfutzner, k.Pachcki and J.Zylicz, Evidence for the virtual ß-γ transition 59N decay. *Physical Review* C92, 044305, 7, Oct. 2015, 2) Z.Janas, M.Pfutzner etc., Study of the internal bremsstrahlung accompanying the (2nu)-forbidden electron capture decay of ^{59}Ni 3) 助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏, JAERI-Tech 2001-058 4) H.Ezure, J. Nucl. Sci. Technol. 35, 4, pp255-263, 5) 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 6) ICRP 116, 付属書 A, 2010

Hideo Ezure
Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3 Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[1C05-08] Scenario evaluation, System development, Dismantling technology

Chair: Ken-ichi Tanaka (IAE)

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[1C05] Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components

*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of Fukui)

3:50 PM - 4:05 PM

[1C06] Evaluation of Decommissioning Cost

*Haruka Okude[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1.University of FUKUI)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C07] Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], Yuya Koda[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C08] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

炉心部機器の解体で発生する廃棄体製作に係る最適化の検討 ～廃棄体数計算モデルの開発～

Optimization Study for Waste Packaging of Dismantled Reactor Components
～Development of Package Number Calculation Model～

*高橋　純平，川崎　大介，柳原　敏
福井大学

解体廃棄物の廃棄体数計算モデルを作成し、L1 相当の解体廃棄物を L2 廃棄体中に混合することによる L1 廃棄体数削減の可能性について検討した。L1 相当の上部格子板はこの混合によって L2 廃棄体として処分可能で、それにより L1 廃棄体数が削減される可能性があることがわかった。

キーワード：廃止措置　解体廃棄物　廃棄体数　表面線量率　最適化

1. 緒言: 炉心部機器の解体では放射能濃度が高い解体廃棄物が発生し、特に L1(余裕深度処分)相当の廃棄物は処分コストが高いため、廃棄体発生数を抑制することが望ましい。単体では L1 相当の廃棄物でも、少量ずつ L2(ピット処分)相当の廃棄物の中に混ぜることによって、ピット処分に係る濃度上限値を下回れば L2 廃棄体として処分できると考えられ、その分 L1 廃棄体数の削減につながる。本研究では、L1 相当の廃棄物と L2 相当の廃棄物を混ぜた混合廃棄体も含めて廃棄体数を計算するモデルを開発し、混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性の評価を行い、最小の L1 廃棄体数を計算することを目的とする。

2. 廃棄体数計算モデルの開発と廃棄体数削減可能性の検討

2.1 廃棄体数計算モデル: 解体対象物の重量や密度、廃棄体容器収納時の充填率、容器の容積等を与条件として廃棄体数を計算するモデルを作成した。さらに、二種類の解体対象物を混合して一体の廃棄体 (混合廃棄体) を製作する場合について、混合廃棄体一体当たりに収納する各々の廃棄物重量をパラメータとして廃棄体数を算出するモデルを作成した。

2.2 L1 廃棄体数の削減可能性の検討: L1 相当の機器毎に混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性を評価した。廃棄物としては L1 相当のシュラウドと上部格子板、L2 相当の炉心支持板など計 8 機器を対象とし、放射能濃度や機器重量は NUREG[1](1100MW BWR, 30 年運転・10 年冷却)を参照した。廃棄容器形状は L1・L2 ともに一辺 1.6m、厚み 5cm の立方体とした。混合廃棄体を製作する際は L1 廃棄体数を目的関数とした最適化問題を解き、理論上の最小 L1 廃棄体数とその時の L2 廃棄体数を算出した。制約条件は(1) 混合廃棄体の収容放射能濃度がピット処分に係る濃度上限値以下であり、(2) 表面線量率が 500mSv/h 以下であることとした。線量率評価から、シュラウド廃棄体には遮蔽材設置が必要であるとわかった。L1 廃棄体 2 体分の物量がある上部格子板は、L2 廃棄物と混合することにより全て L2（混合廃棄体）として処分可能となることがわかった。シュラウドの場合、全ての L2 相当の機器を費やして混合させても、シュラウドの L1 廃棄体 3 体が残り、混合しなかった場合から L1 廃棄体数を削減出来なかった。

2.3 廃棄体数の計算: 炉心部機器 8 機器を対象に総廃棄体数を算出し、混合した場合の L1 廃棄体数の最小値を評価した。上部格子板を L2 相当の機器と混合させることにより L1 廃棄体数は最小化され、L1 と L2 の廃棄体数はそれぞれ 3 体と 15 体であった。混合しない場合は、5 体(L1)と 14 体(L2)であり、混合廃棄体製作によって L1 廃棄体数を 5 体から 3 体に減らせることがわかった。

3. 結論および今後の計画: 混合廃棄体製作による L1 廃棄体数の削減可能性を検討した結果、上部格子板は全て L2 廃棄体として処分できる可能性があり、その分 L1 廃棄体数を削減できることが分かった。今後は廃棄物の放射能濃度に係る条件を変化させた場合の発生廃棄体数について評価することを計画している。

参考文献: [1] H.D.Oak, et al .NUREG/CR-0672,Vol.2

Jumpei Takahashi, Daisuke Kawasaki and Satoshi Yanagihara, University of Fukui.

廃止措置の費用評価　(3)大型発電炉を対象とした評価方法の検討

Evaluation of decommissioning cost (3) Study of evaluation methods for a large-scale power reactor

*奥出 陽香，川崎 大介，柳原 敏
福井大学

原子力発電所の解体作業に関して、発電炉の規模に対する作業時間の依存性について検討を行い、大型発電炉にも適用可能な汎用的な作業時間算出モデルを作成した。

キーワード：廃止措置，費用評価，人工数，作業時間，JPDR，解体作業

1. 緒言　これまでの研究で、JPDR の解体実績データ[1]の分析に基づき、作業人工数の分布を算出するモデル[2]を作成した。しかし、小型発電炉である JPDR は、大型発電炉とは機器・構造物の寸法や重量などが大きく異なるため、モデルやデータの大型発電炉への適用方法の検討が必要である。本研究では、炉心周辺部機器・構造物の解体を対象として、作業人工数算出の基となる作業時間の発電炉の規模への依存性を明らかにし、大型発電炉にも適用可能な作業時間算出モデルを作成することを目的とする。また、解体対象物の配置や形状等の詳細情報を設定しなくても適用可能なモデルとする為に、主に解体対象物の重量を指標として作業時間を算出する事とした。

2. 検討方法

2-1. JPDR 解体作業の分析　JPDR 解体の実績データより、炉心周辺部の対象物毎の解体作業を切断、ブレード交換、切断準備、水処理、容器収納などの項目に細分化し、発電炉の規模に対するそれぞれの作業時間の依存性を分析した。後述のモデルに組み込むために、これらの作業項目毎に切断一回当たりの作業時間の分布を抽出した。

2-2. モデル作成の基本的考え方　前述の作業項目の切断一回あたりの作業時間と解体対象物の切断回数から解体対象物の全解体作業時間を算出する計算モデルの検討を行った。細分化した作業項目の切断一回あたりの作業時間に影響を与えるパラメータ(切断長さ等)を抽出し、これらのパラメータによる作業時間の分布への影響を検討することとした。別途、各解体対象物に対して切断回数を算出するモデルを作成した。また、これらのモデルを用いて作業時間の発電炉の規模への依存性について検討し、作業時間の分布の補正を行うこととした。

3. 結果　各々の解体作業項目についてそれぞれ作業時間を算出するモデルを作成した。例えば、圧力容器の切断時間については、切断長さを切断速度で除して算出した。ここで、一回の切断長さは、廃棄体容器の寸法を基に設定される切断片の一辺の長さと設定した。切断回数については、切断片一個当たりの重量と圧力容器の重量の比から切断片の個数を算出し、切断片一個につき二回の切断を要するものとした。発電炉の規模の影響は、主に圧力容器寸法と重量、さらに重量から算出される切断回数に反映されるものとした。他の解体対象物に対しても作業項目毎にモデル化を行い、JPDR 解体実績データから抽出した分布を含めた形で炉心周辺部機器・構造物解体にかかる作業時間を算出することが可能となった。

4. 結論　JPDR 解体の実績データの分析結果を使用して、主に解体対象物の重量をパラメータとして規模の異なる発電炉に対しても分布を含めた作業時間の評価が可能なモデルを作成した。今後は、作成モデルを用いて、110 万 kW 級発電炉に対して解体作業にかかる費用を計算し、その妥当性について検討を行う。

参考文献

[1] 白石，他(1998), JPDR-Data-98-010, 112-114　[2] 奥出，他(2015), 2015 年秋の大会, G09.

*Haruka Okude, Daisuke Kawasaki and Satoshi Yanagihara, University of Fukui.

原子力施設廃止措置における知識マネジメント支援システムの構築
(6)ベテラン技術者の知識継承のための取り組み

Integration of Knowledge Management Support System for the Decommissioning of Nuclear Facilities

(6)Activity for Knowledge Transfer of Technical Expert

*加藤 靖章[1,2]，柳原 敏[1]，井口 幸弘[1,2]，手塚 将志[2]，香田 有哉[2]

[1]福井大学，[2]原子力機構

「ふげん」は長期に渡る廃止措置を円滑に行うために、知識マネジメントの取組を進めている。建設時代から業務に携わってきたベテラン技術者は、若手職員が持ちえない豊富な経験、技術等を保有しているが、このような職員は定年退職していく状況にあり、それと同時に有用な知識が組織から失われてしまうことが懸念される。そこで、ベテランに内在する知識を共有し、次世代に継承する手法について検討した。

キーワード：廃止措置、暗黙知、継承、場

1. 緒言

原子力施設の廃止措置は長期に渡るため、ベテラン技術者から若手技術者への知識、技術の継承は重要な課題である。経験が長い技術者であればあるほど個人に内在する経験や知識は豊富であるが、そのようなベテラン技術者は定年退職していく状況にあり、若手技術者への知識、技術の継承が急務とされている。

2. ベテラン技術者に内在する知識抽出

「ふげん」におけるベテラン技術者個人に内在する知識として、建設・運転時代の経験談、誰が何を知っているか、各種設備に関する歴史的な経緯等といった文章化されずに個人レベルで留まっている知識や、経験を積まないと体得できない匠の技、長年の経験に基づく勘のような言葉による表現が難しい知識がある。野中[1]はこのような知識が組織で共有、継承されるメカニズムについて**場（Ba）**の概念を導入し、その重要性について述べている。場は知識を共有するための空間であり、個人・集団が直接的あるいは間接的に相互作用しあうことによって個人の持つ知識が共有される（図）。「ふげん」における取組では、この場に着目し知識継承の方法について検討・実践している。

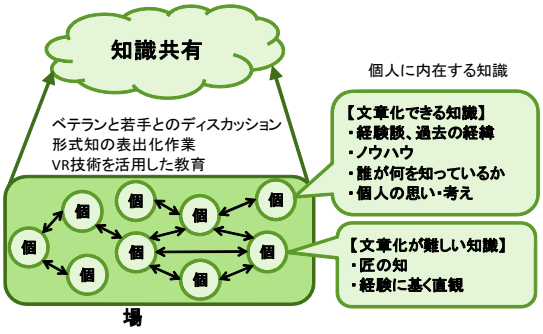


図 知識共有の場モデル

3. 取り組み状況

知識継承を行うための場として様々な形態の場が考えられるが、「ふげん」でいくつか場を構築し、その有効性を検討した。具体的には、最前線の現場で解体、除染、技術開発等を担当する若手実務者とベテラン技術者による双方向コミュニケーションを目的に、両者を交えた議論の場をこれまでに 4 回設けた。個人が持つ古い知識、記憶は簡単に思い出せない性質があるため、事前に若手実務者のニーズを把握し議論に臨んでもらうことにより、ベテランが持つ貴重な知識の抽出を容易にした。また、実際の議論を自由な雰囲気の中で行うことにより、現場のニーズに合った知識や、若手職員では知りえない設備に関する古い歴史的経緯等の情報、また話題から連想された補足的な知識を引き出し、若手技術者へと共有が行われた。

また、人から人への間接的な知識継承の場として、有識者による古いドキュメントに関する補足資料を作成し、既存の知識と紐付ける取組にも着手した。これは膨大な知識源のインデックス化により、知りたい知識に辿り着くための検索支援環境を整備するとともに、規則制定や設備設計に係る根拠や背景を表出化させるものであり、この取組も間接的な相互作用により形成される一つの場と見なすことができる。

4. まとめと今後の予定

上記のように、廃止措置を進める「ふげん」において、ベテラン技術者に内在する知識の共有・伝承について試行した。具体的には、いくつかの知識共有の場を構築することによって、知識の継承が行われるだけでなくベテランと若手との間のコミュニケーション文化も強化された。今後は、施設情報を表示する仮想現実感（VR）技術を用いて、知識継承を支援する手法についても試行する。また、こうして得られた貴重な知識を文書化し、共有化を図るために検索機能等を有するシステムの構築を進めていく。

参考文献

[1]野中郁次郎，知識創造企業，東洋経済新報社(1996).

*Yasuaki Kato[1,2], Satoshi Yanagihara[1] , Yukihiro Iguchi[1,2], Masashi Tezuka[2], and Yuya Koda[2]

[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体
（8）LV-1 下鏡部の切断作業

In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(8) Cutting of lower part of the LV-1 tank

*横塚 佑太[1]，三村 竜二[1]，藤倉 敏貴[1]，根本 浩一[1]，信田 重夫[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

再処理特別研究棟（JRTF）では、高線量エリアにおける設備、機器等の解体・除染技術の開発に資することを目的として、核分裂生成物（FP）で汚染された廃液貯槽 LV-1 をコンクリートセル内で解体（原位置解体）を行っている。本報告は LV-1 の下鏡部及び下胴部の切断作業について述べる。

キーワード：再処理特別研究棟，廃止措置，高線量エリア，廃液貯槽，コンクリートセル，原位置解体

1. 緒言

JRTF では、FP で汚染した廃液貯槽 LV-1 の原位置解体を実施している。解体作業を通して、作業管理、作業者被ばく及び廃棄物等のデータを取得し、原子力施設の状況に応じた安全で合理的な廃止措置の確立に役立てることとしている。LV-1 内部配管、上鏡部及び上胴部の切断作業[1]後、下鏡部及び下胴部の切断作業を平成 27 年度に実施した。下鏡部には固着性汚染が残存していたため、切断による空気中放射能濃度の測定結果に基づき、作業者の放射線防護装備を変えて切断を行った。本報告では、下鏡部等の切断作業結果と放射線防護装備の差異による作業性の比較について述べる。

2. 廃液貯槽 LV-1

LV-1 は冷却水ジャケットを備えた二重構造の貯槽であり、コンクリートセル内に設置されている。本貯槽には湿式再処理試験の共除染工程で発生した廃液（FP 含有廃液）を貯留していた。LV-1 内部の線量率は、解体作業前には、最大で 3.18mSv/h であったが、タンク内部の残渣の回収及び除染を行うことにより 1.4μSv/h 以下に低減させた[1][2]。しかしながら、切断作業に伴い、固着性汚染の舞い上がりが懸念されたため、予備切断作業時に空気中放射能濃度の測定を行い、作業計画を策定し、実施した。

3. 切断作業

切断作業は、切断片の重量を作業者が一人で安全に取り扱える重量（約 15kg）となるよう切断位置をあらかじめマーキングして実施した（図 1）。切断作業はチップソー等を用いた機械的切断で実施した。切断時に LV-1 内にダストサンプリング端を設置し、エアラインスーツ装備で試験的に下胴部及び下鏡部を切断し、空気中のα核種の放射能濃度を測定した。測定の結果、下鏡部の切断作業には空気中放射能濃度の上昇が確認されたため、エアラインスーツを着用して切断を行った。一方、下胴部の切断作業では、空気中放射能濃度の有意な上昇が確認されなかったため、全面マスクとタイベックスーツを着用して切断を行うことで、作業の効率化を図った。本作業の作業人工数は 643 人・日、集団被ばく線量は 0.16 人・mSv、放射性廃棄物は解体廃棄物が約 2.4ton、付随廃棄物が約 0.97ton であった。またエアラインスーツ着用時に比べ、全面マスク及びタイベックスーツ着用時の作業効率（切断長/作業時間（準備・着装及び脱装時間を含む））は約 1.8 倍であった。

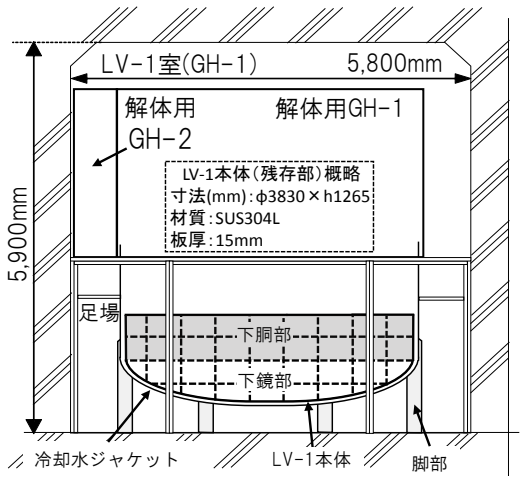


図 1　LV-1 切断予定図（マーキング）

4. 結言

LV-1 本体（冷却水ジャケット、脚部を除く）の撤去が完了した。今後、残存している冷却水ジャケット、脚部等の撤去を進めるとともに、解体で収集したデータのとりまとめを行い、横置き貯槽類の作業データとの比較及び一括撤去工法と原位置解体工法の比較・分析を行っていく。

参考文献　[1] 三村他：日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集 3E10
[2] 中塩他：日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集 D17

* Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Koichi Nemoto[1] and Shigeo Shida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D01-03] Migration of Cesium

Chair: Takamitsu Ishidera (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 10:50 AM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D01] Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium

*Takenori Ozutsumi[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2).

*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University)

10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution

*Haruo Sato[1], Takuya Chikami[1] (1.Okayama University)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

セシウムおよびストロンチウムの移行挙動に及ぼす液相飽和率変化の影響

Influence of the Saturation Change of Liquid Phase on the Migration of Cesium and Strontium

*小堤健紀[1]，新堀雄一[1]，千田太詩[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では，不飽和層の形成が核種移行挙動へ及ぼす影響として，固相表面の核種収着サイトの制限と，流路屈曲に起因する地下水流動の遅延に着目し，カラム充填層を用いた流動実験および移流分散方程式による数値解析を基に，セシウムとストロンチウムの遅延効果の変化を定量評価した．その結果，不飽和層における遅延効果の減少と分散効果の増加が確認された．

キーワード：不飽和層，浅地中処分，多孔質層，カラム実験

1. 緒言：福島第一発電所事故に伴い発生した放射性廃棄物の一部は，比較的浅い地下への保管あるいは埋設を視野に入れ，その取り扱いを検討する必要がある．深度の浅い地下環境に想定される多孔質媒体中の地下水流動場においては，液相と気相が混在する不飽和層が形成されるために，処分場から漏出した核種の移行挙動が，地下水で飽和した場合と比較して変化する可能性がある．本研究においては，カラム内にケイ砂を充填することで浅地中の多孔質層を模擬し，脱水と再冠水によりカラム内部に飽和層と不飽和層を調製した．この飽和層と不飽和層のカラムを用いて，安定同位体のセシウム溶液とストロンチウム溶液を流し，元素流出の経時変化を理論値と比較することにより，遅延係数等のパラメータを定量した．

2. 実験：平均粒子径が 350 μm のケイ砂を，純水の入ったカラム（体積 6 mL）に振動させながら充填することにより飽和層のカラムを調製した．不飽和層は，飽和層のカラムに空気を注入して一度脱水し，その後液相を流して再冠水させることにより調製した．この時，不飽和層の液相飽和率（カラムの間隙を液相が占める体積割合，以下「飽和率」）は 2 通りの方法により調製した．高い飽和率（0.9-1.0 の範囲）は再冠水をカラムの下端から上端方向へ，比較的低い飽和率（0.8-0.9 の範囲）は再冠水をカラムの上端から下端方向へ行うことにより調製した．これらのカラムに，1 mM に調整した安定同位体のストロンチウム溶液あるいはセシウム溶液をそれぞれ通液し，流出液の元素濃度を原子吸光法により定量した．

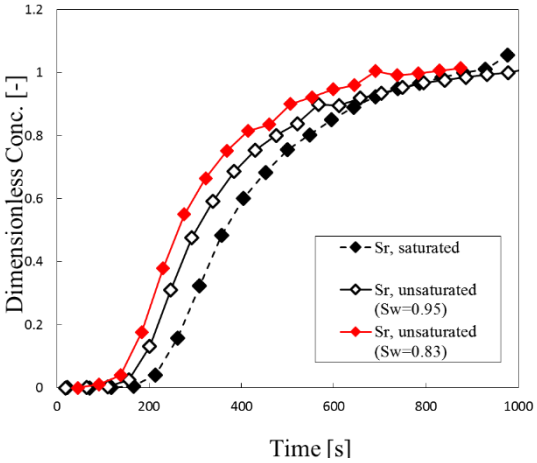


図 1 ストロンチウムの物質移行挙動

表 1 パラメータの評価結果

Element	S_w [-]	P_e [-]	R_d [-]
Cs	1	20	5.9
	0.92	15	5.7
	0.82	15	5.4
Sr	1	20	3.6
	0.95	15	3.2
	0.83	15	3.0

3. 結果･考察：図 1 にストロンチウムの実験結果を示す．縦軸は流出液の元素濃度をトレーサー溶液の初期濃度により規格化した無次元濃度であり，横軸は流出液を採取した時間を示す．図 1 より，飽和率の減少に従ってストロンチウムの流出開始が早くなり，遅延効果が小さくなっていることがわかる．この結果を，一次元移流分散方程式とフィッティングすることにより，遅延係数やペクレ数（P_e）を導出した．評価結果をまとめた表 1 に示すように，不飽和層においては，元素によらずペクレ数と遅延係数が減少した．ペクレ数の減少は分散効果の増大に伴うものであり，不飽和層における流路の屈曲によると考えられる．また，遅延係数の減少は，気相により固相表面の収着サイトが減少し，見かけの分配係数が減少することを意味する．以上のことから不飽和層においては，核種収着の低減によって移行が促進され得る一方，分散効果の増大は核種遅延に寄与する可能性があり，今後，流速や間隙率を系統的に整理した不飽和層中の核種移行挙動の検討が必要である．

謝辞：本研究の一部は，「文部科学省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「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」，および科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Takenori OZUTSUMI[1], Yuichi NIIBORI[1], Taiji CHIDA[1]

[1]Tohoku Univ. Graduate School of Engineering

河川水懸濁物に対するCs(I)の吸着・脱離挙動に関する研究（その2）

Study on Cs(I) adsorption and desorption on suspended matters in Fukushima river water (2)

*小野寺　将規[1]，桐島　陽[1]，秋山　大輔[1]，佐藤　修彰[1]，長尾　誠也[2]
[1]東北大学 多元物質科学研究所，[2]金沢大学 環日本海域環境研究センター

河川に沈着した放射性セシウムの移行挙動を河川水懸濁物との相互作用の観点から評価し、実環境でのセシウムの移行挙動を解明することを目的として、阿武隈川等の河川水懸濁物を採取し、^{137}Csトレーサーを用いたバッチ式の吸着および脱離実験を行い、セシウムの懸濁物に対する吸着・脱離率の算出や吸着・脱離機構の考察を行った。

キーワード：セシウム，河川水，懸濁物，吸着，脱離，福島

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により環境中に放出された放射性セシウムのうち、河川に沈着したものは河川水中の懸濁物（主として粘土鉱物で構成される）に吸着され[1]、河川の流れとともに移行し、最終的に海洋へ流出すると推測されている[2]。事実9.2 TBqもの放射性セシウムの河川から海洋への流出[2]も確認されており、河川水中でのセシウムの移行挙動に関して評価を行うことは河川に沈着した放射性セシウムによる河川-海洋汚染の分布を検討する上で重要な知見になると考えられる。

2. 実験

河川水中の懸濁物とCs(I)の吸着・脱離挙動を調べるために^{137}Csトレーサーを使用したバッチ式の吸着・脱離実験を行った。吸着実験においては、福島県内の河川（阿武隈川、夏井川）から採取した河川水懸濁物（以下SS試料）と調製した模擬河川水30 ml（[Cs]T = 173 ppt ~ 1 ppm）を使用し、脱離実験に関しては、吸着実験で作成したCs吸着済みSS試料（[Cs] ≒ 970 ng / g(SS) 程度）と各種脱離溶液（NaCl, NH_4Cl,実海水,超純水等）を使用し、それぞれ放射能測定からCs吸着率および脱離率を算出した。また、Cs吸着時の固液比を変化させたCsの脱離実験や、単一の粘土鉱物を用いたXRD測定によるCs吸着・脱離時の構造変化などからもCsの吸着・脱離挙動を検討した。

3. 結果・考察

実験結果から、固液比0.17 g/L（5 mg -30 ml）での分配係数と溶存Cs濃度の関係を求めると、SS試料に存在するCs吸着サイトは強い吸着サイトから弱い吸着サイトが連続的に分布していることがわかった。また脱離実験においてNaCl 1M溶液を用いると、Csの脱離率が80 %程度と最も高かったが、実海水での脱離率は30 %程度と低かった。さらに、NH_4Cl 1M溶液やCsCl 1M溶液による脱離率はそれぞれ20 %程度と15 %程度であり、Csの脱離反応は単純なイオン交換反応ではないことが示唆された。一方、超純水ではほとんど脱離しなかった。XRD測定の結果からは、脱離実験前後で低角側における粘土鉱物の構造変化が確認され、Csの脱離は構造変化に強く影響されることも示唆された。

参考文献

[1] 中尾淳, セシウムの土壌吸着と固定, (2012)
[2] 山敷 庸亮ら, Initial flux of sediment-associated radiocesium to the ocean from the largest river impacted by Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, (2014).

---

*Masaki Onodera[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2]
[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University
[2]Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University

福島原子力発電所事故により汚染された土壌中放射性セシウムの深度分布の変遷に基づく収着と整合的な拡散係数の解析と深度分布の将来予測

Analysis of Diffusion Coefficient Consistent with Sorption Based on Evolution of Depth Distribution of Radiocaesium in Soil Contaminated by the Fukushima Nuclear Accident and Future Prediction of Depth Distribution

*佐藤 治夫[1], 千頭 拓也[1,2]
[1] 岡山大学院, [2] 大阪航空局

福島原発事故により汚染した土壌中の放射性 Cs（Cs-134, 137）の深度分布の変遷に基づいて、バッチ実験からの収着分配係数（K_D）と整合的な見掛けの拡散係数（D_a）を算出すると共に、算出した D_a を用いて、事故から最大 30 年後までの深度分布を解析した。

キーワード: 福島原子力発電所事故, セシウム, 拡散, 深度分布, 将来予測

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、放出された放射性物質により福島県を中心に土壌や森林等が汚染された。除染活動が本格化する中で、面積の 7 割を占める森林は主な未除染域となっていることから、放射性物質の供給源となり得るものの、森林外への移動は少ないことが知られている。しかしながら、住民帰還の判断や帰還後の地域産業の再生等を考える上で放射性物質の移動・再分布に伴う放射線量率の分布と変遷の予測評価は重要である。今や線量率を支配しているのは放射性 Cs であることから、Cs の挙動が重要である。Cs は土壌や樹木等に沈着後、一部は地表面から深部へ移動し、また一部は土壌粒子等に収着し雨水等の流水と共に移動する。これらの移動には収着脱着プロセスが深く関与している。著者らは以前の発表で、バッチ実験からと濃度分布から得られる K_D との間には大きな乖離が見られたことから、濃度分布の変遷に基づいた、バッチ実験から得られる K_D と整合的な D_a を解析する手法について報告した[1]。本発表では、新しく濃度分布の変遷に基づいて算出した K_D と整合的な D_a を用いて、事故から最大 30 年程度までの深度分布を解析した。

2. 解析方法・条件

濃度分布は放射線の減衰を考慮した Fick の法則に基づいて解析した。初期に地表面に沈着した有限な量の放射性 Cs は深部へ拡散することから、薄膜拡散源を条件として解析した。D_a は事故から 1 年までの濃度分布の変遷に基づいて求めたことから、濃度分布の解析は 1 年までは従来の D_a に基づいて、それ以降は濃度分布の変遷に基づいて得られた D_a により解析した。このように、一連の解析は 2 段階で行い、1 年後までの濃度分布の解析結果を入力値とし、それ以降の解析を行うことから、数値解析（差分法）により行った。解析は、二本松市、川俣町、浪江町の調査地点 11 の内、D_a を算出できた 9 地点について実施した。離散化した 1 次元拡散方程式を(1)式に示す。

$$\frac{C_j^{i+1}-C_j^i}{\Delta t}=D_a\frac{C_{j+1}^i-2C_j^i+C_{j-1}^i}{(\Delta x)^2}-\lambda C_j^i \qquad (1)$$

ここで、

$C_j^i=C(t_i,x_j), t_i=i\Delta t, x_j=j\Delta x, i=1,2,3,\cdots, j=1,2,3,\cdots$

C: 濃度, t: 時間, x: 距離, Δ: 刻み, λ: 壊変定数

時刻 t_i に対する距離 x_j における濃度 C_j^i は、(1)式に初期及び境界条件を適用して前進的に計算することができる。

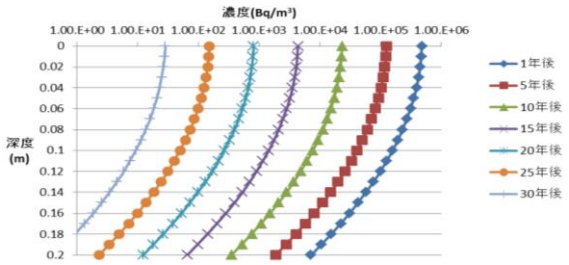


図 1 Cs-134 の濃度分布の変遷の計算例（浪江町昼曽根）

3. 結果・考察

図 1 に Cs-134 の濃度分布の変遷の計算例（浪江町昼曽根）を示す。1 年後以降、30 年後まで、濃度分布に大きな変化は見られないが、濃度は大きく減少している。同様に、Cs-137 の濃度分布にも大きな変化は見られないが、時間に対して濃度は殆ど減少していない。両者の違いは、Cs-134 の半減期が約 2 年と短いことによる。これらのことから、深部への Cs の移動は極めて遅く、今尚多くの割合の Cs が土壌表層付近に存在する事実とも整合する。

参考文献

[1] 佐藤治夫 他:原子力学会「2015 年春の年会」, L40, p.526 (2015).

*Haruo Sato[1] and Takuya Chikami[1,2]
[1]Okayama Univ., [2]West Japan Civil Aviation Bureau

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D04-07] Accident waste disposal

Chair: Tatsumi Arima (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:50 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D04] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

*Takao Ohi[1], Hirokazu Takahashi[2] (1.JAEA, 2.QJ Science Ltd)

10:50 AM - 11:05 AM

[1D05] Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system

*Hirokazu Takahashi[1], Takao Ohi[2] (1.QJ Science, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1D06] Preliminary study for disposal of fuel debris

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1], Seiji Takeda[1] (1.JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[1D07] Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris

*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物処分の人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解の導出とシステムの応答特性の把握
(1)2 重の拡散媒体を有する人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解とその応答特性

Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
(1) Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from EBS with the double diffusion media and the response characteristics

*大井 貴夫[1]，高橋 博一[2]
[1]IRID,JAEA，[2]QJ サイエンス

シリーズ発表（1)として，放射性廃棄物の処分の検討における解析解利用の利点と福島第一原子力発電所の事故廃棄物（１F 廃棄物）の検討における利用の概要を紹介する。また，2 重の拡散媒体を有する人工バリア(EBS)からの核種放出率の近似解析解の導出とそれを用いて示される EBS の応答特性について紹介する。

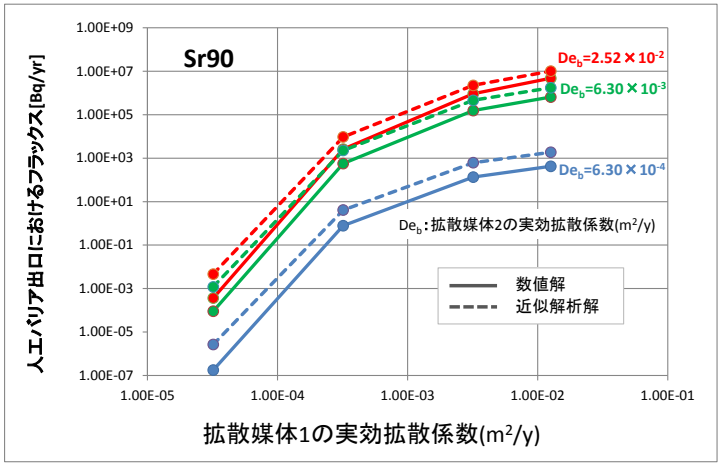
キーワード：近似解析解，応答特性，福島第一原子力発電所，処分の安全評価，余裕深度，地層処分

1. 放射性廃棄物の処分の検討における解析解利用の利点と 1F 廃棄物の処分検討における利用

処分システムからの核種放出率に関する解析解が導出され，パラメータの変動に対する放出率の変化(システムの応答特性)を定量的に把握できるようになれば，与えられた条件下で処分の安全性に影響を及ぼす，または，放出率が特異な変化を示すパラメータの閾値を把握することが容易になる。これらの情報は安全評価における重要なパラメータの同定やパラメータの取得条件の設定だけでなく，解析ケースの設定や評価の網羅性の論拠の提示に資する重要な情報になる。1F 廃棄物は，その処理・処分方法が決まっていない廃棄物であり，その検討においては，廃棄物の特性を考慮して適切な処理処分方法を選定することが主要な目的となっている。しかし，現状，処理・処分の検討に不可欠な廃棄物の性状（インベントリ，含有物質等)に関する情報が必ずしも十分得られていない状況にある。このことは，処分の安全評価に用いるパラメータ値の設定を困難にする。このような状況においては，上記の解析解によって与えられる情報は重要な情報になる。本検討では，1F 廃棄物の処分の安全評価に上述の解析解から得られる情報を適用することを考え，対象とする処分概念の応答特性を定性定量的に把握可能な近似解析解の導出を試みた。シリーズ発表(1)では，既存の研究成果[1]を踏まえ，既存の地層処分システムの近似解析解[2]を拡張することで導出した 2 重の拡散媒体を有する EBS の近似解析解とその応答特性について報告する。これは，余裕深度処分システムの応答特性を概略把握することを目的としたものである。続くシリーズ発表(2)では，浅地中処分システムの近似解析解と応答特性について報告する。

2. 2 重の拡散媒体を有する EBS の近似解析解と応答特性

既存の地層処分システムの近似解析解を 2 重の拡散媒体に拡張し，HLW, TRU の地層処分と余裕深度処分の EBS の応答特性を概略把握することが可能な共通の近似解析解を導出した。余裕深度処分システムを概略模擬した近似解析解については，数値解析コードの結果と比較することで，その妥当性を確認した（図参照)。また，応答特性の理解を容易にするため，崩壊を無視した簡略式を求め，この簡略式から，2 つの拡散媒体の個々の収着，拡散係数，幾何形状の変化と EBS からの核種放出率の関係を定量的に説明できることを示した。発表では，これらの結果について報告する。



※この成果は、経済産業省／平成 26 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）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1]鈴木他，多重人工バリアシステムを有する放射性廃棄物処分施設の安全評価手法に関する考察，原子力バックエンド研究 Vol.15, No.2, 2009 年 3 月.p87.
[2]地層処分低レベル放射性廃棄物の安全性向上に関する検討, NUMO-TR-14-03.

*Takao Ohi[1] and Hirokazu Takahashi[2]
[1]IRID, JAEA, [2]QJ Science.

放射性廃棄物処分の人工バリアシステムからの核種放出に対する近似解析解の導出とシステムの応答特性の把握
（2）浅地中ピットおよびトレンチ処分の処分施設からの核種放出に関する近似解析解の導出とその応答特性

Derivation of approximate analytical solutions for the nuclides release from engineered barrier system of radioactive waste disposal and understanding of response characteristics of the system
(2) Derivation of approximate analytical solution for the nuclides release from disposal facilities of pit and trench disposal system and the response characteristics

大井 貴夫[1]，*高橋 博一[2]
[1] IRID,JAEA，　[2] QJ サイエンス

シリーズ発表(2)として，浅地中ピットおよびトレンチ処分の処分施設からの核種放出率に関する近似解析解の導出について報告するとともに，浅地中処分施設の応答特性を概略的に提示する。

キーワード：近似解析解，応答特性，福島第一原子力発電所，処分の安全評価，ピット，トレンチ

1. 序

福島第一原子力発電所の事故廃棄物（1F 廃棄物）には複数の種類があり，その汚染状況や程度は様々であると考えられる。また，現時点では事故廃棄物の性状や発生量に関する情報には不確実性が大きい。1F 廃棄物を適切に処分するためには，線量が低く物量が多い廃棄物の検討が重要であり，対象となる浅地中処分の特性を把握する必要がある。本検討では，トレンチ及びピット処分の地下水移行を対象に，バリア機能を容易に把握するためのツールとして，核種移行率の近似解析解を導出し，数値解との比較によりその妥当性を確認するとともに応答特性を検討した。

2. ピット処分における人工バリア出口の核種移行率の近似解析解

本予稿ではピット処分についての結果を示す。学会標準で想定されている数学モデル [1]では，廃棄体からの溶出率，及び降雨浸透による廃棄体下部の岩盤への核種放出及び廃棄体下部に位置する岩盤内の核種移行，さらには，施設上部の難透水性覆土への拡散による移行がモデル化されている。本検討では，まず，廃棄体下部領域に相当する岩盤内の核種移行を保守的に無視することとした。対象とするモデルにおいては，移流による下部岩盤への移行と拡散による上部覆土への移行の 2 つの経路があり，これらの 2 つ経路を時間変化を考慮しつつ同時に解く必要がある。しかし，厳密にこの問題を解くと，式が繁雑になり応答特性の把握が難しくなると考えられる。そこで，本検討では簡略化のため，拡散と移流を別々に扱うこととし，上部覆土中が定常にある条件で廃棄体中の初期濃度を求め，降雨浸透による下部岩盤への移流に依存する廃棄体中の核種濃度の時間変化に基づいて廃棄体下部の岩盤への核種放出率を求めるモデルを構築し，近似解析解を求めた。得られた近似解析解の結果は，施設下流端より 250m の地点を評価地点とし，半減期，Kd の異なる 80 核種の移行率の最大値を対象として数値解の結果と比較された。その結果，図のように 1/λRd（λ：崩壊定数，Rd：岩盤中の遅延係数）が 1 以上の核種では 2 倍以内の誤差で数値解と一致した（図の縦軸は近似解÷数値解）。一部核種にみられる不規則な傾向は，廃棄体中の Kd の影響である。なお，数値解では施設下部領域の岩盤中の移行を考慮しているが，近似解では保守的にこれを無視している。また，学会標準のリファレンス条件における数値解計算において，下部岩盤への移行率と上部覆土出口での移行率を比較したところ下部岩盤への移行率が支配的であることがわかった。このような条件では，移流のみを考慮することでシステムの特性を把握することが可能になる。本検討では，近似解析解を用いてこのような上部覆土への拡散による移行が無視できる条件を検討した。結果の詳細については，当日の発表で報告する。

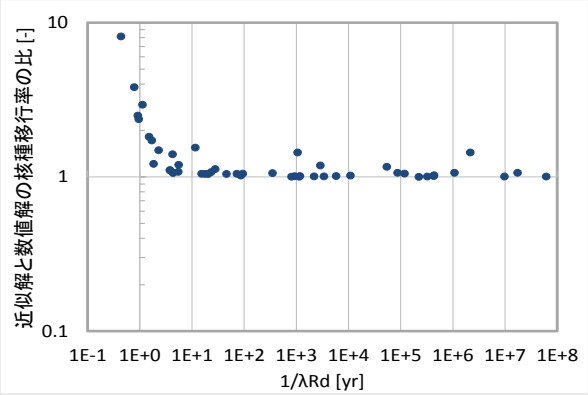


図　数値解と近似解の比較

※この成果は、経済産業省／平成 26 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）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 日本原子力学会（2013）：日本原子力学会標準　浅地中ピット処分の安全評価手法：2012, AESJ-SC-F023:2012.

Takao Ohi [1], *Hirokazu Takahashi [2]
[1] IRID, JAEA, [2] QJ Science

燃料デブリの処分に向けた予察的な検討
(1) バリア機能に着目した感度解析

Preliminary study for disposal of fuel debris
(1) Sensitivity analysis on safety functions of engineered and natural barriers

*島田 太郎[1], 西村 優基[1]、武田 聖司[1]
[1] 日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの処分に向け、燃料デブリ特性の不確実性とそれによるバリア性能への影響の不確実性に着目した感度解析を行った。
キーワード：燃料デブリ処分、福島第一原子力発電所、地層処分、人工バリア

1. 緒言：東京電力福島第一発電所の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されているが、その物理的化学的特性についてはまだ把握されていない。本研究では、燃料デブリ処分に求められるバリア機能を予察的に把握するため、現状の燃料デブリ特性を踏まえつつ不確実性を想定した核種移行の感度解析を実施し、バリア機能の相対的な重要性を検討するとともに、ガラス固化体の地層処分（HLW）と比較した。

2. 解析：HLW と同様の地層処分概念を前提にしつつ、燃料デブリはガラス固化せず直接金属容器に収納して処分することを仮定した。金属容器のサイズは、TMI-2 での貯蔵容器やガラス固化体のキャニスタの仕様を参考に決定し、廃棄体数は合計 4193 本とした。人工バリア及び天然バリアの初期設定条件は第 2 次取りまとめと同じとした。また、廃棄体からの核種放出は、燃料デブリが不均質な存在状態であることを想定して、浸出率で支配される割合と瞬時放出割合（IRF）の 2 成分とした。浸出率は NAGRA が使用済燃料直接処分に対する設定（10^{-4}～10^{-7} y^{-1} の時間変化）を標準ケースとし、模擬燃料デブリに係る最新の研究事例などを参考に 10^{-7} 及び 10^{-4} y^{-1} の一定値と設定した。IRF は燃料成分に対しては 0～4%、構造材金属の ^{14}C は金属表面の酸化被膜の溶出速度が金属層よりも速いことなどを考慮して 30%とした。その他、人工バリアについてはオーバーパック閉じ込め期間、緩衝材中の移行パラメータ（溶解度、拡散係数、分配係数の重ね合わせ）、緩衝材厚さを変動パラメータとして設定した。それぞれのパラメータを変化させて人工バリア及び天然バリア各出口における核種移行フラックスを GSRW-PSA[1]を用いて算出した。

3. 結果：図 1 に浸出率を変化させた場合の人工バリア及び天然バリア出口における ^{238}U, ^{79}Se, ^{135}Cs, ^{14}C, ^{129}I の核種移行フラックスの最大値を示す。主要インベントリの ^{238}U の人工バリア出口でのフラックス最大値は標準ケースに対し 1 桁程度の感度があったが、天然バリア出口ではほぼ同一の値となり、他の人工バリアの各パラメータを変化させても天然バリア出口での値に変化は生じなかった。一方、他の核種に対しては、人工バリア出口のフラックス最大値が IRF に支配されるため標準ケースとの差は 2 倍以内となったが、天然バリア出口においては ^{79}Se, ^{129}I で浸出率が最大値の場合、標準ケースに対して 1 桁程度高くなった。このほか、燃料デブリ特有の ^{14}C, ^{129}I については、IRF の感度が高く、また、半減期 5730 年の ^{14}C については 4 万年のオーバーパック閉じ込め期間では天然バリア出口でも感度があった。これらの結果から、不確実性の大きい燃料デブリ中の ^{14}C 及び ^{129}I のインベントリを精度良く評価するとともに、これら核種の放出時の物理化学的特性の把握が重要であることを示した。また、HLW 処分と比較すると、^{238}U のフラックス最大値はインベントリを反映して 2 倍となり、HLW で代表的な評価対象核種である ^{79}Se と ^{135}Cs は大きく下回る結果となった。

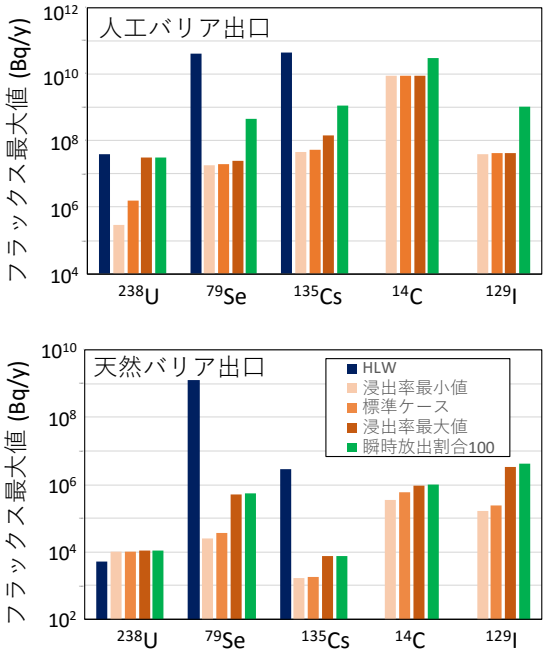


図 1 移行フラックス最大値の比較

参考文献：[1] Kimura et. al., J. Nucl. Sci. Technol., 32 [3], 1995

*Taro Shimada[1], Yuki Nishimura[1] and Seiji Takada[1],
[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的検討」として実施したものである。

燃料デブリの処分に向けた予察的な検討
（2）ガスの発生とその影響

Preliminary Study for Disposal of Fuel Debris
(2) Impact of gas generation on disposal system

*西村 優基[1]，島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリをガラス固化体の地層処分と同様の処分概念で処分することを想定し、水の放射線分解及び金属腐食で発生するガスの影響に関して予察的な検討を行った。
キーワード：燃料デブリ，地層処分，水の放射線分解，金属腐食，ガス発生

1. 緒言：福島第一原子力発電所（1F）の事故で発生した燃料デブリの処分概念が検討されているが、その物理的化学的特性についてはまだ把握されていない。本研究では、水分の混入が避けられずα線量の高い燃料デブリの処分において特に考慮すべき重要事象として、水の放射線分解等による水素ガスの発生に着目し、ガス発生速度及び発生量を試算し人工バリアへの影響に関して予察的な検討を行った。

2. 評価方法：水の放射線分解に加え、還元性環境下での金属腐食も考慮し、オーバーパック（OP）内側と外側に分けて、ガス発生速度を評価した（表 1）。水の放射線分解によるガス発生速度は、吸収線量率に G 値（γ・β：0.5、α：1.5、中性子：1.12 分子/100eV）を乗算することで求めた。燃料デブリ廃棄体 1 本当たりの放射能量は、1F の燃料組成評価[1]から、1～3 号機の合計に U 量比（容器保管最大 U 量[146.4kg]／総 U 量[257t]）を乗じて算出した。γ・中性子線による吸収線量率は MCNP（図 1）を用い、α・β 線は水とデブリが均等に混合し保守的に全量寄与するとして求めた。OP 内側における燃料デブリの初期残存水量は、容器 1 本あたりの燃料デブリ体積 19.2dm^3 に対して 5%程度の水（1L）を含むものと仮定した。金属腐食によるガス発生速度は、各金属の腐食速度（炭素鋼：1×10^{-5}、ステンレス鋼：2×10^{-8}、ジルカロイ：5×10^{-9} m/y）を設定し、腐食反応式から求めた。

表 1　OP 内側及び外側での評価事象

	OP内側	OP外側
水の放射線分解	γ線、中性子線、α線、β線	γ線、中性子線
金属腐食	炭素鋼、ステンレス鋼、ジルカロイ	炭素鋼

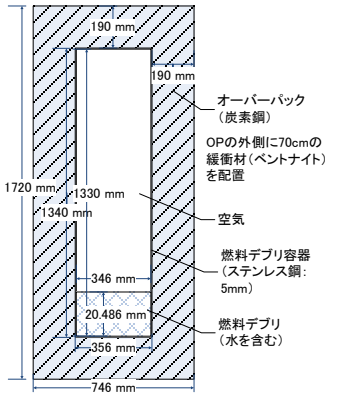


図 1　MCNP の計算体系

3. 結果・考察：燃料デブリ発生から 50 年後に処分を開始した場合の各事象のガス発生速度及び累積ガス発生量を図 2 に示す（ガス発生量は処分開始時点のガス発生速度に経過時間を乗じて算出）。OP 内側のガス発生速度は、金属腐食に比べ水の放射線分解が卓越するが、初期残存水は約半年で枯渇するため、累積ガス発生量は 1.9 m^3 に留まった。この値に基づき、廃棄体容器における燃料デブリの充填率を保守的に 90%とした場合で OP 内側でのガス蓄積圧力を計算したところ、約 14MPa となり、OP の設計圧力である約 55MPa を下回ることから、ガス発生によって OP が早期に破損する可能性は小さいと考えられる。一方 OP 外側に関してはガス発生速度が溶存水素ガスの拡散移行速度を上回るため、閉鎖後の長期にわたりガス発生が継続した場合、OP と緩衝材の界面にガスが蓄積し続け、その圧力は想定される地圧を超える可能性を示唆する結果となった。今後はガス発生に係る不確実性の検討に加え、ガス破過を考慮したガス移行解析によりバリア機能への影響について詳細な検討を行う必要がある。

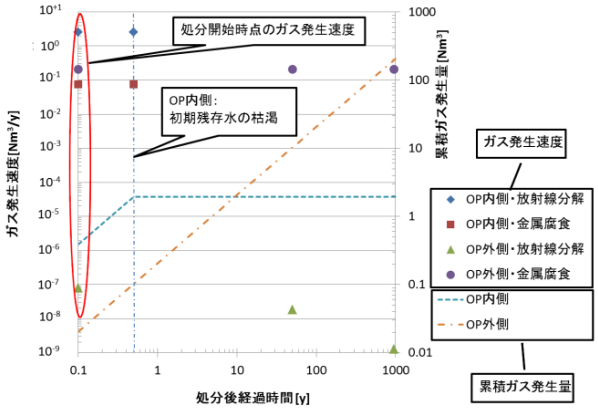


図 2　ガス発生速度及び累積ガス発生量

参考文献：[1] 西原ら, JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.

*Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1]；[1] Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的検討」として実施したものである。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D08-11] Cement solidified waste

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D08] Study on cement solidified waste containing fuel debris

*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advance Materials, Tohoku University)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D09] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement

*yoshihisa kaneda[1], Kazuko haga[1], Shoichi Ogawa[1], Mikako Aoyama[1], Haruka Takahashi[1], Kazuo Yamada[2] (1.Taiheiyo Consultant, 2.National Institute for Environmental)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D10] Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement

*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], Kazuo Yamada[3] (1.Taiheiyo Consultant, 2.Taiheiyo Cement, 3.National Institute for Environmental Studies)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D11] Study on sorption of alkali ions into the cementitious material

*Kazuko Haga[1], Syuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd, 2.Tokyo Metroporitan Industrial Technorogy Research Institute, 3.National Institute for Environmental Studies, 4.Port and Airport Research Institute)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

模擬デブリ含有セメント固化体からのウラン溶出挙動

Study on cement solidified waste containing fuel debris

*新村　徹[1]，秋山　大輔[1]，桐島　陽[1]，佐藤　修彰[1]
[1]東北大学多元物質科学研究所

模擬燃料デブリとして UO_2 と U_3O_8 が含有したセメント固化体を使用して，ウランおよびセメント成分（Ca, Al, Fe, Mg）の溶出試験を行った。

キーワード：燃料デブリ，セメント，固化体，ウラン酸化物

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、福島第一原子力発電所では原子炉の冷却機能が停止した。今回の事故では、崩壊熱により核燃料の温度が上昇したことにより、炉心が制御棒や構造材等と溶融し燃料デブリが生じた。燃料デブリは通常の使用済燃料と異なり、燃料成分中の UO_2 と構造材成分との反応による固溶体の生成や、水素爆発による大気との接触により一部の UO_2 が酸化した U_3O_8 等の状態に変化した可能性がある。

今後、燃料デブリによって汚染された様々な廃棄物が多量に発生すると予想され、廃棄物の状態によって様々な廃棄体化方法が必要となると見られることから、廃棄物の固化法選択のために基礎データの取得が必要となる。本研究では、低レベル放射性廃棄物等の固化法として確立されているセメント固化法に着目し、セメント固化廃棄体の模擬試料からのウランの溶出挙動について検討した。

2. 実験方法

二酸化ウラン(UO_2)含有模擬セメント試料（セメント/ UO_2 比=1,5,10）と八酸化三ウラン(U_3O_8)含有模擬セメント試料（セメント/ U_3O_8 比=1,5,10）を次の手順で調製した。所定量のウラン酸化物とセメントが入ったバイアルをミックスローターで回転させ一晩混合した後、水を加え 7 日養生し固化体とした。さらに、固化体を乳鉢で粉砕した粉末を溶出試験のサンプルとした。そのサンプルを大気雰囲気中（約 20℃）で純水に浸漬させ、振とう器を用いて 120rpm で浸漬実験を行った。その際、比較のため UO_2 と U_3O_8 のみの試料も浸漬させた。サンプル浸漬後、所定時間毎に上澄み液を 0.45 μ メンブランフィルターでろ過してサンプリングを行った。上澄み液中のウラン濃度とセメント成分濃度については ICP-AES と ICP-MS を用いて測定した。

3. 結果・考察

図 1 に時間毎における浸漬液（純水）中のウラン濃度を示した（C＝Cement）。28 日通して、UO_2 と U_3O_8、セメント/ U_3O_8 比＝1 試料からウラン濃度の増加が確認できた。U_3O_8 浸漬後に純水の pH の低下（6.5→5）が見られたことから、それに伴ってウランの溶出量が増加したと考えられる。セメント/ UO_2 比=1,5,10 試料に関しては検出限界以下、セメント/ U_3O_8 比=1,5,10 試料に関しては U_3O_8 と比べて 1 万分の 1 程度のウラン濃度に抑えることができた。セメント/ U_3O_8 比＝10 試料に関しては、検出限界により 28 日を通してウランの溶出が見られず、セメント/ウラン酸化物比で有意なウラン濃度差は見られなかった。

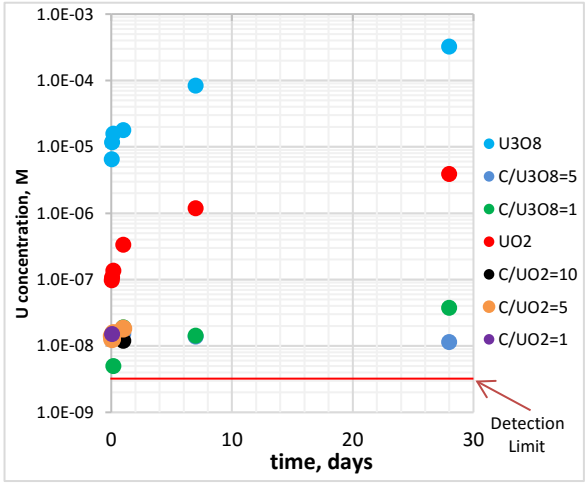


図 1　ウラン酸化物、ウラン酸化物含有セメントを水に浸漬させた後の水中のウラン濃度

4. 結論

セメントによるウランの溶出抑制は確認できた。しかし、そのメカニズムは溶出試験のみでは不十分である。講演では、溶出試験の他に固相分析からウラン溶出のメカニズムについて考察した結果を発表する。

*Toru Shimmura[1], Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1]
[1]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University

飛灰セメント固型化体の長期安定性に関する検討
（1）浸水試験

Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(1) Immersion test

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，小川 彰一[1]，青山 弥佳子，高橋 晴香，山田 一夫[2]
[1]太平洋コンサルタント，[2]国環研

飛灰セメント固型化体の浸水による膨張挙動を検討するために、飛灰セメント固型化体を水に浸漬し、主要成分の溶出量と膨張挙動について評価した。浸水試験では、全ての試験体でひび割れが発生し、ひび割れの発生原因は固型化体に膨張性物質のエトリンガイトが生成したためと推察された。

キーワード：飛灰，セメント固型化体，浸漬，溶出，膨張，安定性

1. 緒言　福島原発事故や原子力発電所で発生する可燃性の固体廃棄物は焼却することで減容化できる一方、飛灰には塩化物イオンが濃縮される。焼却灰の処理方法としてセメント固型化（以下、固型化体）が検討されているが、固型化体は浸水により膨張破壊することが確認されている。本研究では固型化体を水に浸漬し、主要成分の溶出量と膨張挙動などについて評価した。

2. 実験　固型化体の作製条件および作製した試験体水準を表 1 に示す。作製した固型化体を液固比（体積比）10 のイオン交換水に浸漬し、1 週間毎の水交換を 9 回実施した。水交換時には、固型化体の外観観察、質量・寸法および浸漬水組成を測定した。また、固型化体の粉末X線回折（以下、XRD）および SEM 観察から生成物を確認した。

表1. 作製条件

項　目	内　容
ｾﾒﾝﾄの種類	普通ｾﾒﾝﾄ(OPC)、ﾌﾗｲｱｯｼｭｾﾒﾝﾄ(FAC)、高炉ｾﾒﾝﾄ(BFSC)
水/ｾﾒﾝﾄ(W/C)重量比	100%、200%
飛灰/ﾍﾟｰｽﾄ重量比	50%(W/C100)、83%(W/C200)
飛灰中のCl、SO_3量	Cl：25%、SO_3：5%
養生方法	40℃、2週間封緘養生
作製した試験体水準	OPC(W/C100)：OPC100，OPC(W/C200)：OPC200 FAC(W/C100)：FAC100，BFSC(W/C100)：BFSC100

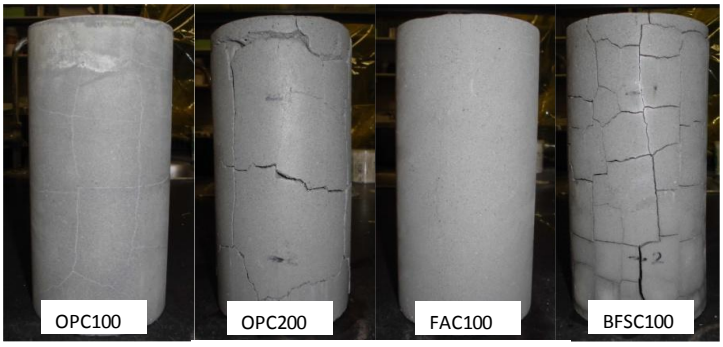


写真1. 浸漬試験終了後の試験体外観

3. 結果・考察　OPC100 と FAC100 に対して OPC200 と BFSC100 の膨張量は大きくなった（図 1）。OPC200 と BFSC100 では、水交換 3 回目で微細なひび割れが認められ、その後、ひび割れは試験体全体に広がっていた（写真 1）。OPC100 と FAC100 の膨張量は小さかったが、水交換 6 回目で微細なひび割れが認められた。試験終了後の試料の XRD、SEM 観察からエトリンガイトの生成を確認した。浸漬水の組成分析結果も踏まえ、ひび割れ発生原因は、固型化体に膨張性物質のエトリンガイトが生成したためと推察された。

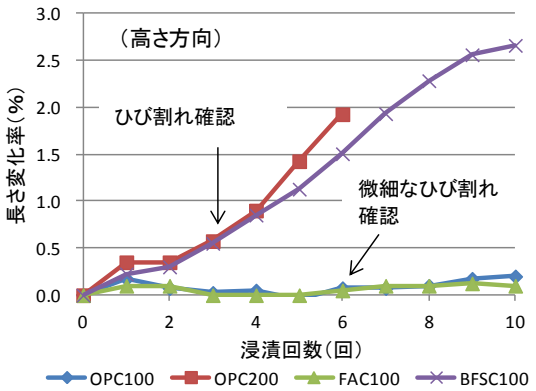


図1. 長さ変化率

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1] , Shoichi Ogawa[1] , Mikako Aoyama[1] , Haruka Takahashi [1] and Kazuo Yamada[2]
[1]Taiheiyo Consultant., [2]National Institute for Environmental Studies

飛灰セメント固型化体の長期安定性に関する検討
（2）膨張挙動の予測

Study on prolonged stability of solidified body of incineration ash by cement
(2) Prediction of expansion behavior

*洞 秀幸[1]，細川 佳史[2]，芳賀 和子[1]，小川 彰一[1]，山田 一夫[3]
[1]太平洋コンサルタント，[2]太平洋セメント，[3]国立環境研究所

PhreeqC と Scilab を連成させた計算コードにより、水中浸漬による飛灰セメント固型化体の鉱物および体積変化を計算した。計算結果と浸漬試験結果は定性的に整合し、使用した解析コードにより飛灰セメント固型化体の長期変質挙動を予測できる見込みを得た。

キーワード：人工バリア，飛灰，セメント固型化体，平衡計算，PhreeqC

1. はじめに　焼却飛灰はセメントで固型化して処分することが検討されているが、焼却飛灰には塩化物イオンや硫酸イオンが多く含まれ、飛灰セメント固型化体は浸水により膨張破壊することが確認されている。本検討では、処分後の地下水の浸潤を想定して、成分溶出と鉱物相変化を熱力学平衡計算と物質移行計算を組み合わせた解析コードを使用して計算し、膨張挙動の予測を試みた。

2. 解析条件　物質移行（拡散モデル）と化学反応（相平衡モデル）の連成解析コードを用いて解析計算を行った。拡散モデルは Poisson-Nernst-Planck 式に基づく有限要素法を用いた。相平衡モデルには Nonat の C-S-H 溶解平衡モデル[1]を実装した PhreeqC を用いた。各水和物の熱力学的平衡定数は wateq4f(USGS)や Lothenbach[2]の報告値を使用した。固相と液相の初期条件は浸水試験と同様とし、飛灰セメント固型化体を純水に 11 週間浸漬する条件とした。灰とフライアッシュのガラス化率およびセメント鉱物とガラスの水和率は SEM 観察、溶解試験や既往の知見から設定した。

3. 計算結果　飛灰セメント固型化体（OPC200）を純水に 11 週間浸漬する場合を模擬すると、鉱物体積の計算結果は図-1 のようになる。図では飛灰セメント固型化体の初期状態の全鉱物体積を 100%としている。深さ 0cm のところが接水面である。深さ 10cm 程度の鉱物相組成は初期組成だと考えている。浸水によってごく表層の鉱物相は溶解しており体積が減少していた。接触面から約 5cm 程度の鉱物組成は変化し、体積膨張している結果が得られた。鉱物体積が増加した部分では石膏とハライトが消失しており、エトリンガイトが生成していた。浸水試験においても飛灰セメント固型化体は膨張しており、XRD の結果から浸水試験の前後で石膏とハライトの消失とエトリンガイトの生成が確認された。浸水試験結果と計算結果は比較的良く一致しており、本計算モデルを使用して、飛灰セメント固型化体の長期的な膨張挙動を予測できる見込みが得られた。

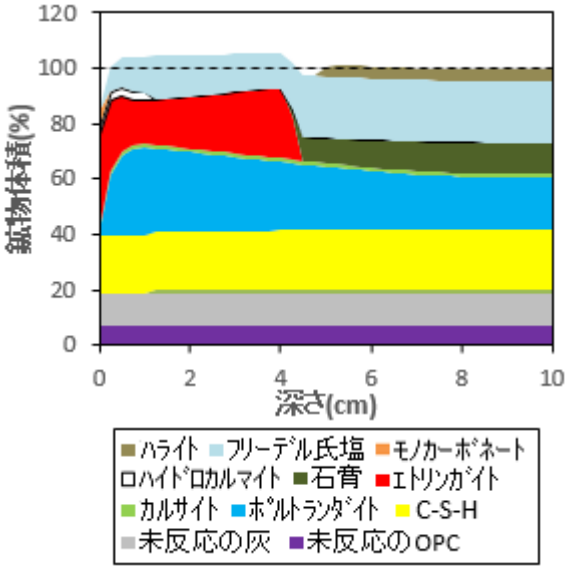


図-1 OPC200 の浸漬後の鉱物組成

参考文献

[1] A. Nonat: The structure and stoichiometry of C-S-H, Cement and concrete research, 34, pp.1521-1528(2004)

[2] B. Lothenbach et al.: Thermodynamic modeling of the effect of temperature on the hydration and porosity of Portland Cement, Cement and concrete research. 38(1), pp.1-18 (2008)

*Hideyuki Hokora[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Shoichi Ogawa[1], and Kazuo Yamada[3]
[1]Taiheiyo Consultant, [2]Taiheiyo Cement, [3]National Institute for Environmental Studies

セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討

Study on sorption of alkali ions into the cementitious materials

*芳賀 和子[1]，原澤 修一[1]，渡邊 禎之[2]，山田 一夫[3]，川端 雄一郎[4]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2](地独)東京都立産業技術研究センター，
[3](国研)国立環境研究所，[4](国研) 海上・港湾・航空技術研究所

合成 C-(A-)S-H の NaCl、KCl 溶液への浸漬試験を実施し、アルカリイオンの収着は固相の Ca/(Al+Si)モル比と相関があり、収着試験の前後で C-(A-)S-H のシリケートアニオン構造が変化していることを確認した。

キーワード：C-A-S-H，収着，分子構造，Si-NMR，Al-NMR

1. 緒言　原子力発電所事故により発生した焼却飛灰セメント固型化における Cs とセメント系材料の相互作用を評価する上で、飛灰に多く含まれるアルカリイオンとの相互作用を考慮することが必要である。また、構造物の耐久性評価において重要なアルカリ骨材反応を検討する上でも、アルカリイオンのセメント水和物への収着は重要な影響要因である。そこで、主要なセメント水和物である C-(A-)S-H を用いて、Na、K の収着挙動を評価するとともに、固体 NMR によって Na の収着に伴うシリケートアニオン構造の変化を検討した。

2. 実験　C-(A-)S-H は Ca/Si モル比 0.8、1.0、1.2、Al/Si モル比 0.08 となるように合成した。C-(A-)S-H を液固比 10 の条件で NaCl、KCl 溶液に 7 日間浸漬し、0.45μm のメンブランフィルターで固液分離した。液相組成を原子吸光光度法で分析し、固相試料は不活性ガス雰囲気のグローブボックス内（R.H.30%程度）で乾燥し、固体核磁気共鳴分析(^{27}Al-NMR および ^{29}Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)に供した。

3. 結果　10mM の NaCl、KCl 溶液に浸漬した時の Na、K 収着量と固相の Ca/(Si+Al)モル比の関係を図 1 に示す。C-S-H と C-A-S-H に対する Na、K 収着量は Ca/(Si+Al)モル比と良い相関があり、アルカリイオンの収着に対して C-A-S-H の Al と Si は同じ作用を示すことが分かった。C-A-S-H の構造模式図を図 2 に示す。シリケートアニオン鎖中に Al が存在すると隣の Si は Q_2(1Al)スペクトルとして観察される。Na 収着量の多かった CASH0.8 と 1.0 の収着試験前後の Si-NMR 測定結果を表 1 に示す。CASH0.8 はシリケートアニオン鎖長(MCL)が小さくなり、Na が Si-O サイトに収着することでシリケートアニオン鎖が分断されたと考えた。CASH1.0 は Q_2(1Al)のピーク面積比が大きくなり、シリケートアニオン鎖も長くなった。Al が Si に同形置換すると正電荷が不足し陽イオンを収着することから、本試験では Al は Na を帯同してシリケートアニオン鎖に入ったと考えた。アルカリイオンの収着で C-(A-)S-H の構造が変化することが分かった。

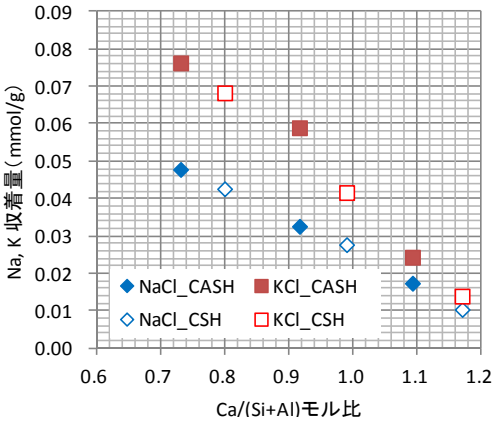


図 1　固相組成と Na,K 収着量の関係

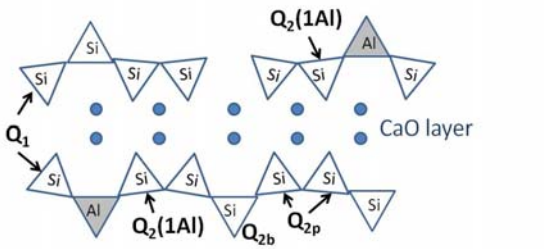


図 2　C-A-S-H の構造模式図

表 1　収着試験前後の Si-NMR ピーク面積比

帰属	化学シフト(ppm)	CASH0.8		CASH1.0	
		収着前	収着後	収着前	収着後
Q_1	-79.0	0.04	0.07	0.27	0.19
Q_2(1Al)	-82.0	0.24	0.27	0.39	0.46
Q_2	-85.0	0.71	0.66	0.35	0.34
シリケートアニオン鎖長 MCL		52.0	34.6	8.9	12.6
Al/Siモル比		0.12	0.14	0.19	0.23

*Kazuko Haga [1],Shuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [3]National Institute for Environmental Studies, [4]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D12-16] Influence of cement

Chair: Yosuke Akagi (MMC)

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 5:10 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D12] Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate under the Coexistence of Chloride ions

*Hayato Onodera[1], Hirotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1.Graduate School of Engineering, Tohoku University)

3:50 PM - 4:05 PM

[1D13] Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes

*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Tomohisa Abe[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2], Kazuhiko Suzuki[2] (1.JAEA, 2.OKAYAMA Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1D14] Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching

*Masahito Sibata[1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumizawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3] (1.Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2.Hokkaido University, 3.Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

4:20 PM - 4:35 PM

[1D15] Study on the thermal deterioration of the cementitious material

*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2.RWMC)

4:35 PM - 4:50 PM

[1D16] Study on DEF, a internal sulfate attack, for cementitious material

*Sadayuki Watanabe[1], Shoichi Ogawa[2], Kazuo Yamada[3], Yuichiro Kawabata[4] (1.TIRI, 2.Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 3.NIES, 4.PARI)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

塩化物イオン共存下における
カルシウムシリケート水和物へのヨウ化物イオンの収着挙動

Sorption Behavior of Iodide ions on Calcium Silicate Hydrate
under the Coexistence of Chloride ions

*小野寺 駿斗[1]，田児 啓貴[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、CSH へのヨウ化物イオン(I^-)の収着挙動に及ぼす塩化物イオン(Cl^-)の影響について、水和水の Cl^-濃度を変化させた収着実験により評価した。その結果、I^-は Cl^-の有無に関わらず CSH が生成する際に水和水とともに CSH へ取り込まれる形で収着する可能性が示された。

キーワード：CSH，ヨウ化物イオン，塩化物イオン，海水条件、水和水

1. 緒言　カルシウムシリケート水和物（CSH）は、放射性廃棄物処分場の建設に用いられるセメント系材料の主成分であるとともに、セメント成分の溶出によって処分場周辺に二次鉱物として析出し、核種収着効果を示すことが期待される。既報では、TRU 廃棄物の線量評価上重要な I^-が CSH に有意に取り込まれる可能性について示した[1]。一方わが国における地下水の一部は海水由来であり、Cl^-の濃度が 0.6 mol/L 程度まで高くなる場合もある。Cl^-は I^-と同じ一価の陰イオンであるため、Cl^-共存条件下では CSH への I^-の収着との競合が懸念される。そこで本研究では、水和水の Cl^-濃度と CSH の Ca/Si モル比、液固比を変化せた収着実験を行い、CSH への I^-の収着挙動を評価した。

2. 実験　収着実験では、CSH が乾燥過程を経ないように、フュームドシリカ(AEROSIL300)と酸化カルシウム(CaO)へ収着実験に供する液相を添加することにより CSH を調整した。CSH の Ca/Si モル比は 0.4~1.6、液相(水和水)の量は設定した液固比(L/S 比、10~20)に合わせて固相重量 1.5 g に対して 15~30 mL とした。また、液相の Cl^-濃度を 0 mol/L から 0.6 mol/L に設定し、I^-を 15 μmol 添加し、25±1℃で 1 週間振とうした。CSH 調整は窒素雰囲気下で行った。振とう後、遠心分離(7500 rpm、10 分間)および 0.45 μm メンブレンフィルターを用いた濾過により固液分離した。その後イオンクロマトグラフィーにより液相の I^-および Cl^-濃度を測定した。

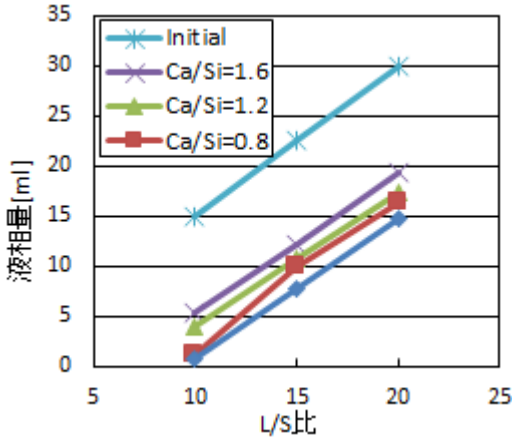


図 1 実験後の液相量比較(Cl^-濃度 0.6 mol/L)
("Initial"は添加した液相量)

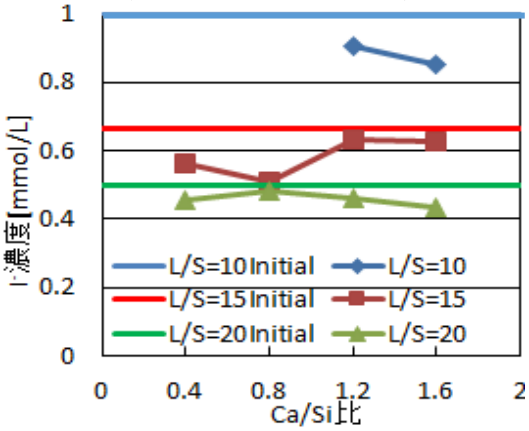


図 2 I^-の収着挙動(Cl^-濃度 0.6 mol/L)
("Initial"は実験開始時の I^-濃度)

3. 結果・考察　図 1 は、収着実験後の遠心分離により分離された液相の量[mL]である。CSH の生成には水和水が必要であるため、いずれの条件においても液相の量は初期量(添加量)から 10~15 mL 減少した。また、図 2 に示す収着実験後の液相の I^-濃度からわかるように、I-濃度は初期濃度から若干の低下も見られるもののほぼ変わらないと言える。なお、この I^-の収着挙動には Cl^-濃度の依存性はほとんど確認されなかったことに加え、Cl^-自体の濃度変化も生じなかった。これらのことから、I^-は CSH が生成する際に水和水とともに CSH へ取り込まれる形で収着し、同様に取り込まれる Cl^-はこれに競合しないと考えられる。

引用文献　[1]田児ら：日本原子力学会 2015 年秋の大会講演要旨集、H48(2015).

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金　基盤研究(A)25249136 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Hayato Onodera[1], Hitrotaka Tago[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

隣接するセメント固化体中の水の放射線分解による水素発生量の解析的評価

Analytical Evaluation of the Yield of Hydrogen Gas by Radiolysis of Water in the Adjacent Cement-solidified Wastes

*中山 卓也[1,2]，大杉 武史[1]，嶋﨑 竹二郎[1]，阿部 智久[1]，
八木 直人[1]，中澤 修[1]，佐藤 治夫[2]，鈴木 和彦[2]
[1]原子力機構，[2]岡山大学

セメント固化体の処分時において、隣接する固化体の放射線により発生する水素量とその影響について、PHITS コードにより評価した。放射能濃度が高い固化体を近接して配置しないこと、固化体の距離の調整により水素発生量を抑制できることを見出した。

キーワード：セメント，放射線分解，低レベル放射性廃棄物，水素，PHITS

1. 緒言

低レベル放射性廃棄物の廃棄体化方法の一つとして、セメントによる固化処理を計画している。処理後の固化体には水分が含まれているため、廃棄物由来の放射線により水が放射線分解されて水素が発生する。水素は燃焼等のおそれがあるため発生量評価が不可欠である。水素発生量は固化体の吸収線量に依存し、固化体は廃棄時に整列・密集した状態で埋設されるため、隣接する固化体から受ける放射線を考慮して評価しなければならない。そこで、固化体の廃棄時の放射線分解による水素の発生量評価に資するため、隣接する固化体からの放射線による水素発生量を評価するとともに、水素発生量の抑制方法について検討した。

2. 評価手法

水素発生量の計算は、PHITS[1]コードにより算出した吸収線量を基に、G 値（0.21 molecule/100eV[2]）を用いて算出した。PHITS に用いた固化体は、JIS Z 1600 鋼製 200 L オープンヘッドドラムを容器とし、密度 2.1 g/cm^3 のセメント固化体を充填したモデルとした。固化体の充填高さは 76.85 cm、上部空隙の高さを 6.15 cm と設定した。評価体系は、放射能濃度を除き同じ組成の固化体を 3×3×3 となるよう配置（Fig.1）し、固化体間の空隙は密度 1.6 g/cm^3 のモルタルを充填したモデルとした。放射線を出す固化体（線源固化体）は中段の中心のみ設定し、線源核種は研究所等廃棄物の代表的な核種としてガンマ線源である Co-60 とした。隣接する固化体への放射線影響を評価するため、線源固化体の放射能濃度および固化体間の距離をパラメータとした。放射能濃度はトレンチ処分濃度上限値の推奨値（10 GBq/t）からピット処分濃度上限値の推奨値（1 PBq/t）までを 1 桁毎に変化させて、評価した。固化体間の距離（距離）は 0.2 cm を基準とし、5、10、15 cm をそれぞれの放射能濃度で評価した。

3. 結論

固化体の吸収線量および水素発生量は、放射能濃度に比例する結果となった。また、線源固化体の近くに配置した固化体ほど吸収線量は高くなった。距離が 0.2 cm の場合、隣接する全ての固化体の吸収線量を 100 %とした場合における、個別の吸収線量の割合（寄与率）を Fig.2 に示す。隣接する固化体への影響のうち、中段の四隅への寄与率はそれぞれ 2 %程度であるが、辺の固化体へはそれぞれ 18 %となった。上下段の中心は 6.7 %と中段の四隅よりも寄与率は高かった。この結果より、放射能濃度の高い固化体を近接して配置すると吸収線量が高くなるため、水素発生量が多くなる。

固化体の上部空隙に燃焼下限界である 4 vol%以上の水素が滞留した場合、燃焼のおそれがある。評価した体系では、放射能濃度が 10 GBq/t の場合はどの条件においても燃焼下限界濃度を超えなかった。放射能濃度が 100 GBq/t ~ 1 PBq/t の場合、それぞれ 2200、160、16、1.5、0.15 日で燃焼下限界濃度以上の水素が発生した。距離が 0.2 cm における燃焼下限界濃度までの時間を基準とした場合、いずれの放射能濃度においても距離を 5、10、15 cm と離すと、それぞれ 2.8、4.4、5.3 %水素発生量を抑制した。

以上の結果より、固化体を離隔すること、距離を離すことで水素発生量を抑制できることを見出した。

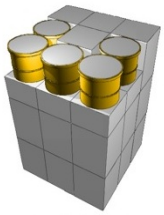


Fig.1 Cement-solidified wastes were set in 3x3x3 for evaluating the absorbed dose.

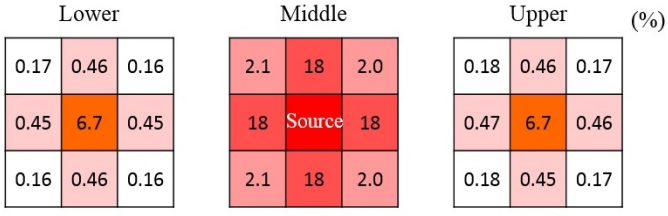


Fig.2 Proportion of radiation given to adjacent cement-solidified wastes on condition that the distance between wastes is 0.2cm, and the radioactivity concentration is 10 GBq/t.

参考文献

[1] T.Sato. et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923(2013)
[2] R.E.Barletta, et.al., Solidification of Irradiated Epicor-II Waste Products, NUREG/CR-2969, May 1983

*Takuya Nakayama[1,2], Takeshi Osugi[1], Takejiro Shimazaki[1], Abe Tomohisa[1], Naoto Yagi[1], Osamu Nakazawa[1], Haruo Sato[2] and Kazuhiko Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Okayama Univ.

モルタルの溶脱に伴う物性変化に関する評価

Evaluation of the change in physical properties of mortar due to the leaching

*柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]，胡桃澤 清文[2]，林 大介[3]，大和田 仁[3]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]原環センター

硝酸アンモニウム溶液への浸漬によって、均質に溶脱したモルタル硬化体試料を比較的短時間に得た。この試料の空隙構造及び拡散係数を測定した結果、溶脱に伴い粗大な空隙が増加し、拡散係数が大きくなることを確認した。

キーワード：TRU，人工バリア，セメント，モルタル，迅速法，溶脱，硝酸アンモニウム，拡散係数

1. 緒言　放射性廃棄物の処分施設に用いられるセメント系材料の溶脱変質に伴う拡散係数変化のモデル化において、均質に溶脱変質させた試料の作製が課題であった。筆者らは、硝酸アンモニウム溶液によりセメントペーストを均質に溶脱変質させる手法[1]を開発してきた。本報では、モデル化に向けより現実的な材料で検討するため、モルタル材料に本手法を適用し、得られた試料の物性変化を評価した結果を報告する。

2. 実験　試料は 50℃水中で 3 ヶ月間養生し、φ30mm、厚さ 5mm の円盤状に加工した、普通ポルトランドセメント（OPC）、フライアッシュセメント（FAC；OPC/FA=7/3）及び、高炉セメント（BFSC；OPC/BFS＝3/7）のモルタル（細骨材/結合材比＝1、水/セメント比＝0.4～0.6）とした。得られた試料を、液固比 50 の条件で 0.25mol/L の硝酸アンモニウム溶液に 6 ヶ月間浸漬して溶脱変質試料を得た。溶脱変質試料に関して、XRD による鉱物相の定性、EPMA による元素組成分布、TG/DTA による $CaCO_3$、$Ca(OH)_2$ の定量、ポロシメータによる空隙径分布および空隙率の測定と透過法による拡散係数の測定を実施した。

3. 結果　EPMA 測定結果を図-1 に、空隙率と拡散係数の関係を図-2 に示す。EPMA 測定の結果から、モルタル硬化体においても均質な溶脱変質試料が作製できていることを確認した。主な溶脱成分は Ca であり、Ca 減少量(EPMA より)、$Ca(OH)_2$ の定量および定性結果から、全ての試料において $Ca(OH)_2$ 以外に C-S-H の Ca も溶脱していることがわかった。溶脱前の試料では空隙率が同等であってもセメント種類によって拡散係数が大きく異なっていたが、溶脱変質試料ではセメント種類による違いは見られなかった。全ての溶脱変質試料において、溶脱前と比較して 0.1～1μm 前後の空隙が大きく増加していることが確認されており、この粗大な空隙が拡散係数に影響を及ぼしていると考えた。溶脱変質に伴う拡散係数の変遷をモデル化するために重要な変質試料の拡散係数変化のデータを取得することができた。

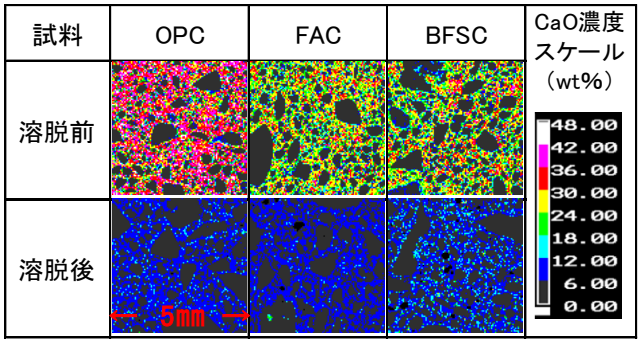


図-1 EPMA 測定結果（水/セメント比=0.6）

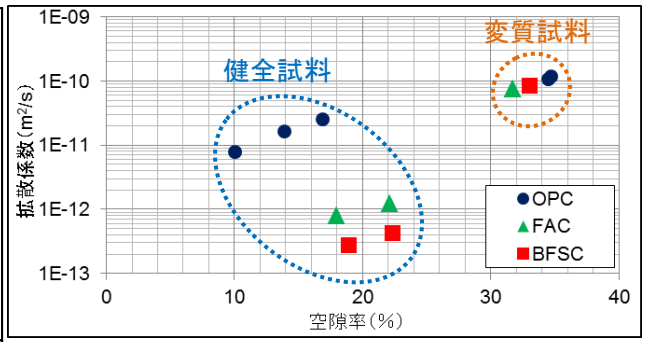


図-2 空隙率と拡散係数の関係

本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発の成果の一部である。

参考文献　[1]柴田真仁，他，硝酸アンモニウム溶液を用いたセメント硬化体の溶脱試験の検討(1)OPC 硬化体の溶脱現象の評価,日本原子力学会 2015 年秋の大会

*Masahito Shibata [1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumizawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Hokkaido University, [3]RWMC

セメント系材料の熱による変質に関する検討

Study on the thermal deterioration of the cementitious material

*根岸 久美[1]，芳賀 和子[1]，林 大介[2]，大和田 仁[2]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]原環センター

TRU 廃棄物の地層処分において、セメント系材料は熱影響を受けて変質することが懸念される。セメント系材料の熱変質挙動を評価するために、C-S-H および OPC 水和物の高温環境下における結晶性の変化を検討した。その結果、C-S-H は 80℃以下の環境下においても結晶化することが確認された。

キーワード：TRU，人工バリア，熱変質，セメント，C-S-H，結晶化

1. 緒言　セメント系材料の主要成分であるカルシウムシリケート水和物（C-S-H）は、高温環境下において結晶化することが知られている。TRU 廃棄物の地層処分システムでは、セメント系材料は廃棄体からの発熱等により 80℃以下の高温環境に曝される可能性があり、C-S-H の結晶化が起こることが懸念される。この結晶化が、浸出水の pH や放射性核種の収着挙動等の変化の原因となるため、人工バリアの長期挙動評価の初期条件が打設直後のセメント系材料のそれとは異なることが考えられるが、結晶化温度等は明らかになっていない。本研究では、合成 C-S-H およびセメント水和物を種々の温度環境におき、鉱物相および結晶性の変化を評価した。また、水和物の変化によりセメント系材料の性能へ及ぼす影響を推察した。

2. 実験　合成 C-S-H の熱影響試験では、$Ca(OH)_2$ と非晶質シリカを Ca/Si モル比（C/S）=0.83 で混合し、紛体に対し 15 倍量のイオン交換水を加え、50℃で C-S-H の合成を行なった。合成した C-S-H を液固比 15 でイオン交換水中に浸漬し、50℃、70℃、80℃、90℃の恒温槽に静置した。XRD にて結晶子径を測定し、C-S-H の結晶化を評価した。また、セメント水和物の熱影響試験では、50℃で 4 ヶ月間水和させた OPC ペーストの粉末試料と石英微粉を 2:1 の割合で混合し、液固比 10 でイオン交換水に浸漬した。浸漬試料を合成 C-S-H の熱影響試験と同様な温度条件の恒温槽に静置し、鉱物相の変化を XRD で評価した。

3. 結果・考察　合成 C-S-H の熱影響試験では、温度が高いほど、反応期間が長いほど結晶が成長していることがわかった（図 1）。また、セメント水和物の熱影響試験では、50℃でも $Ca(OH)_2$ が減少しており、$Ca(OH)_2$ と石英微粉の反応により C-S-H が生成し、その後、結晶化が進んでいることが確認された（図 2）。その反応は環境温度が高くなるほど顕著であり、高温環境では $Ca(OH)_2$ が消失し、浸漬水の pH が低下した。以上より、処分環境において、熱影響によりセメント水和物と骨材の SiO_2 分が反応して低 C/S の C-S-H を生成し、さらに結晶化することにより間隙水の pH が低下することが想定された。これら一連の変化は核種の収着性能に影響を及ぼす可能性がある。

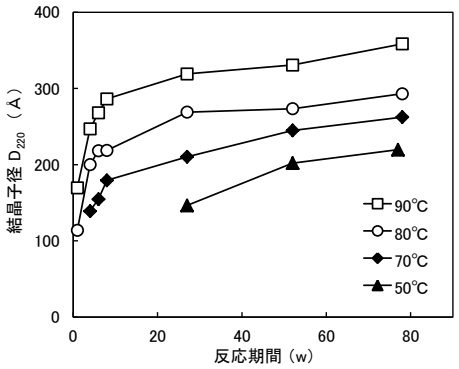


図 1　合成 C-S-H の結晶子径の経時変化

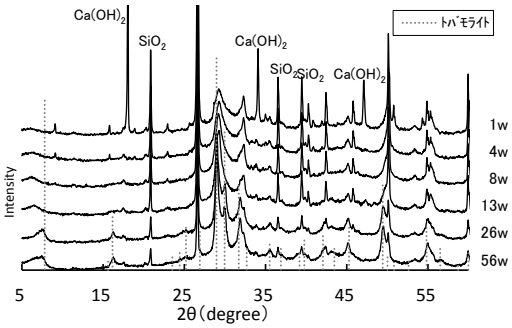


図 2　OPC 水和物の XRD 測定結果

本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発の成果の一部である。

*Kumi Negishi[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]RWMC

セメント系材料の硫酸塩劣化（DEF）に関する検討

Study on DEF, an internal sulfate attack, for cementitious material

*渡邊 禎之[1]，川端 雄一郎[2]，山田 一夫[3]，小川 彰一[4]

[1](地独)東京都立産業技術研究センター，[2](国研)海上・港湾・航空技術研究所，

[3](国研)国立環境研究所，[4](株)太平洋コンサルタント

DEF(delayed ettringite formation)は硫酸塩劣化の一つであり、コンクリートが過剰な高温履歴を受けると、長期的に異常膨張を生じる劣化現象である。本研究では，固体核磁気共鳴分析および粉末 X 線回折を用い、DEF 膨張における Al の存在状態に着目して、DEF 膨張のメカニズムを検討した。

キーワード：硫酸塩劣化、DEF、固体核磁気共鳴分析、エトリンガイト、高温養生

1. 緒言 放射性廃棄物の処分施設において、発熱廃棄体周辺の充填モルタルや、プレキャスト材料では、高温履歴を受けて DEF(delayed ettringite formation)による膨張が生じる可能性がある。DEF は高温履歴を受けた後に長期的にエトリンガイト($3CaO\cdot Al_2O_3\cdot 3CaSO_4\cdot 32H_2O$)が生成し、コンクリートが膨張する。本検討では、DEF 膨張における Al の挙動を把握することを目的とし、固体核磁気共鳴分析(^{27}Al- NMR および ^{29}Si-NMR)および粉末 X 線回折(XRD)を用いて、生成水和物と Al の挙動を検討した。

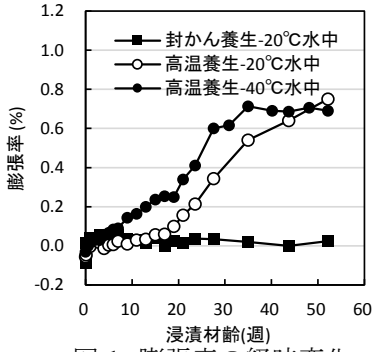


図 1 膨張率の経時変化

2. 実験 市販の早強ポルトランドセメントに SO_3 として K_2SO_4 を 4.4%添加したセメントペースト(W/C=50%)を練混ぜ、高温養生(最高温度 90℃、保持時間 12 時間)または封かん養生(20℃)を行い、円盤状(φ50 mm x 厚さ 3 mm)に加工して注水から 1 週間後に水中養生(20℃または 40℃)を開始し、膨張率を測定した。また、注水から 1 週間後および水中養生開始から 24 週経過後にアセトンを用いて水和停止し、NMR および XRD に供した。

表 1 ^{29}Si-NMR の結果

	化学シフト(ppm)	構成比率(分離ピーク面積比) 封かん養生(注水から1週)	高温養生(注水から1週)	高温養生／40℃水中24週
Q0	−71.3	6.9%	12.1%	8.9%
	−72.8	23.7%	10.3%	
Q1	−78.6	39.2%	29.2%	33.4%
Q2(1Al)	**−81.3**	**15.5%**	**11.3%**	**9.9%**
Q2	−83.3	8.5%	14.8%	19.8%
	−84.6	4.0%	14.6%	15.9%
	−85.5	2.3%	7.8%	12.1%
シリケートアニオン鎖長(MCL)		0.87	1.05	1.15
C-A-S-HのAl/Si比		0.11	0.07	0.05

3. 結果・考察

高温養生後に水中養生を行った試験体は膨張を生じ、また、水中養生温度 40℃の試験体はより早期に膨張を生じた(図 1)。^{29}Si-NMR の結果(表 1)から、高温養生を受けた試験体は C-S-H への Al 固溶量は減少しており、XRD の結果から、一部の Al はハイドロガーネット相の生成で消費されたと判断した。^{27}Al-NMR (図 2)および XRD の結果から、高温養生によって AFm 相と C-A-H 相が分解してアモルファス状 Al が生成したと推察された。その後の水中養生で、アモルファス状 Al の減少とエトリンガイトの増加が確認された。これらの結果から、DEF では、アモルファス状 Al が反応して長期的にエトリンガイトを生成し、膨張が生じると推定された。

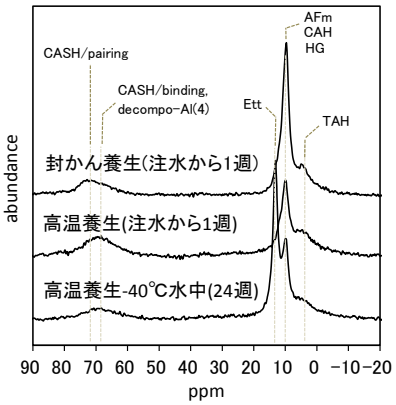


図 2 ^{27}Al-NMR の結果

*Sadayuki Watanabe[1], Yuichiro Kawabata[2], Kazuo Yamada[3], Shoichi Ogawa[4]

[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [2]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology, [3]National Institute for Environmental Studies, [4]Taiheiyo Consultant Co., Ltd

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1D17-21] Migration in host rock

Chair: Taishi Kobayashi (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 5:10 PM - 6:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[1D17] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2], Andrew Martin[3] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagra)

5:10 PM - 5:25 PM

[1D18] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuhiro Matsumoto[2] (1.NERL, MMC, 2.JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[1D19] Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM

[1D20] Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*MASAYUKI HAYASHI[1], Yuuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Daiki Kurata[1], Ryo Tashiro[1] (1.Department of Engineering , Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM

[1D21] Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Thin Sections of Biotite Flakes

*Tomoyuki Toyota[1], Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] (1.Department of engineering,Tohoku university)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価（1）室内試験

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site
(1) Laboratory experiments

*赤木 洋介[1]，舘 幸男[2]，根本 一昭[2]，Andrew Martin[3]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原子力研究開発機構，[3]Nagra

結晶質岩の割れ目中核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，セシウム等をトレーサーとする透過拡散試験とバッチ収着試験，及び割れ目中通液試験を実施し，割れ目部とマトリクス部での収着・拡散特性を定量的に評価した。

キーワード：核種移行，グリムゼル原位置試験場，花崗閃緑岩，単一割れ目，拡散係数，収着分配係数

1. 緒言　天然バリア中の割れ目等の不均質性を考慮した核種移行評価手法を構築するため，室内試験によるデータ取得とモデル評価，及び原位置試験への適用性評価からなる体系的アプローチに基づく研究を進めている。本報告では，国際共同研究として進めているスイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象とし，割れ目部とマトリクス部の鉱物・間隙等の特性分析，拡散・収着試験，及び割れ目中通液試験を実施した。その結果を基に，割れ目部とマトリクス部の収着・拡散データを取得するとともに，割れ目中の核種移行メカニズムを評価した。

2. 実験　グリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含むコア試料から，定流量通液試験に供する割れ目を含む円柱状試料（ϕ50 x ^{L}80 mm）を，割れ目近傍とマトリクス部から円板状試料（拡散試験用）及び粉末状試料（バッチ収着試験用）を調製した。これらの割れ目部とマトリクス部の試料を対象に，鉱物組成，陽イオン交換容量，間隙率・間隙径分布等を測定した。試験にはグリムゼル原位置試験場の模擬地下水中に，HDO（重水；10 %），I（10^{-5} mol/L），Cs（10^{-5} mol/L），Se（10^{-4} mol/L），Ni（10^{-6} mol/L），Eu（10^{-6} mol/L）を添加した混合トレーサー溶液を用いた。透過拡散試験及びバッチ収着試験は，割れ目部とマトリクス部の試料を用いて，Ar 雰囲気，室温条件下で実施した。透過拡散試験では，上流/下流セルのトレーサー濃度の経時変化と試験終了時の試料内部プロファイルを取得し，これらの同時フィッティングにより収着・拡散パラメータを決定した。収着試験は，液固比 100mL/g，28 日間反応期間で収着分配係数を評価した。通液試験では，混合トレーサーを 1mL/h の一定流量で通液させ（大気条件下），破過曲線を取得した。通液終了後に割れ目表面近傍におけるトレーサー分布を取得した。

3. 結果と評価　透過拡散試験から得られた実効拡散係数は，マトリクス部と比較して割れ目部が低い結果となり，拡散抵抗要因が割れ目近傍に存在する可能性を示唆する結果となった（図 1）。また，いずれの試料においても，陽イオン加速と陰イオン排除効果を示す明瞭な傾向性が確認された。さらに，拡散試験後の割れ目部近傍の内部プロファイルからは，表層ごく近傍からマトリクスにかけて不均質性な収着・拡散特性を示唆する結果が得られた。収着分配係数については，Eu＞Ni＞Cs＞Se の序列であった。一方，通液試験においては，Se，Cs，Ni，Eu の順に破過する結果が得られ（図 2），透過拡散試験で得られた収着特性と整合する傾向となった。通液試験終了後の割れ目表面のトレーサー濃度分析からは，割れ目部におけるトレーサーの不均質な分布が確認された。これらの結果をもとに，割れ目近傍の物質移行メカニズム及びモデル解釈について本シリーズ発表の(2)，(3)で検討する。

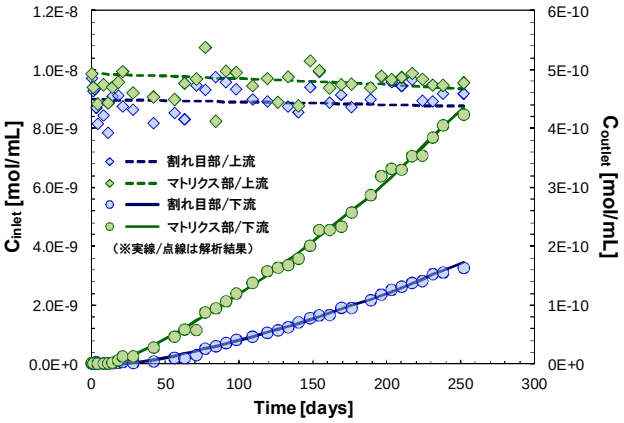


図 1　透過拡散試験の上流/下流の Cs 濃度変化と解析結果

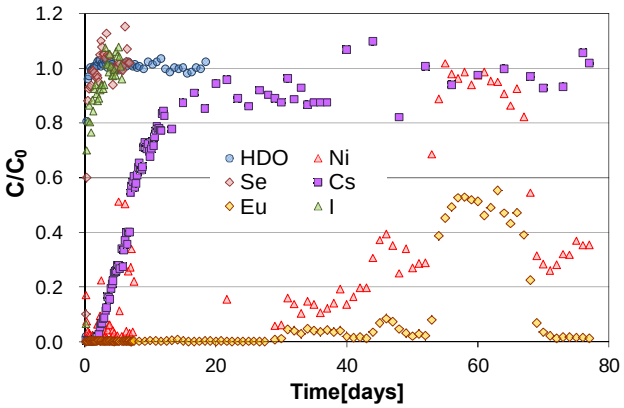


図 2　割れ目中通液試験で得られたトレーサー破過曲線

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Yosuke Akagi[1], Yukio Tachi[2], Kazuaki Nemoto[2] and Andrew Martin[3]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]JAEA, [3]Nagra

グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価 (2)鉱物・間隙分析

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at the Grimsel Test Site

(2) Mineral and pore investigations

*佐藤 久夫[1]，赤木 洋介[1]，舘 幸男[2]，松本 一浩[2]

[1]三菱マテリアル，[2]日本原子力研究開発機構

結晶質岩の割れ目中核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，X 線 CT 測定によって割れ目面からマトリクスを構成する鉱物分布を解析するとともに，EPMA 元素マッピングに基づく鉱物分布解析によりその妥当性を確認した。これらの結果から，割れ目の開口幅や連続性，及び割れ目近傍の鉱物分布の不均質性等を定量的に評価した。

キーワード：花崗閃緑岩，単一割れ目，X 線 CT 測定，割れ目の開口幅，鉱物分布

1. 緒言

放射性廃棄物処分場周辺岩盤が花崗岩などの結晶質岩の場合，岩盤中に存在する結晶粒界や，岩体の冷却，貫入過程で生じた割れ目などの不連続な間隙を，核種移行経路として考慮しなければならない。特に，割れ目間隙は，その形状特性において不確定な要素が大きい。割れ目中の核種移行モデルの確証に資するため，今回我々はグリムゼル原位置試験場（Grimsel Test Site: GTS, Switzerland）から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に，拡散試験や通液試験（本シリーズ発表 1）を実施し，同一試料の X 線 CT 測定および，EPMA 測定を行うことで，割れ目面間隙とそこに分布する鉱物の特性評価を行い，割れ目空間の不均質性を定量的に解析する手法を検討した。

2. 測定と解析

単一割れ目を含む GTS 花崗閃緑岩（ϕ50 x ^{L}100 mm）は，X 線 CT 測定装置（東芝 Asteion VI; UHS XVA-160α）によりトモグラフィー撮影した（XY 断面：図 1 a）。X 線 CT 画像からは割れ目表面を画像処理して抜き出し，再構成することで XZY 画像に変換できる（図 1 a）。これを割れ目両壁面に適用して，その差分を求めると，割れ目間隙の 3D データ（図 1b）となり，不均質な割れ目開口幅の分布が可視化された。開口幅 Y 値を相対的な高さとみなすと，割れ目空間の体積 V と底面積 S から平均開口幅 d が求められ，d=V/S=2.50mm をピークとする正規分布が確認できた（図 1c）。この開口幅の不均質性と鉱物分布の対応を調べるため，割れ目面に垂直な断面を切り出して EPMA（JEOL JXA-8200）により分析を行った（図 1d）。

3. 結果と考察

GTS 花崗閃緑岩の割れ目の多くは破砕によるガウジで充填されている。X 線 CT，および EPMA による鉱物分布観察では，割れ目面は表面~0.2 mm がバーミキュライト化した黒雲母層，その内部の割れ目面に斜交から平行配向の葉理構造を示す黒雲母を主体とした層からなる 2 層構造が認められた。X 線 CT 画像を元に割れ目表面からの 2 層構造の厚みを求めると，0.8 mm が得られた。このガウジの黒雲母層内には，微細な石英などの珪長質鉱物の分布も確認できた。EPMA による詳細分析では，この黒雲母層内には石英だけでなく白雲母も伴っていることがわかった。さらにこの黒雲母層は割れ目面からマトリクスへ枝分かれしており（第 3 層），その先では，カリ長石を白雲母化し，スフィーン，アパタイトなど含水鉱物の再結晶も伴っている。これらは割れ目破砕過程の鉱物再配置による組織構造[1]と考えられる。このように，GTS 花崗閃緑岩中の核種移行挙動は，割れ目内の鉱物組織の影響を受ける可能性がある。そのため，一般的に比例関係にあるとされるガウジ幅とすべり量の相関性や，割れ目面から枝分かれしたマトリクスまでの 3 層構造の分布などの核種移行挙動に対する影響を評価する必要がある。

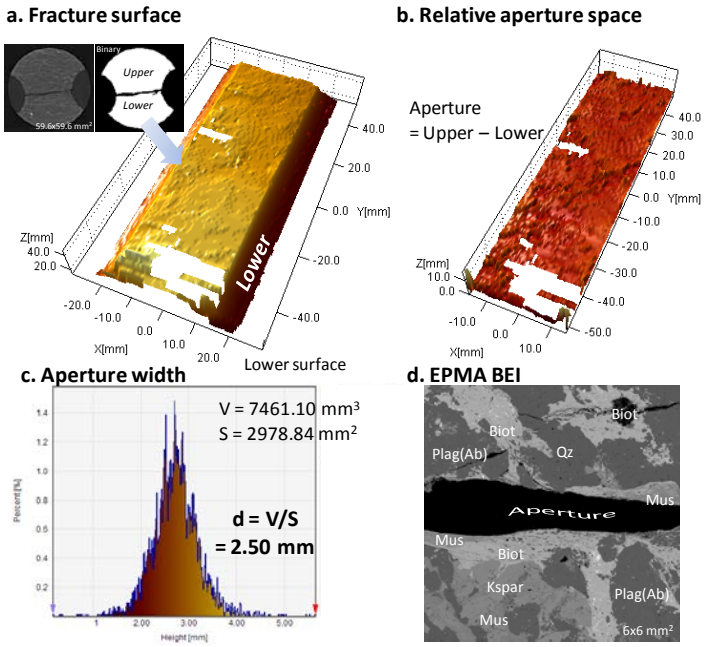


図 1　GTS 花崗閃緑岩試料の割れ目近傍の鉱物・間隙分布の X 線 CT 及び EPMA 観察. (a) 割れ目表面の 3D 形状; (b) 割れ目間隙の相対開口幅 3D プロット; (c) 割れ目開口幅分布; (d) 割れ目断面の EPMA 反射電子線像.

参考文献

[1] Scholz (1990) The Mechanics of Earthquakes and Faulting. Cambridge Univ. Press.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Hisao Satoh[1], Yosuke Akagi[2], Yukio Tachi and Kazuhiro Matsumoto[2]　[1]Mitsubishi Materials Co., [2]JAEA

グリムゼル花崗閃緑岩の単一割れ目中の核種移行特性評価 (3)解析評価

Radionuclide migration in single fracture of granodiorite at Grimsel Test Site (3) Modelling

*伊藤 剛志[1], 舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

結晶質岩の割れ目中における核種移行モデルの確証に資するため，スイスグリムゼル原位置試験場から採取した単一割れ目を含む花崗閃緑岩試料を対象に実施した定流量通液試験の結果について，拡散試験等から得られた収着・拡散特性，割れ目及びその近傍の鉱物・間隙分析の情報をもとに，割れ目からマトリクスにかけての不均質構造や割れ目中の物質移行挙動の不均質性等を考慮したモデルによる解釈を試みた。

キーワード：核種移行，グリムゼル，花崗閃緑岩，単一割れ目，移流・拡散，不均質性，モデル

1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分安全評価に関わる基盤技術として，花崗岩中の核種移行評価技術の確証を行う上で，室内試験によるメカニズムの理解とモデル化，原位置トレーサー試験等を通じた実際の深部地質環境における適用性評価を，相互に関連付けつつ実施することが重要となる。本研究では，本シリーズ発表の 1, 2 件目で報告した割れ目試料を対象とした一連の室内試験・鉱物分析の結果をもとに，不均質性の取り扱いを含む割れ目中の核種移行の評価手法を検討した。

2. 解析方法

単一割れ目を含むグリムゼル岩試料中の定流量通液試験で得られた重水(HDO), I, Se, Cs, Ni, Eu の破過曲線(シリーズ発表 1)に対して数値解析モデルによる再現解析を行った。解析には汎用的なシミュレーションソフトウェアである GoldSim を用いた。割れ目内の流路は，平行平板モデルで表し，解析に用いたパラメータは基本的に実測値に基づいて設定した。試験に用いたコアのサイズが直径 50mm，長さ 80mm であることと，X 線 CT の分析結果(シリーズ発表 2)を踏まえ，平行平板形状モデルの形状を 80mm×30mm×2.5mm と設定した。割れ目内の流速は試験の流量 1mL/h を割れ目の開口面積で除することにより，3.70×10^{-6} m/s と設定した。割れ目部とマトリクス部の間隙率，実効拡散係数及び収着分配係数は，本シリーズ発表 1 件目の拡散試験から得られた実測値に基づいて設定した。なお，境界条件としては，上流側をフラックス固定(濃度，流量固定)条件とし，下流側を自由流出境界とした。一方で，割れ目近傍は複雑な間隙構造となることから，拡散試験で得られた内部プロファイル(シリーズ 1), X 線 CT や EPMA による割れ目近傍の鉱物・間隙の不均質構造(シリーズ 2)を踏まえ，割れ目からマトリクスにかけての鉱物・間隙の不均質構造を 2 層または 3 層で表現したモデルを構築し解析を行った。また，試験後の割れ目表面の観察結果からは，割れ目内部で不均質な流れが生じていた可能性が示唆されたため(シリーズ 1)，割れ目中の物質移行挙動の不均質性を考慮したモデルを構築し，破過曲線の実測データと比較した。

3. 解析結果

割れ目からマトリクスにかけての鉱物・間隙の不均質構造を 2 層及び 3 層モデルで表現した解析結果を図 1 に示す(2 層モデルの結果は Cs, Ni, Eu：破線)。重水, I, Se といった非収着性及び低収着性のトレーサーは，モデルによらず実測値に近い傾向が得られた。2 層モデルの場合，割れ目部とマトリクス部のパラメータを，各トレーサーを対象とした拡散試験で得られた値を用いたが，割れ目部の拡散係数が低いため，Cs, Ni, Eu の収着性トレーサーの破過曲線の立ち上りを再現することができなかった。一方で，拡散試験の濃度プロファイル及び割れ目近傍の鉱物・間隙分析から得られた割れ目近傍の鉱物・間隙の不均質情報に基づき，表層から 0.2mm を第 1 層，0.6mm を第 2 層とし，それ以深をマトリクスと仮定した 3 層モデルを仮定することで，高収着性の Cs, Ni, Eu の破過曲線により近い傾向を再現することができた。このことから，割れ目近傍の不均質な鉱物・間隙構造と核種移行特性との関係の理解と，それを反映した核種移行モデルの構築が重要であることを確認した。発表では，不均質性を考慮した割れ目中の物質移行挙動のモデル化の結果も含めて考察する。

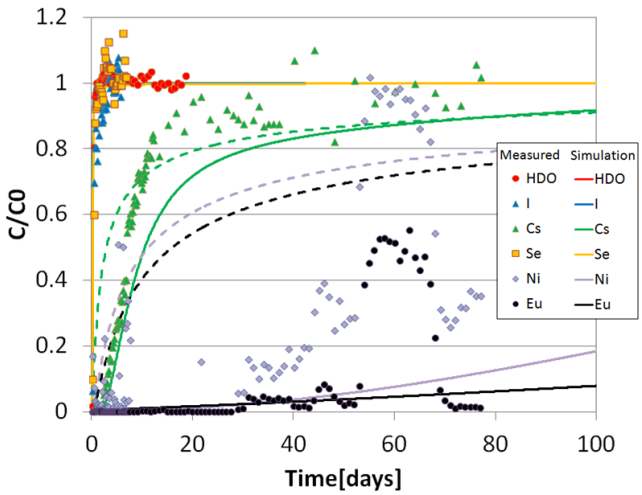


図1 通液試験で得られたトレーサーの破過曲線と解析結果

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Tsuyoshi Ito[1] and Yukio Tachi[1] [1]Japan Atomic Energy Agency

マイクロフローセルを用いた Ca 含有高アルカリ性地下水と花崗岩表面の相互作用の評価

Estimation of Interaction between Surface of Granite and High Alkaline Groundwater Containing Ca ions by Using Micro Flow Cell

*林　真行[1]、田代　龍[1]、倉田　大輝[1]、新堀　雄一[1]、千田　太詩[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、Ca を含む高 pH 地下水と花崗岩との相互作用に起因した流路閉塞効果ついてマイクロフローセルを用いて評価し、カルシウムシリケート水和物の生成が流路内の浸透率低下に寄与する可能性を示した。
キーワード：マイクロフローセル、カルシウムシリケート水和物、花崗岩、高アルカリ性地下水、浸透率

1. 緒言　我が国の地層処分においては、花崗岩のような結晶質岩が天然バリアとして想定されている。一方で地層処分施設では多量のセメント系材料が使用され、Na や K、Ca のような成分が溶出し処分場周辺は高アルカリ化する。このようなアルカリフロントでは、周辺岩盤からケイ酸が溶出し、Ca とケイ酸の反応によりカルシウムシリケート水和物(CSH)が生成することが考えられる。この CSH が岩盤亀裂内にて析出し微細流路が閉塞されることにより、核種移行の遅延が期待される。本研究では、天然バリアとして想定される花崗岩内微細流路を模擬したマイクロフローセルを用い、高 pH および高 Ca 濃度の溶液による微細流路の浸透率変化および表面形状変化を評価した。

2. 実験　本研究では、花崗岩試料とテフロンシート、テフロン盤により微細流路を模擬するマイクロフローセルを用いた。流路部は流路長さ 60 mm、流路幅 5 mm、亀裂幅(厚さ)80 μm である。これに、NaOH により pH 12.5 に調整した 8.5 mM $Ca(OH)_2$ 溶液をシリンジポンプにて所定流量(0.2、0.5、2.0 ml/h)で通液し、その際に生じるセルの入口・出口の圧力勾配から浸透率を得た。そして、実験前後の花崗岩試料表面の形状変化をデジタルマイクロスコープ(DMS)および SEM/EDS を用いて観察した。また、Ca を含まない NaOH 溶液(pH 12.5)についても同様の実験を行い、Ca を含む場合との比較を行った。なお、先行研究[1]では、乾燥状態の花崗岩を直接実験に供しており、花崗岩内への溶液浸入過程が浸透率変化に影響を及ぼすことが懸念された。そのため本研究では、窒素雰囲気下で脱気、純水を含浸させた花崗岩試料を通液実験に使用した。

3. 結果・考察　図 1 は、微細流路内に $Ca(OH)_2$ 溶液を通液した場合の浸透率の時間変化である。図 1 より、時間経過に伴う浸透率低下が確認された。一方、NaOH 溶液を通液した場合では緩やかな浸透率上昇が観察されており、図 1 の浸透率低下は $Ca(OH)_2$ 溶液に起因した CSH 生成により流路が狭まったためと考えられる。また、図 1 中では浸透率の瞬間的な上昇も確認されるが、これは CSH 生成により流路内の圧力が徐々に高くなった後、ある時点において通液による CSH の系外への押し出しが生じた可能性がある。発表では、DMS や SEM/EDS による分析を基に、図 1 の浸透率変化に伴う流路表面の形状変化についても議論する予定である。

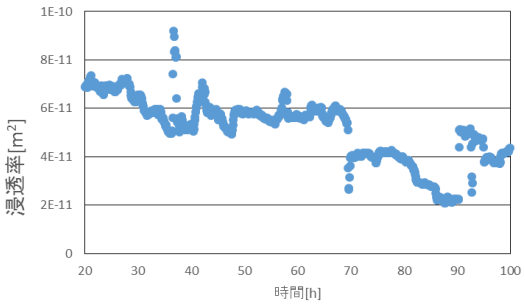


図 1：浸透率の時間変化(流量 0.2 ml/h、Ca 含有)

引用文献　[1]倉田ら、原子力学会秋の大会 2013 年秋の大会講演要旨集、B53(2013).
謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金 挑戦的萌芽研究 16K14532 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Masayuki Hayashi[1], Ryo Tashiro[1], Daiki Kurata[1], Yuichi Niibori[1] and Taiji Chida[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着における pH 依存性

Influence of pH on Sorption behavior of Europium to Biotite Flakes

*豊田　丈通[1]、千田　太詩[1]、新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、薄片状黒雲母へのユウロピウムの収着挙動に関する pH の影響を調べた。その結果、pH が高くなるとユウロピウムの収着量が増加し、加水分解を生じる pH 8 においてはユウロピウム水和物の沈殿のみならず薄片内部への浸入促進による遅延効果も期待される可能性が示唆された。
キーワード：薄片状黒雲母、ユウロピウム、SIMS、地層処分、収着挙動

1. 緒言　地層処分における天然バリア中の核種移行評価の一環として、花崗岩および含有鉱物への核種収着に関する研究が従来よりなされてきた。しかし、その多くは粉末試料を使用しているため、本研究では実環境における鉱物の形状に着目し、花崗岩に含有する鉱物の中でも核種収着性が高いとされる黒雲母について薄片形状の試料を用いて核種収着挙動を調べることとした。一方、アメリシウムやユウロピウムのような三価陽イオン核種は中性～アルカリ性において加水分解を生じることが知られており、例えばユウロピウムは pH 6 以上で $Eu(OH)_3$ の水和物となり通常の地下水(pH 8)中では沈殿するとされている。そこで本研究では、pH 3～8 とした収着実験により、薄片状黒雲母へのユウロピウム収着における水和物の影響を検討した。

2. 実験　本研究では、バッチ式の収着実験を実施した。ユウロピウム($Eu(NO_3)_3$、安定同位体)溶液は HNO_3 および NaOH 溶液を用いて収着実験実施直前に pH を 3、5 および 8 に調整し、濃度は 1 mM とした。なお、pH 8 においても沈殿物の生成は目視では確認されなかった。液固比は 10 とし、薄片状の黒雲母 0.6 g と $Eu(NO_3)_3$ 6 mL をポリプロピレン管へ封入した。封入作業は、地下の低酸素環境を考慮して窒素雰囲気のグローブバック内で行った。振とう期間は 7 日間とし、一日ごとにサンプリングを行った。振とう後 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて固相と液相を分離し、液相は ICP-AES による濃度測定と蛍光寿命測定、固相は SIMS(二次イオン質量分析)により薄片状黒雲母内のユウロピウム分布について分析を行った。

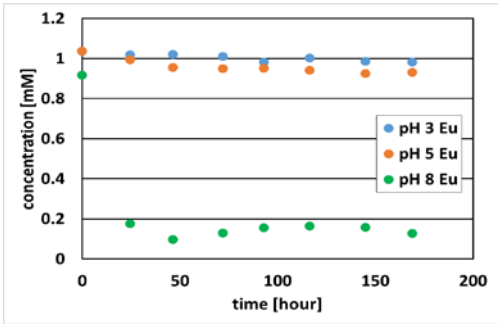


図 1　薄片状黒雲母への Eu 収着

3. 結果・考察　図 1 は、収着実験後の液相のユウロピウム濃度である。図 1 より、pH が高くなるにつれてユウロピウムの黒雲母への収着量が増加した。特に、pH 8 ではユウロピウム濃度の低下が顕著であるが、これは固相の共存により水和物の沈殿が促進されたためと考えられる。図 2 は、SIMS による薄片状黒雲母内のユウロピウム分布である。測定箇所は薄片の端部(Edge 2)であり、薄片上面に対して垂直方向にイオンビームを照射したため、図 2 の横軸は薄片上面からのスパッタ深さを示す。なお、縦軸の強度は、同時に取得した Si の強度にて規格化した。図 2 のスパッタ深さ 1 μm における各データの比較では pH 8 の強度が最も大きく、pH 3 や 5 と比べて pH 8 の溶液条件においてユウロピウムが黒雲母内へ浸入したと言える。これは、移行しやすいイオン状態の Eu^{3+} よりも、水和物である $Eu(OH)_3$ の方が黒雲母薄片内部へ拡散浸入しやすいということを示している。この理由については検討中であるが、三価陽イオンが加水分解するような通常の地下水条件において、水和物生成による沈殿のみならず、薄片状黒雲母内への取り込みによる遅延効果も期待できる可能性がある。

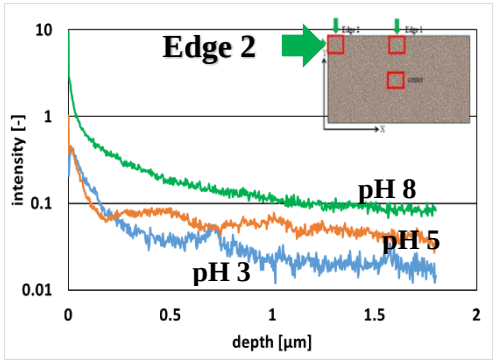


図 2　SIMS による黒雲母 edge 2 の元素分析結果と照射箇所

謝辞：本研究の一部は、「文部科学省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「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」、および経済産業省の委託事業「平成 26 年度放射性廃棄物重要基礎技術研究調査」の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tomoyuki Toyota[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E01-07] Vitrification 1

Chair: Kenji Takeshita (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E01] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Tsuyoshi Arai[2], Junji Kojima[1] (1.JAEA Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories Tokai Reprocessing Technology Development Center Waste Management Department Waste Conditioning Section, 2.Shibaura Institute of Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology

*kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1], Shizue Furukawa[1] (1.criepi)

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*HIDENORI KAWASHIMA[1], taku hashimoto[1], toshiaki kakihara[1], toshiki fukui[1] (1.IHI Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ehime University, 3.Central Glass Co., Ltd)

10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1], Kiyoshi Hatakeyama[2] (1.JAEA, 2.E&E Techno Service Co. Ltd.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Sou Watanabe[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1.JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

*Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1.CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（27）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
-溶融ガラスの粘度測定-

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(27) A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

– viscosimetry of glass melt -

*佐藤 史紀[1]，石井 健治[2]，小島 順二[1]，新井 剛[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学

抄録：再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、溶融炉を運転する上で重要な溶融ガラスの粘度を測定した。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，ガラス固化，溶融ガラス化

1. 緒言

低放射性廃液の処理には、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1, 2]。本報告では、この試験で得られた試料について、ガラス溶融炉を運転する上で重要な物性の一つである溶融ガラスの粘度を測定した結果を報告する。

2. 測定方法

Thermo Fisher Scientific 社製 HAAKE MARS III 粘度・粘弾性測定装置へ加熱用の電気炉を組み込んだものを用いた。アルミナ製の試料台に溶融ガラス化試験で得た試料を設置し、1200℃まで加熱して約 1 時間保持した上で粘度を測定した。その後、1100℃、1000℃に降温し、各温度で約 1 時間保持した後に測定した。

3. 結果・考察

1200℃の条件では 2.9Pa･s との値が得られたものの、1100℃、1000℃と温度を下げた際に粘度が極めて高くなった（数百～数千 Pa･s）。測定後の試料の外観観察を行ったところ、試料が黒色から濃茶色に変色しているとともに、XRD 分析にて $Al(PO_4)$等に起因する複数のピークが確認された（右図参照）。これは、初めの 1200℃の加熱で試料台から Al が溶出し、その後の降温の際に $Al(PO_4)$の形態で析出したため、試料の粘度が極めて高くなったものと考えられる。発表では、試料台からの Al の溶出を回避すべく設定した条件による結果等も合わせて報告する。

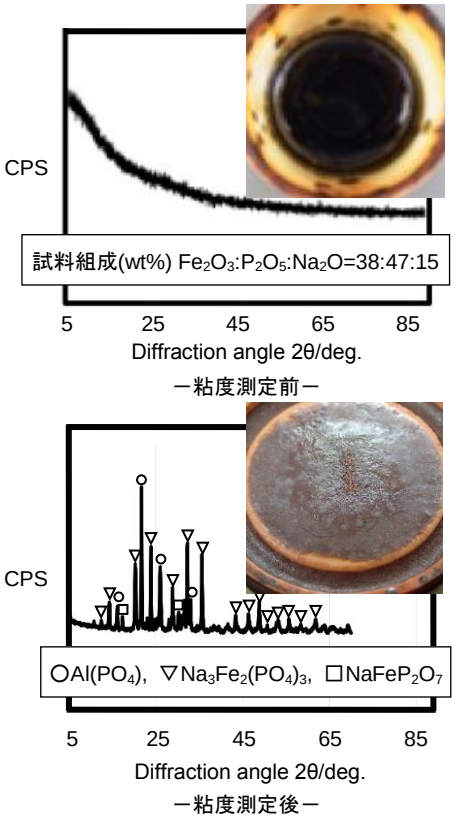


図　粘度測定前後の試料外観及び XRD 分析結果

参考文献

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Kenji Ishii[2], Junji Kojima[1], Tsuyoshi Arai[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(28)模擬使用済イオン交換樹脂の溶融ガラス化の検討

Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology
(28) Study of fused glass solidification for low level radioactive ion exchange resin

*池田 弘一[1], 宇佐見 剛[1], 塚田 毅志[1], 古川 静枝[1]
[1](一財)電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の検討の一環として、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂にガラスマトリックスを添加した試料を対象として、当所のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施し、溶融ガラス化できることを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、イオン交換樹脂

１．緒言　低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術は、今後の廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物等に対する安定化・減容化に有効と考えられる。本報告は、使用済みの状態を模擬したイオン交換樹脂を対象とする当所のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化の概要を紹介する。

２．方法　使用済イオン交換樹脂を模擬するため、コールドトレーサーを吸着させた含水率 30%弱のイオン交換樹脂（強酸性陽イオン：強塩基性陰イオン＝2.5：1）を作製した。これを内径 230mm の黒鉛坩堝内で予めガラスマトリックスを溶融した溶湯に逐次投入し、空気雰囲気でプラズマ溶融を行った。ガラスマトリックスの成分組成は、Na_2O と SiO_2 の 2 成分のガラスカレットの場合と、1170℃の融点になるように Al_2O_3、SiO_2、CaO のそれぞれの粒状の無機物を混合した場合の 2 種類とした。トレーサーは、原子力発電所等の調査を参考に、放射性核種の Fe、Cr、Ni、Co、Cu、Zn、Mn、Cs および Sr を模擬した非放射性のそれらで、それらの総重量がイオン交換樹脂の重量（乾燥時）の約 4wt%相当になるようにイオン交換樹脂に吸着させた。坩堝に耐火蓋を被せてイオン交換樹脂を熱分解・燃焼させる空間を設け、溶融試料を 30kW 未満の加熱出力で全量溶融した。実験終了後に、坩堝内で自然冷却した溶融固化体を分析した。

３．結果　作製した 2 種類の溶融固化体は、X線回折による特異なスペクトルが認められず、ガラス化していることが確認された。併せて、Al_2O_3-SiO_2-CaO のガラスマトリックスでは金属が析出していたことから、SiO_2-Na_2O のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を取り込みやすいことが示唆された。

環境省告示第 16 号に準拠した浸出試験の結果から算出した浸出率（溶融固化体の元素重量に対する、所定の浸出期間が終了した浸出液に含まれる元素重量の割合）は、SiO_2-Na_2O のガラスマトリックスでは大きく、振とう後の静置時間の経過とともに増加した（図 1）。一方、Al_2O_3-SiO_2-CaO のガラスマトリックスでの浸出率は小さく、振とう後の静置時間の経過による違いがほとんど認められなかった（図 2）。以上より、Al_2O_3-SiO_2-CaO のガラスマトリックスの方が、放射性核種の金属を閉じ込めやすいことが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

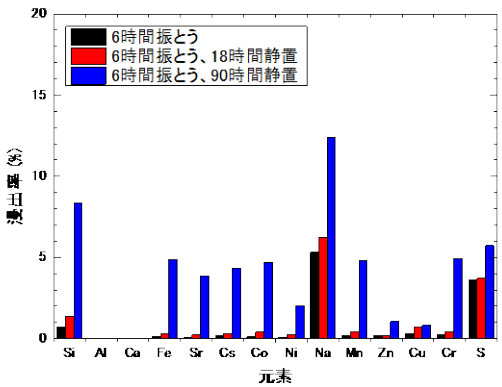


図 1 SiO_2-Na_2O のガラスマトリックスの浸出率

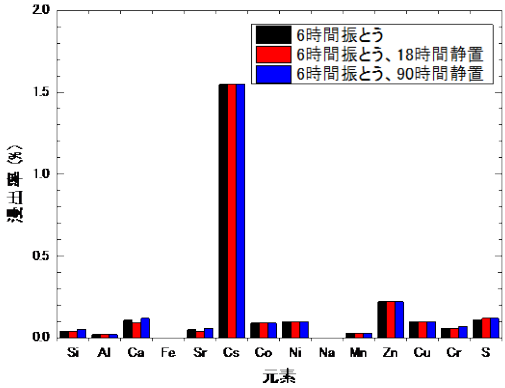


図 2 Al_2O_3-SiO_2-CaO のガラスマトリックスの浸出率

* Kouichi Ikeda[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] and Shizue Furukawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（29）V 添加により高充填化したホウケイ酸ガラスの構造設計

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(29) Structural design of V additive borosilicate glass

*川島英典[1]，橋本拓[1]，柿原敏明[1]，福井寿樹[1]

[1]株式会社 IHI

V 添加により廃棄物を高充填化したホウケイ酸ガラスの構造設計について検討した。主としてアルカリ金属類(Na,Li)に着目し，核磁気共鳴法等により構造解析を行った。その結果，アルカリ金属類の電荷補償機構がガラス構造に寄与することが分かった。また，アルカリ金属類をパラメータとしたV添加ガラスの高温物性を取得した。

キーワード：ガラス固化，高レベル廃液，ガラス構造

1. 緒言

再処理施設で発生するガラス固化体の本数を 2～3 割程度低減させるために，放射性廃棄物成分をより多く充填できる高充填ガラスの開発を検討している。高充填化する際に考慮すべき事象として，ガラスへの溶解度が低い Mo 酸塩が析出・分相し，ガラス固化体の均質性や安定性が悪化することである。これまでの開発において，V を添加したガラスでは，Mo 溶解性を向上させ，高充填化が可能な知見が得られている[1]。本研究では，V を添加したガラス構造の変化をアルカリ金属類に着目し，高充填に適するガラス組成について調査を行った。

2. 試験

ガラス中に含まれるアルカリ金属類の割合(Na+Li)/(Si+B+Al+V)および比(Na/Li)をパラメータとした模擬放射性廃棄物成分を含むガラスを調製し，ガラス化可能な組成範囲を X 線回折(XRD)等により調査した。また, ガラス構造を検討する際には, 固体核磁気共鳴法(NMR), 蛍光 X 線分析, X 線吸収微細構造法(EXAFS)を用いて評価し、V を添加したガラス組成の最適化検討をおこなった。

3. 結果および考察

(Na+Li)/(Si+B+Al+V) については 0.22～0.26(mol/mol)，(Na/Li) については，1.2~1.6(mol/mol)とすることで， Mo 酸塩の析出・分相を抑制し，高充填化できることが分かった。これは，ガラス骨材成分である Si，B に対するアルカリ金属類の電荷補償による構造変化に大きく寄与すると考えられた。Mo 酸塩は，主として Na 化合物であるため，Na を取り込みやすいガラス構造(Si：Na 存在下で解重合しやすい状態、B：Na 存在下で 4 配位となりすい状態)(図 1)とすることで，Mo 酸塩の析出・分相を抑制していることが分かった。

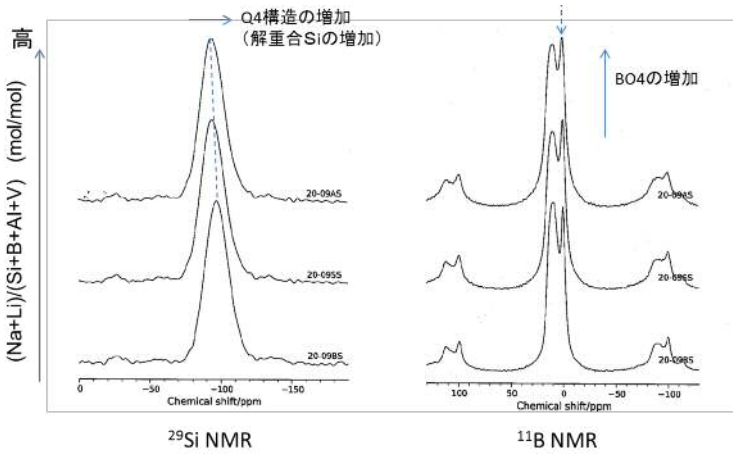


図 1　ガラス構造に及ぼすアルカリ元素の影響(NMR)

参考文献

[1] 大窪他，日本原子力学会秋の大会 2015，F47

Takahiro Okubo[1], Yashuhiko Iwadate[1], Takanori Suzuki[2], Norimasa Umesaki[2], Toshihiro Tanaka[2], Toshiaki Kakihara[3], Taku Hashimoto[3]　[1]Chiba Univ. [2]Osaka Univ. [3]IHI corporation

謝辞：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（30）廃棄物含有鉄リン酸ガラスの作製及び物性評価

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(30) Characterization of iron phosphate glass containing high-level waste simulant

*小林秀和[1], 永井崇之[1], 岡本芳浩[1], 捧賢一[1], 天本一平[1,2], 武部博倫[2], 中村洋貴[3], 三田村直樹[3], 都築達也[3]
[1]原子力機構, [2]愛媛大学, [3]セントラル硝子㈱

高レベル廃液ガラス固化の代替マトリックス調査として、模擬廃液を鉄リン酸ガラスで溶融固化する試験を実施し、約1000°Cで均一なガラス融体が生成すること、廃棄物ガラス試料の化学的耐久性は良好であること等を明らかにした。

キーワード：ガラス固化，鉄リン酸ガラス，高レベル廃液，化学的耐久性

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高度化として、現行ホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の組成改良による高充填マトリックスの開発とともに、代替マトリックスの適用性調査を進めている。代替マトリックスは、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）に着目し、これまでに、廃液成分を粉末試薬で簡易的に模擬した試験により、同成分を IP ガラスに固定化できる見込みを得た[1]。本報では、実プロセスでの処理を想定し、IP ガラスフリットと高レベル廃液組成を模擬した非放射性廃液（模擬廃液；Na, Mo, Zr, Nd 等の約 30 成分が溶解した硝酸水溶液）を用いて、ガラス融体が生成するまでの加熱時の挙動、廃棄物ガラス試料の化学的耐久性等を評価した。放射光 XAFS による局所構造解析結果は次報(31)で述べる。

2. 試験

加熱過程でのガラス溶融挙動を TG/DTA 及びホットサーモカップル装置[2]により調べた。本結果を踏まえ、以後の廃棄物ガラス試料の作製温度を 1150°C に決定した。IP ガラスフリットと模擬廃液の混合比率（廃棄物含有率）をパラメータとし、これら混合物を装荷したアルミナルツボを電気炉内にて 1150°C で 2 h 溶融した後、黒鉛ルツボに流し込み、徐冷固化した。得られた廃棄物ガラス試料は、XRD 測定及び SEM/EDS 分析によりガラス化状態、MCC-1 準拠静的浸出試験により化学的耐久性を評価した。

3. 結果・考察

加熱時の挙動を図 1 及び図 2 に示す。模擬廃液単体では、昇温に伴い遷移金属、希土類、アルカリ、アルカリ土類硝酸塩の熱分解が約 900°C まで逐次進行すると推定される。一方、IP ガラスが共存すると、主な熱分解反応は約 500°C までにほぼ終了し、約 1000°C 以上では均一なガラス融体が生成することが分かった。廃棄物含有率をパラメータに作製した試料のガラス化状態を評価した結果、白金族化合物（RuO_2, Pd 合金）の析出が認められた。廃棄物充填率 15 wt%以上では、これらに加え ZrP_2O_7、$REPO_4$（RE:希土類元素）等の非水溶性リン酸塩結晶も認められた。なお、BS ガラスの場合に相分離しやすいイエローフェーズ（Na_2MoO_4 等）等の水溶性化合物は確認されなかった。各元素の規格化浸出率は 10^{-5}～10^{-4} kg/m^2/d であり、BS ガラスの 10^{-4} kg/m^2/d より低く、良好な化学的耐久性を示した。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

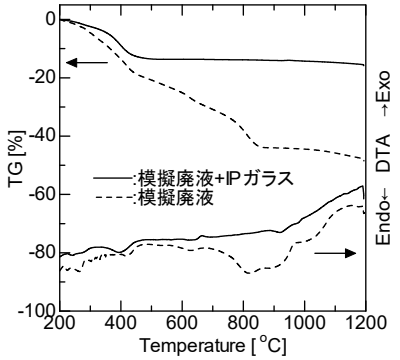


図 1 TG/DTA の測定結果

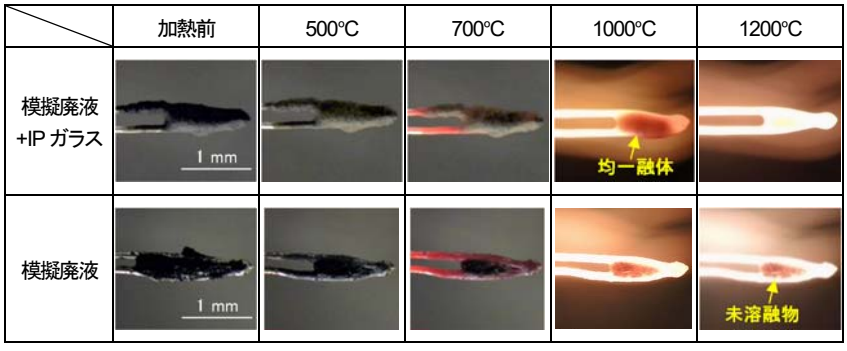


図 2 ホットサーモカップル装置による加熱時の挙動観察結果

参考文献

[1] 小林ほか, 原子力学会 2015 秋の大会, F50.
[2] 太田ほか, 日本金属学会会報, 第 19 巻, 第 4 号 (1990).

*Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1], Kennichi Sasage[1], Ippei Amamoto[1,2], Hiromichi Takebe[2], Hiroki Nakamura[3], Naoki Mitamura[3], Tatsuya Tsuzuki[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ehime University, [3]Central Glass Co., Ltd.

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（31）廃棄物含有鉄リン酸ガラスの放射光 XAFS による局所構造解析

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(31) Local structure analysis of iron phosphate glass containing high-level waste simulant using synchrotron radiation based XAFS

*岡本 芳浩[1]，塩飽 秀啓[1]，永井 崇之[1]，小林 秀和[1]，捧 賢一[1]，畠山 清司[2]
[1]原子力機構，[2](株)E&E テクノサービス

高レベル廃液組成を模擬した廃液成分を含有した鉄リン酸ガラスにおける、FP 元素の局所構造および化学状態について、放射光 XAFS を用いて調べた。IP ガラスフリットの組成および廃液成分の含有率による、各元素の局所構造の変化について、XAFS データの解析から評価した。

キーワード：ガラス固化、鉄リン酸ガラス、XAFS、放射光

1. 緒言

高レベル廃液ガラス固化の高度化の一環として、現行のホウケイ酸ガラス（BS ガラス）の代替マトリックスの適応性調査を進めており、鉄リン酸ガラス（IP ガラス）に着目している。我々は、鉄リン酸ガラスに、高レベル廃液組成を模擬した廃液（模擬廃液）を含有させた試験試料について、様々な挙動や性質を調べている（前報の(30)）。本報では、それらの試料について、放射光 XAFS 分析を行い、ガラス中における FP 元素の局所構造および化学状態を評価した。

2. 試験

放射光 XAFS 分析試料は、前報(30)の試験試料と共通で、IP ガラスフリットと模擬廃液の混合物（ガラス重量：200 g）を電気炉内で 1150°C で 2 h 溶融した後、黒鉛ルツボに流し込み、徐冷固化したものを、厚さ 0.5mm および 1.0mm の板状に切り出して使用した。放射光 XAFS 実験は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設の BL-27B および大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU において、透過法および蛍光法のレイアウトを用いて実施した。測定対象元素は、Fe、Zr、Mo、Ru、Rh、Pd、Ce とし、吸収端のエネルギーにより２つのビームラインを使い分けた。また、いくつかの試料と元素については、位置分解能を備えたイメージング XAFS 分析[1]測定を実施した。

3. 結果・考察

ガラス中に含まれる廃液由来の Zr、Mo 及び Ru の EXAFS 関数をフーリエ変換して得られた動径構造関数を図 1 に示す。Zr については、Zr-O 相関に相当する第 1 ピークがほとんど変化していないことから、Zr 周りの局所構造が廃棄物含有率に影響されないことを示している。Mo では、Mo-O 相関に相当する第 1 ピーク以降に目立ったピークは観察されなかったことから、Mo がガラス相に溶解していることを示唆している。Ru については、30FeP-5W では、Ru-O 相関以外にピークが認められないこと、XRD 及び SEM/EDS 分析の結果ともあわせて、Ru がガラス相に溶解している可能性がある。ただし、廃棄物含有率が高くなると溶解度を超えた Ru が、RuO_2 として析出したとみられる。

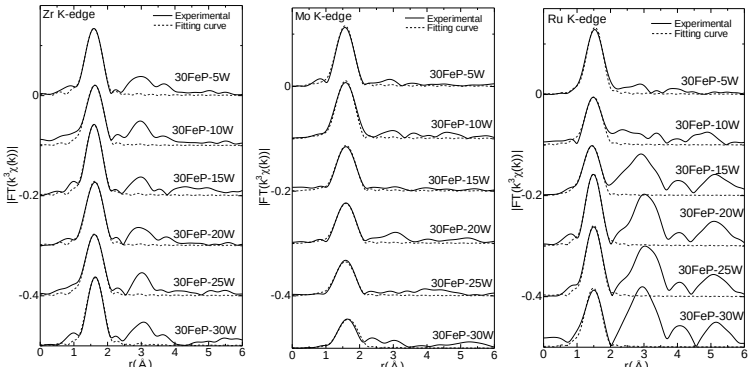


図１　廃棄物を含有させた鉄リン酸ガラス試料の Zr、Mo 及び Ru の K 吸収端 EXAFS による動径構造関数|FT(k³χ(k))|

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。本研究における放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 利用実験課題 2015B3504 および 2016A3504、高エネルギー加速器研究機構（KEK）放射光実験施設（PF）共同利用実験課題 2016G064 によって行われた。

参考文献

[1] 岡本ほか、原子力学会 2016 春の大会、1G14

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Kenichi Sasage[1] and Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co. Ltd.

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(32)高レベル廃棄物吸着ガラスの吸着性能向上に向けた検討

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(32) Improvement in the adsorption capacity for MA

*渡部　創，小藤博英，竹内正行
原子力機構

CMPO 吸着材における MA の吸着容量を増大させることを目的とし、CMPO 吸着材に優先的に吸着される Mo 及び Zr を予め高レベル放射性廃液（HLLW）から除染するため、HDEHP 吸着材を用いた Mo, Zr の除染試験を実施した。HDEHP 吸着材を用いることで、高酸濃度の HLLW から選択的に Mo, Zr を吸着除染出来ることが明らかになった。カラムの繰り返し利用のためには Mo, Zr の溶離が必要になるが、Zr の溶離が困難であることが明らかになった。今後、Zr の溶離率を向上させるためのフロー等の改良が課題である。

キーワード：再処理，マイナーアクチニド，吸着材，HDEHP

1. 緒言　次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業では、将来に向けたガラス固化技術の高度化並びに放射性廃棄物の減容化・有害度低減に貢献するため、吸着ガラスの開発に取り組んでいる。その技術候補の一つとして、抽出クロマトグラフィ技術で用いる含浸吸着材の適用性について検討を進めている。本吸着材は多孔質シリカ粒子にポリマーを被覆し、抽出剤を含浸させたものであり、吸着材構成物質であるシリカを直接、ガラス材料として利用することが特徴である。これまでの研究で、CMPO を含浸させた吸着材を吸着ガラスとして利用する場合、MA 吸着において HLLW 中の Mo, Zr が優先的に吸着するため、予め Mo, Zr を除染することにより吸着ガラスの MA 保持容量向上が期待できることを明らかとした[1]。本研究では、高酸濃度の硝酸溶液から選択的に Mo, Zr を抽出することが可能である HDEHP 抽出剤に着目し[2]、HDEHP 含浸吸着材の Mo, Zr 除染工程への適用性について検討するため、模擬 HLLW を対象とした吸着・溶離試験を実施した。合わせて、貯槽等の腐食生成物として混入が予想される Fe の挙動も調査した。

2. 実験　多孔質シリカ粒子にポリマーを被覆した SiO_2-P に、HDEHP を含浸させた HDEHP/SiO_2-P 吸着材を調製した。吸着バッチ試験として、吸着材 1 g と模擬 HLLW（[HNO_3] = 2 M, Mo, Zr, 希土類、白金族等を含む）20 mL とを混合し、3 時間振とうした。吸着材を回収した後、H_2O_2 溶液またはシュウ酸溶液と接触させて溶離を試みた。溶液中における金属イオン濃度から、各イオンの吸着・溶離挙動を調査した。さらに、上記模擬 HLLW を対象としたカラム分離試験を実施し、本吸着材のカラム処理への適用性について評価した。

3. 結果および考察　吸着バッチ試験の結果、模擬 HLLW 中に含まれる金属イオンの内、Zr、Mo、Fe の分配係数 K_d はそれぞれ 6×10^3, 12, 8 であったが、それ以外の元素についてはほぼ 0 であったことから、Zr、Mo、Fe 以外の元素は高酸濃度の硝酸溶液から HDEHP/SiO_2-P にほとんど吸着されないことがわかった。溶離試験では、Zr 及び Fe は H_2O_2 によっては溶離されなかったが、H_2O_2 濃度及び振とう時間の増加に伴って Mo の溶離率が向上した。シュウ酸を用いた場合、Zr, Mo, Fe の全てについて吸着量の約 80-90%が溶離されることが明らかになった。いずれもシュウ酸濃度の増加と共に溶離率が向上したため、シュウ酸との錯形成による逆抽出反応によるものと推察される。

ここで得られた結果を基に、カラム試験条件を設定し、HDEHP/SiO_2-P を充填したカラムに模擬 HLLW、H_2O_2 溶液、シュウ酸溶液の順で通液した(図 1 参照)。吸着バッチ試験において HDEHP/SiO_2-P への吸着が認められなかった Mo、Zr、Fe 以外の元素は、カラムへの吸着、蓄積はなかった。Mo 等はフィード液の通液と共にカラムに吸着し、吸着容量を超えた分が破過した。吸着したものは H_2O_2 およびシュウ酸溶液の通液によってほぼ全量が溶離した。Fe も Mo とほぼ同様の傾向を示した。Zr は吸着した量の 80 %が溶離したが、一部がカラム中に残留した。カラムの繰り返し利用を考慮すると、今後 Zr の溶離率を向上させるための溶離液や通液条件等の改良が必要である。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果を含む。

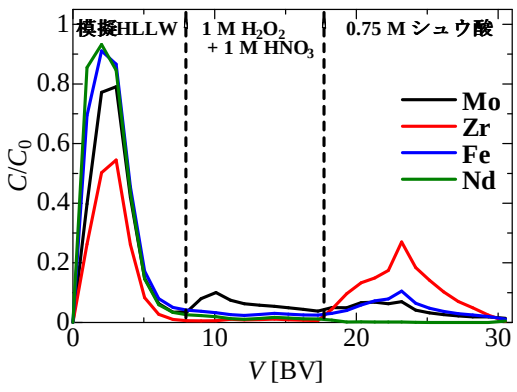


図 1　カラム溶離曲線

参考文献

[1] 渡部　他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」
[2] 森田　他、JAEA-Research 2012-031 (2012).

*Sou Watanabe, Hirohide Kofuji and Masayuki Takeuchi
Japan Atomic Energy Agency

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（33）白金族元素がイエローフェーズ形成に及ぼす影響確認試験

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(33) Effect of noble metal elements on Yellow Phase generation

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]

[1](一財)電力中央研究所

これまでに、白金族元素がイエローフェーズ(YP)の形成に影響を与えている可能性が示されている。そこで、厳密に白金族の有無のみが異なる 2 種類の模擬廃液を用意し、小型ガラス溶融炉による確認試験を実施した。これまでと同様な結果が得られ、白金族元素が YP 発生量に影響していることを確認できた。

キーワード：ガラス固化，イエローフェーズ，白金族元素，モリブデン酸塩，小型溶融炉

1. 緒言

これまでの試験[1]で用いた廃液は、白金族の有無以外にも Zr 濃度や酸濃度、さらに溶融炉への投入電力等も試験ごとに異なるなど、複数の要因が異なっていた。そこで本試験では、厳密に白金族の有無のみの影響を確認することとした。ジュール加熱型の小型溶融炉(ガラス溶融部：縦 15×横 15×深さ 20 cm)を用い、六ヶ所再処理工場と同様に、溶融ガラス上に廃液およびガラスビーズを連続供給しガラス固化体を製造する試験を行った。白金族の有無のみが異なる 2 種類の模擬廃液を用意し、その他の条件は同一とした試験を実施し、流下ガラス、吸引ガラス、および、仮焼層サンプルの分析から YP 発生量を評価した。

2. 試験

白金族元素(Ru、Rh、Pd)を合計約 10g/L(酸化物換算)含む模擬廃液(白金族あり)に対し、白金族元素を含まないが、他の元素の濃度を同一とするために、Fe、Co、Ni の濃度を調整した模擬廃液(白金族なし)を用意した。廃棄物充填率(Na 含む)を 35 wt%とするため、どちらの模擬廃液に対しても、廃液供給量 0.648L/h、および、ガラスビーズ供給量 141g/h で運転を行った。電気出力は 4.8kW 一定とし、一日、約 7.2 時間の運転により約 1.5kg のガラスを製造し、その日に製造した分のガラスを金属ポットへ流下した。一日の試験の終了直前に、仮焼層と溶融ガラスのサンプリングを行った。はじめに、白金族を含まない廃液を用いた試験を 4 日間連続で行い、その後、白金族を含む廃液の試験を同様に 4 日間連続で行った。各試験で得られた流下ガラス(約 50g)、および溶融ガラスサンプル(全量)を粉砕し、水に浸漬することで固化体中の YP 含有量を定量した。さらに、仮焼層サンプルの断面の元素分布を SEM-EPMA により分析した。

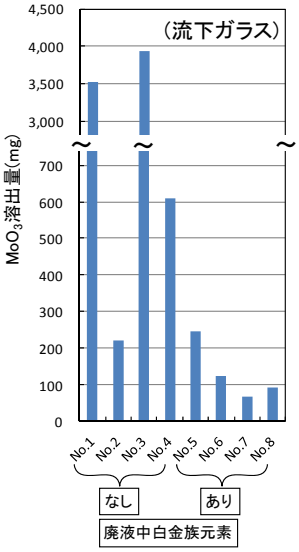


図1 Mo溶出量の比較

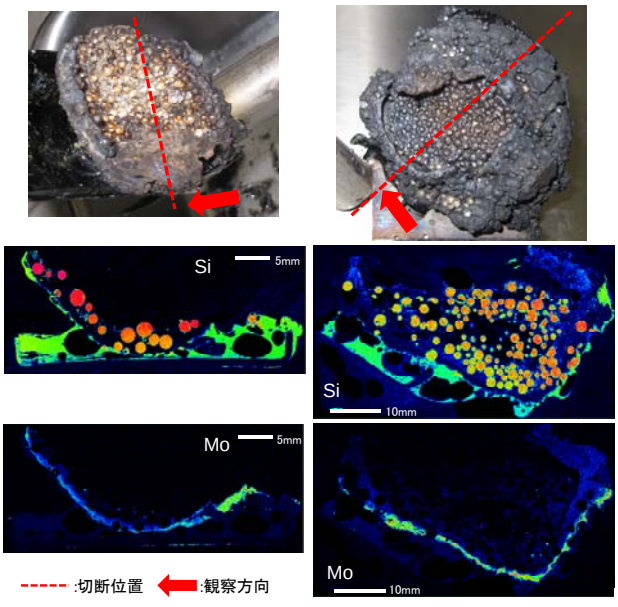


図2 仮焼層断面のSiとMoの分布（左:白金族なし、右:白金族あり）

3. 結果・考察

製造したガラスの組成分析の結果から、白金族なし(流下:33.4～34.0wt%)と白金族あり(同:35.9～37.8wt%)のどちらも所定の廃棄物量を含むガラスが製造できたことを確認した。流下ガラス粉末を水に浸漬した際の Mo 浸出量(ガラス 1.5kg あたりに換算)を図 1 に示す。ばらつきはあるものの、これまでの傾向と同様に、白金族を含まない廃液試験に対して、白金族を含む場合には、水溶性 Mo の溶出量は小さくなる傾向となった。今回は、廃液中の白金族元素(Fe、Co、Ni も)濃度以外は、ほぼ同一の条件で試験を行っていることから、白金族元素が存在することで YP 発生を抑制していることが確認できた。図 2 に仮焼層断面の観察結果を示す。Mo はガラス溶融界面に蓄積しており、白金族なし廃液の仮焼層は薄く Mo 蓄積量が少ないことが分かる。仮焼層の形態の違いにより Mo の溶け込み方が異なり YP 発生量に影響している可能性がある。

参考文献

[1] 塚田他，日本原子力学会秋の大会 2015，F47

* Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1] and Tsuyoshi Usami[1,]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術 基盤研究事業」の一部である。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E08-11] Vitrification 2

Chair: Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E08] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Takero HARASHIMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Tadayuki Matsumura[1], Teruo Yamashita[1], Koichi Ohyama[1], Takero Harashima[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Koichi Ohyama[1], Tadayuki Matsumura[1], Takero Harashima[1], Teruo Yamashita[1], Yasuo Ayame[1], Akira Kodaka[1] (1.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1], Akira KODAKA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
（1） 潜在的ハザード低減に向けたアプローチ

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

（1） Approach for Reduction of Potential Hazard

*山下 照雄[1]，松村 忠幸[1]，大山 孝一[1]，原島 丈朗[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]，
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の潜在的ハザード低減を図るため、ガラス固化技術開発施設（TVF）における固化処理期間の短縮に向け、その方策の一つである次期ガラス溶融炉更新時のハード面対策並びに運転手法などのソフト面対策案について最適化を図る検討アプローチについて報告する。

キーワード：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

1. 緒言

今後長期間を要するTVFのガラス固化処理について、期間短縮を図るべく、次期ガラス溶融炉更新時のハード面対策とソフト面対策の最適化に取り組んでいる。検討アプローチとして「ハザード低減」の評価指標に実現性の観点から「コスト低減」及び「リスク」を加え、複数の候補対策ケースを比較することとした。【図1】

2. 検討アプローチ

2-1. 達成目標の設定

固化処理期間21年間を極力短縮させるための個別達成目標として「①連続処理バッチ数の増加」「②年間製造本数の増加」「③炉底部残留ガラス除去作業期間の短縮」を設定した。

2-2. 機能改善点と対策立案

TVFの運転実績による技術総括を基にTVF3号炉の各個別達成目標に必要な現行ガラス溶融炉の機能改善点と対策（ハード面及びソフト面）を整理し、複数の候補ケースを設定した。【シリーズ発表（2）及び（3）】

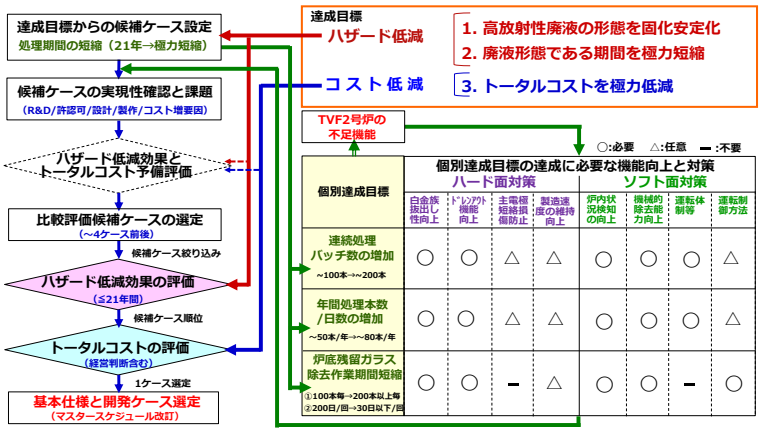


図1 潜在的ハザード低減に向けた検討アプローチ

2-3. 候補ケースの実現性確認と課題の整理

各候補ケースの技術的実現性を確認するためTVF施設条件等を基に設計検討を行うとともに実現に向けて必要な施設側工事やR&Dなどを摘出した。【シリーズ発表（4）】

2-4. ハザード低減効果並びにトータルコスト評価による比較評価

ハザード低減効果としてガラス固化処理期間短縮効果を、トータルコスト評価には実現に向けた諸課題の解決に必要なコストも加算し比較評価を行った。

3. 結論

技術的に実現可能性が高くトータルコストやリスクが低い候補対策ケースの見通しが得られた。

*TeruoYAMASHITA[1], TadayukiMATSUMURA[1], KoichiOHYAMA[1], TakeroHARASHIMA[1] , YasuoAYAME[1] , Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
（2）TVF 開発運転実績と評価

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF
(2)Operation Results and Evaluation of the Current TVF Glass Melter

*松村 忠幸[1]，山下 照雄[1]，大山 孝一[1]，原島 丈朗[1]，菖蒲 康夫[1]，小髙 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

TVF1 号溶融炉で得た知見を TVF2 号ガラス溶融炉へ反映し、ガラス固化体 247 本製造後、2008 年から 2010 年にかけ炉底残留ガラス除去を実施した。東海再処理施設の潜在的ハザード低減として、2016 年 1 月から運転を再開し、安定した連続運転が出来ることを確認した。

キーワード：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

1. 緒言

高レベル放射性廃液の固化安定化を図るため、ガラス溶融炉の運転方法を確立し、炉内残留ガラス除去を行い、その後のキャンペーンにて安定した連続運転実績が得られた事を報告する。

2. TVF 開発運転実績と評価

2-1. これまでの運転実績

TVF は、これまで 247 本のガラス固化体を製造・保管し、溶融炉の安定運転に係る技術開発として、TVF1 号溶融炉で得た知見を TVF2 号溶融炉へ①白金族堆積検知指標、②指標到達に伴うドレンアウト③残留ガラス除去による炉内状態の回復、を反映し、放射性廃液の固化安定化向上を目指し基礎技術の開発を行ってきた。【図 1】

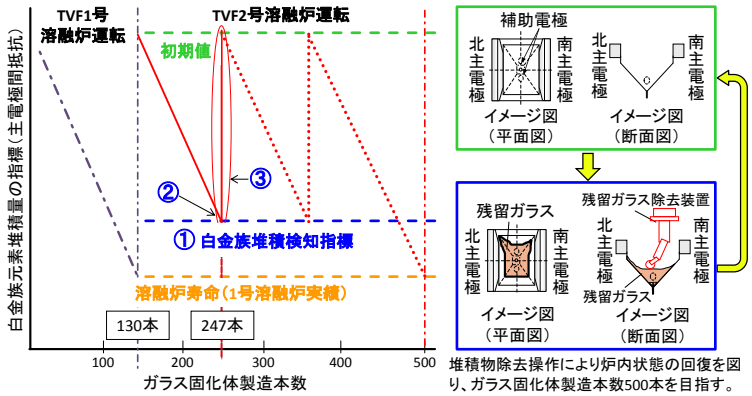


図 1　TVF 溶融炉運転方法

2-2. 炉内残留ガラス除去

TVF2 号溶融炉は、定期的（100 本製造後）に炉内の点検を行いながら運転するため、溶融炉内に堆積、残留したガラスを機械的に除去し耐火レンガが識別できる状態までの除去を実証した。

2-3. 残留ガラス除去後の運転実績

今回の運転（ガラス流下：13 回実施）は、炉内に堆積していた残留ガラスを全量除去後の運転で、各通電抵抗値は、2 号炉初期まで回復し、溶融炉運転及び流下性も安定していた。また、断続的に溶融炉内を保持状態とし、保持中は原料及び廃液の供給開始温度に近い温度で制御しても異常なく運転出来た。

3. 結論

炉内残留ガラス除去後の運転は、各通電抵抗値が 2 号溶融炉初期と同程度にまで回復し、除去作業は有効であったことを実証でき、長期間の溶融炉運転方法を確立出来た。

4. 今後の課題

次期 TVF3 号ｶﾞﾗｽ溶融炉へは固化処理期間の短縮を図る必要がある。

* TadayukiMATSUMURA[1], TeruoYAMASHITA[1], KoichiOHYAMA[1], TakeroHARASHIMA[1], YasuoAYAME[1], Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み （3）次期溶融炉への要求機能と課題

Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF
(3) Configuat of Request Functions and Task for the Next Glass Melter

*大山 孝一[1]，松村 忠幸[1]，原島 丈朗[1]，山下 照雄[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化処理期間の短縮に向けた方策の一つである次期ガラス溶融炉の開発を進めている。期間短縮に関わる新たな課題を解決するための要求機能を整理するとともに、具体的な対策案を検討し、次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定した。

キーワード：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

1. 緒言

現行ガラス溶融炉は、白金族元素の堆積の検知指標を定め、指標に達したらドレンアウトに移行し、溶融炉内の残留ガラスを除去し炉内状態を回復させる、という運転方法を確立し、一サイクルで約 100 本のガラス固化体を製造した。本件では、高放射性廃液の固化安定化処理期間をさらに短縮するために、次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定することを目的とした。

2. 次期ガラス溶融炉の達成目標

次期ガラス溶融炉の達成目標として、①炉底部の残留ガラス除去を現行ガラス溶融炉の約 100 本毎から約 200 本毎に増加すること、②炉底部の残留ガラス除去が不要若しくは低減することを設定した。

3. 次期ガラス溶融炉への要求機能

現行ガラス溶融炉の運転実績から、長時間の運転において炉底部の温度が変化し、電極間の抵抗値が徐々に低下していること等から、炉底部に白金族元素が残留したと推定している。そのため、次期ガラス溶融炉への要求機能として、①白金族元素堆積防止/抜出性向上、②残留ガラス除去能力向上を設定した。

4. 次期ガラス溶融炉の推奨改良案

ガラス溶融炉のハード面対策として、現行ガラス溶融炉における炉底の谷部を無くすことで、白金族元素の偏在を無くし、白金族元素堆積防止/抜出性向上を図れる見込みがある。併せてソフト面対応として、最適なドレンアウト時期を判断するための炉内の白金族元素の状況検知の強化、円錐の炉底部に適した残留ガラス除去装置の導入を行うことで、残留ガラス除去能力向上を図れる見込みがある。推奨改良案を図 1 に示す。

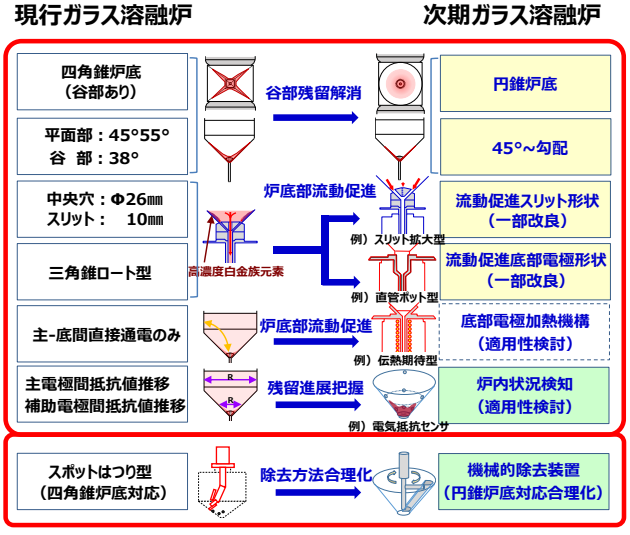


図 1　次期ガラス溶融炉の推奨改良案

5. 結論

高放射性廃液の固化安定化処理期間の短縮を行うための次期ガラス溶融炉の推奨改良案を設定した。

* Koichi OHYAMA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Yasuo AYAME[1],and Akira KODAKA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取組み
（4）次期溶融炉の炉形式と適用技術

Study on Vitrification plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(4) Evaluation of Forms and Application Techniques for the Next Glass Melter

*原島 丈朗[1]，山下 照雄[1]，松村 忠幸[1]，大山 孝一[1]，菖蒲 康夫[1]，小高 亮[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）のガラス固化処理期間の短縮に向けた方策の一つである TVF3 号ガラス溶融炉に対に対する、要求機能の対策案、施設側の前提条件や制約条件を整理し、候補炉形式の検討を行うとともに適用技術を具体化し TVF における成立性を確認した。

キーワード：東海再処理施設，TVF，ガラス溶融炉，潜在的ハザード

1. 緒言

TVF のガラス固化処理期間短縮のため、TVF3 号溶融炉は、白金族堆積防止/抜出性向上を最大の目標として設定した。設計作業フローとしては、候補炉に対して机上検討による絞り込みを行い、熱流動解析により各候補炉形式の相互比較を実施し、最終的に技術課題/リスクを考慮して選定する。

2. 設計作業フロー

2-1. 候補炉形式と成立性検討

現状の TVF 溶融炉は四角推 45°（図 1 ケース 0）であり、運転中の白金族堆積による抵抗の低下及びドレンアウト後の谷部への白金族の堆積が確認されている。そこで、TVF への設置を前提として、炉の高さ/重量/取り合い等を制約条件として、白金族堆積防止/抜出性を期待して傾斜角度を上げて円錐形状に近づけた候補炉形式を設定した。

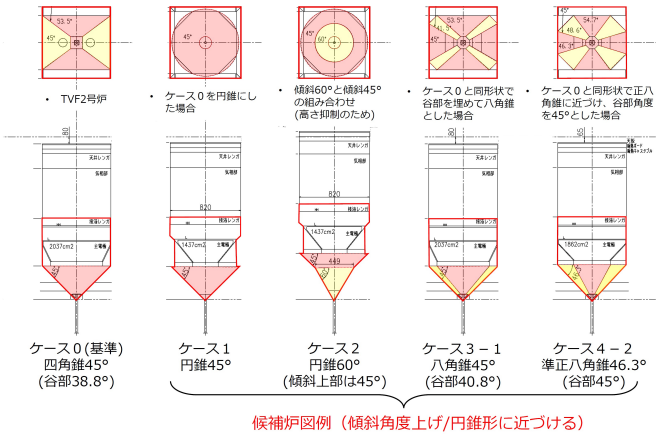


図 1　候補炉形式

2-2.候補炉形式の相互比較

候補炉形式に対して、主電極加熱性、ドレンアウト加熱性等の運転性を机上検討ベースで比較した。さらに TVF には存在しない炉底加熱機能（底部電極の高周波加熱による外部加熱）の有無を考慮して候補炉を絞り込み、施設側工事や R&D などを摘出した。今後、これらの候補炉に対して熱流動解析解を行い、各候補炉形式の相互比較を実施する。例として、現行の TVF2 号炉（ケース 0）と八角錐 46.3°（ケース 4-2）を比較した結果、流下時の炉壁平均ずり速度の約 10%増加を確認した。他の候補炉についても熱流動解析による相互比較を実施し、最終的に技術課題/リスクを考慮して選定する。

3.結論

TVF への設置を前提として炉底加熱機構を考慮した TVF3 号溶融炉の炉候補形式を設定することができた。今後、熱流動解析による相互比較を実施し技術課題/リスクを考慮して TVF3 号溶融炉の仕様を決定する。

*Takero HARASHIMA[1], Teruo YAMASHITA[1], Tadayuki MATSUMURA[1], Koichi OHYAMA[1], Yasuo AYAME[1],and Akira KODAKA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E12-14] Vitrification 3

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 4:40 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E12] Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Katsumi Seki[3], Hiromi Kobayashi[3], Masanobu Homma[3], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1.JAEA, Nuclear Fuel Cycle Engineering Lab., 2.JAEA, Materials Sciences Research Center, 3.E&E Techno Service Co. Ltd.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1E13] Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*Akane Usui[1], Takaya Suzuki[1], Tsuyoshi Arai[2] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology)

4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス溶融過程でのバブリングによる模擬廃棄物ガラスの比較

Comparison of simulated waste glass by the purging of air or Ar gas in the glass melting process

*永井崇之[1]，小林秀和[1]，岡本芳浩[1]，関　克巳[2]，小林博美[2]，本間将啓[2]，畠山清司[2]
[1]原子力機構，[2]㈱E&E テクノサービス

溶融ガラス組成の均一化等を目的にバブリングが検討されていることから，溶融した模擬廃棄物ガラスを対象に空気や Ar ガスをバブリングしながら流下し，流下ガラスの Si–O 架橋構造等の変化を確認した．

キーワード：ガラス固化，模擬廃棄物ガラス，バブリング，ラマン分光測定，放射光 XAFS 測定

１．緒言　ガラス溶融炉に供給した廃液とガラス原料を均一に混合する手段として，溶融ガラス中へのガスバブリングによる撹拌操作が有効と考えられる．本研究は，ガスバブリングによる流下ガラスの Si–O 架橋構造や含有元素の原子価状態への影響を明らかにするため，ガラス溶融炉開発[1]で製造した模擬廃棄物ガラスカレットをビーカスケールの溶融炉[2]で溶融し，バブリングしながら流下したガラス試料をラマン分光及び放射光 XAFS 測定[3]により評価した．

２．実験　模擬廃棄物ガラスカレット 1.0 kg を，金属製溶融炉（内径 120 mm，逆円錐炉底（斜度 60 º），ノズル内径 10 mm）に装荷し，外部ヒータで加熱溶融した．炉内温度 1050～1150ºC に 2.0 h かけて昇温し，炉内下部へ Al_2O_3 バブリング管を浸漬して乾燥空気または Ar ガスを供給しながら 2.5 h 保持した．その後，流下ノズルを加熱し，黒鉛容器（内径 30 mm）に溶融ガラスを流下して徐冷した．比較試料にバブリング無の条件でも試料を作製した．徐冷した円柱状ガラスを板状に加工し，ラマン分光測定により Si–O 架橋構造等，放射光 XAFS 測定により Ce 原子価等を評価した．

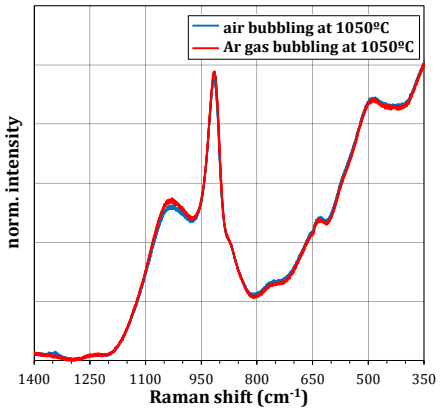


図１　流下ガラスのラマンスペクトル

３．結果　ラマン分光測定の結果，バブリングによって Si–O 架橋構造の 1000～1050 cm^{-1} ピーク（Q^3 構造）増加が観察され，Ar ガスは乾燥空気より Q^3 構造が増加した（図１）．一方，Mo–O 構造の 900 cm^{-1} ピークを確認すると，バブリングによる相違は見られず，バブリングによる溶融ガラスからの Mo 成分揮発量は少ないと判断される．次に，XAFS 測定の結果，Ce-L_3 吸収端 XANES スペクトルも，バブリングによって 5.725 keV の $Ce^{(III)}$ ピーク高さが増加し，$Ce^{(IV)}$ から $Ce^{(III)}$ への還元が進行し，特に Ar ガスで還元反応の進行を確認した（図２）．また，Mo-K 吸収端を測定したところ，バブリングによるスペクトルに違いはなく，Mo は安定状態にあると考えられる．

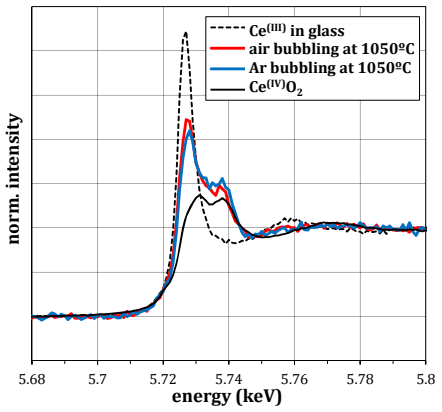


図２　Ce-L_3 吸収端 XANES スペクトル

４．結言　溶融した模擬廃棄物ガラスを Ar ガスでバブリングすると，Si–O 架橋構造はガラス原料に近い非架橋酸素数の少ない構造が増え，複数の原子価を取り得る Ce 等の溶存種が還元されることを明らかにした．

参考文献

[1] 山中，他，原子力学会 2010 年春の年会, K54.
[2] 守川，他，原子力学会 2008 年秋の大会, O36.
[3] 永井，他，原子力学会 2014 年秋の大会, G28.

XAFS 測定は，KEK 物質構造科学研究所・放射光共同利用実験(課題番号 2015G063)にて実施した．

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Katsumi Seki[2], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2], Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency,　[2]E&E Techno Service Co. Ltd.

ホウ酸塩ガラスを用いた無機吸着材のガラス固化処理に関する基礎研究

Basic study on the vitrification method of a spent zeolite using the borate glass

*薄井 茜[1]，鈴木 孝哉[1]，新井 剛[2]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学

東京電力福島第一原子力発電所の放射性物質を含む水（汚染水）の処理に伴い発生する使用済ゼオライトの処理方法として、ホウ酸塩ガラスによる固化処理法の適用性について検討した。本研究では、ガラス固化処理時における、ゼオライトに吸着した Cs の揮発やガラス固化体からの Cs の水への浸出挙動について詳密に検討し、Cs を吸着した使用済ゼオライトの最適な固化処理条件の策定を目指した。
キーワード：東京電力福島第一原子力発電所，ホウ酸塩ガラス，ゼオライト，セシウム

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所では、汚染水の処理に伴い放射性核種を吸着した使用済ゼオライトが発生している。筆者らは、使用済ゼオライトの処理方法としてホウ酸塩ガラスによる固化処理法を提案した。Cs を吸着した一部のゼオライトは、焼結により Cs と強固な化合物を形成することが報告されている[1]。しかし、ホウ酸塩ガラス溶融過程においてゼオライトはガラス相へ溶解することが明らかとなっており、Cs 保持能の低下が懸念される[2]。そこで本研究では、ガラス溶融過程における Cs を吸着したゼオライトのホウ酸塩ガラスへの溶解挙動について詳密に検討を加え、Cs を吸着した使用済ゼオライトの最適な固化処理条件の策定を目指した。

2. 実験方法 模擬使用済ゼオライトは、X 型ゼオライトに Cs(I)を飽和吸着させ十分に乾燥させることで得た（以後、Cs-13x と略記）。また、本試験では Cs-13x を電気炉内で 1100 ℃で 1 時間焼結し、ポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）を形成した Cs-13x（以後、Cs-13x-P と略記）も用いた。これらとホウ酸塩ガラス（B-0.5Na-0.5Zn：mol 比）をそれぞれ重量比 1：1 になるようアルミナ坩堝に投入し、電気炉内で 1100 ℃で 1 時間溶融後、急冷・徐冷することで固化体試料を作製した。得られた各固化体試料は、走査型電子顕微鏡（SEM）による表面観察、エネルギー分散型 X 線回析装置（EDS）による元素分布測定を行い、固化体試料中におけるゼオライトのガラス相への溶解挙動について検討した。

3. 結果及び考察 図 1 に Cs-13x 及び Cs-13x-P を用いて作製した固化体試料の断面写真を示す。図 1 より、Cs-13x の固化体試料においてゼオライトの溶解が顕著に確認されたが、Cs-13x-P の固化体試料ではほぼ溶解せずにゼオライトの形状が保持されていることが観察された。このことから、ポルサイトが形成することでホウ酸塩ガラスへのゼオライトの溶解が抑制されることが明らかとなった。ポルサイトは水中での Cs 保持能が優れていることが報告されている[1]。そのため、使用済ゼオライトをポルサイトとしてガラス固化体に残存させることで、Cs 保持能に優れたガラス固化体の作製が期待される。図 2 に各ガラス固化体の SEM 像、Cs 及び X 型ゼオライトの構成元素である Al, Si の元素分布像を示す。図 2 より、何れの固化体試料においてもゼオライト相とガラス相の界面が確認された。また、Cs-13x の固化体試料においては、Al 及び Si の元素分布像から Cs-13x の溶解が観察されたが、Cs はゼオライト相に固定化されていることが確認された。筆者らのこれまでの研究成果より、Cs-13x をホウ酸塩ガラスと溶融する過程においてポルサイトの形成が確認されていることから、Cs はポルサイトを形成してゼオライト相に保持されたと考えられる。しかし、Al 及び Si もポルサイトの構成元素であるにも関わらず溶解が確認されたことから、ホウ酸塩ガラスの溶融過程ではポルサイト形成が不十分と考えられる。また、ゼオライト相に空孔が多数確認されたことからも、ポルサイトが均一に形成されなかったと考えられる。一方、Cs-13x-P の固化体試料においては、何れの元素もゼオライト相とガラス相の界面が明瞭に観察された。このことから、Cs-13x-P はホウ酸塩ガラスに殆ど溶解せずに保持されることが明らかとなった。即ち、ポルサイトを形成した後にホウ酸塩ガラスと溶融することでゼオライト相が保持でき、良好な Cs 保持能を有するガラス固化体が得られると考えられる。本会では、ゼオライトのホウ酸塩ガラスへの溶解挙動を調査し、ガラス固化体の作製条件と Cs 保持能の関係を検討したので報告する。

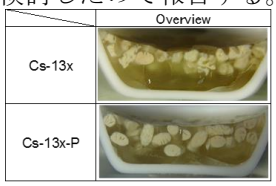


図 1 Cs-13x 及び Cs-13x-P を用いた固化体試料の断面写真

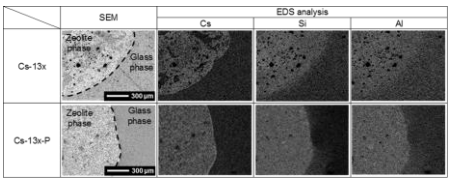


図 2 Cs-13x 及び Cs-13x-P の固化体試料の SEM 像及び元素分布像

参考文献
[1] 菅野卓治ら：日本原子力学会誌, **19**[2], pp.113-118, (1977)
[2] 薄井茜ら：日本原子力学会 第 9 回 学生研究発表会 予稿集 B11, 2016
本研究は、文部科学省廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費により実施された「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」の成果の一部である。

* Akane Usui[1], Takaya Suzuki[2], and Tsuyoshi Arai[1]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology Graduate School

鉄リン酸ガラスを用いた低放射性廃液の減容化及び Na の浸出挙動に関する検討

Study on the leaching behavior of Na and volume reduction of low radioactive liquid waste using the iron phosphate glass

*茶木孝仁[1], 新井 剛[2], 石井健治[2], 佐藤史紀[3], 小島順二[3]
[1] 芝浦工業大学大学院, [2] 芝浦工業大学, [3] 日本原子力研究開発機構

筆者らは、再処理施設から発生するリン酸塩や Na 塩を多含する低放射性廃液の固化処理方法として鉄リン酸ガラス固化に着目した。鉄リン酸ガラスは廃液中のリンを構造の主骨格にできることから、廃棄体の減容が期待される。本研究では、Na を高充填可能な鉄リン酸ガラス組成の最適化及び鉄リン酸ガラスの Na 保持性能について検討した。
キーワード： 鉄リン酸ガラス, ガラス固化, 低レベル放射性廃棄物

1. 緒言 現在、再処理施設で発生する低放射性廃液の処理は、セメント固化法の適用が検討されている。しかし、低放射性廃液はリン酸塩や Na 塩を多含するため、セメント凝固反応の阻害等が懸念される。そこで筆者らは、低放射性廃液に含まれるリンを固化体の主骨格とする鉄リン酸ガラスを用いたガラス固化法に着目した。既往の研究成果から、鉄リン酸ガラスは Na の高充填が可能であり、核種の固定化性能に優れることが明らかとなっている[1]。しかし、既往の研究では Na の充填可能なガラス化領域を検討したものであり、Na の高充填化に向けた鉄リン酸ガラス組成の最適化は未だ十分でない。本研究では、既往の研究成果を基に Na が最も効率的に固定化可能な鉄リン酸ガラスの組成を検討し、作製したガラス試料の化学的安定性について評価した。

2. 実験方法 ガラス試料は、酸化鉄、リン酸二水素アンモニウム、硝酸ナトリウムを Fe：P：Na = 1：1.5：1.0～1.3 (mol 比、以下、Na1.0 等と表記) となるように秤量・混錬後、アルミナ坩堝に移し取り、マッフル炉で昇温速度 5 ℃・min^{-1} で 1100 ℃まで昇温後 3 時間保持し、室温で急冷することにより得た。得られたガラス試料は、X 線構造回析装置 (XRD) による結晶構造解析及び浸出試験に資した。浸出試験は、46～75 μm に分級したガラス試料を各々0.05 g と純水 10 cm^3 を遠沈管に封入し、25 ℃に設定した恒温振とう水槽を用いて 1～72 時間振とうした。試験後、水相中の Na 濃度から浸出率を算出し、各試料の化学的安定性を評価した。

3. 実験結果と考察 図 1 に Na1.0～1.3 のガラス試料の外観及び X 線回析パターンを示す。図 1 より、Na1.0～1.2 は非晶質特有のハローパターンが確認され、アモルファス化していることが明らかとなった。一方、Na1.3 では $Na_3Fe_2(PO_4)_3$ の結晶ピークが検出されたことから試料は結晶化していることが示された。このことから、Na 添加量が 1.2～1.3 近傍にアモルファス化境界があることが確認された。図 2 にアモルファス化したガラス試料の Na 浸出試験結果を示す。図 2 より、Na を多く含むガラス試料は Na 浸出率が増加することが確認された。これは網目修飾酸化物である Na の割合が増加したことで、網目形成酸化物である Fe や P の結合が阻害されたことに起因すると考えられる。また、Na1.0 と Na1.1 の試料では 24 時間以降浸出率が平衡に達していることから、Na1.1 までであれば化学的安定性に及ぼす影響は少ないと考えられる。本会では、Na が最も効率的に固定化可能な鉄リン酸ガラス組成の検討及び化学的安定性についてより詳細に検討したので報告する。

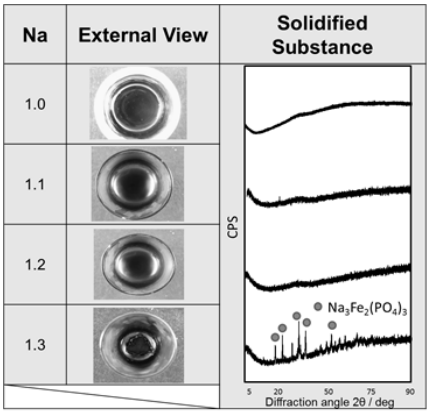


図 1 各試料の外観及び XRD 分析結果

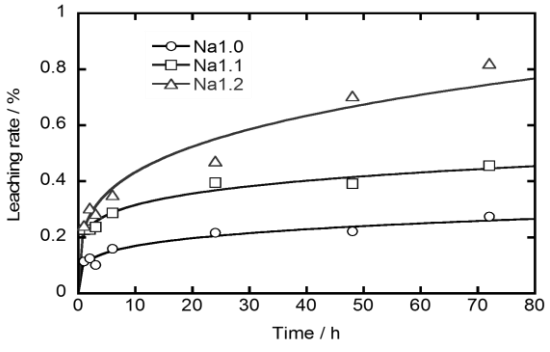


図 2 Na 浸出率の経時変化
(Sample weight : 0.05g, Temp. : 298K, Powder size : 46 ~75μm)

参考文献

[1] 石井健治ら：日本原子力学会 2015 年 秋の大会 予稿集 F-52, (2015)
本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Takahito Chaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Kenji Ishii[2], Fuminori Satou[3] and Junji Kojima[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-1 Radioactive Waste Management

[1E15-19] Waste Characterization

Chair: Takeshi Tsukada (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 6:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[1E15] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD)

4:40 PM - 4:55 PM

[1E16] Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.TOSHIBA CORPORATION, 4.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.)

4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ -scanning of adsorption vessels

*Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2], Masahide Suzuki[2] (1.JAEA, 2.NUT)

5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Takashi Ashida[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査 (4) 既設および増設多核種除去設備スラリーの性状比較

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident (4) Characteristics comparison of the existing and additional multiple radio-nuclides removal system slurry

福田 裕平[1,2]，比内 浩[1,2]，柴田 淳広[1,2]，野村 和則[1,2]，
池田 昭[1,3]，小畑 政道[1,3]，*市川 真史[4]，高橋 陵太[4]，平山 文夫[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]東芝，[4]日本核燃料開発

福島第一原子力発電所(1F)の既設および増設多核種除去設備(MRRS™)にて発生した炭酸塩スラリーの性状分析として、放射能測定、pH 測定、SEM-EDX および粒径測定を実施した。放射線源の大半は Sr-90 が占め、その他 H-3、Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Sb-125 が検出された。

キーワード：スラリー、多核種除去設備、汚染水処理二次廃棄物、福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

1F では従来の原子力発電所とは異なる核燃料由来の多種多様な廃棄物が発生している。原子炉建屋にて発生した汚染水は、セシウム除去、淡水化処理が行われた後、多核種除去設備により処理され、保管されている。本研究では、既設および増設多核種除去設備の前処理工程で発生した炭酸塩スラリーの性状について分析した。

2. 試料および測定方法

試料は、多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリーであり、既設同設備の 1 試料、増設同設備の 3 試料である。pH 測定、SEM 観察、EDX による元素分析、放射能測定および粒径測定を行った。粒径測定は、試料を純水で希釈･分散後、フィルタに塗布したものを乾燥させ、画像解析により行った。炭酸塩スラリーは全量を硝酸で溶解し、Sr レジンで Sr-90 を捕集した。その後 Sr ディスクで Sr-90 と Y-90 を分離し、β スペクトロメータで Sr-90 を定量した。

3. 結果・考察

pH は既設・増設、採取位置による違いは観察されなかった。SEM 観察像の例を図 1 に示す。平均粒径は既設が 12.2 μm､増設が 5.4～8.8 μm であった｡EDX で分析した元素組成は試料による差はほとんどなく、視野全体の分析結果からは主に Mg、Ca が検出され、粒子からは主に Ca が検出された。放射線源は既設および増設とも Sr-90 が大半を占め、既設で 7×10^6 Bq/cm^3、増設で 6×10^7 Bq/cm^3 検出された。その他、H-3、Mn-54、Co-60、Cs-134、Cs-137、Sb-125 が検出された。既設鉄共沈スラリーでは Sr-90 濃度が炭酸塩スラリーの 10 分の 1 であることが知られている[1]。今回分析した既設と増設の Sr-90 濃度には約 10 倍の差があった。既設・増設の違いである鉄共沈工程の有無や処理した汚染水の組成の違いによる影響があると推測される。

※本成果は、経済産業省／平成 26 年補正予算「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)」の一部である。

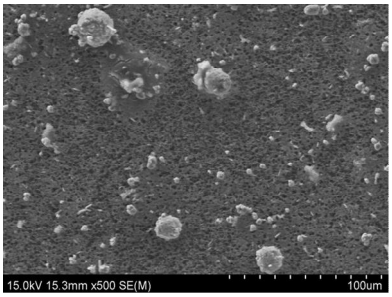


図 1 増設スラリーの SEM 写真(倍率 500 倍)

参考文献

[1]比内浩ほか、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、I11.

Yuhei Fukuda[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], *Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査
(5) 高性能容器に収納されている炭酸塩スラリーの分析

Characterization of secondary waste generated by Fukushima Daiichi nuclear power station accident

(5) Analysis of carbonate slurry sampled from High Integrity Container

*福田 裕平[1,2]，荒井 陽一[1,2]，比内 浩[1,2]，野村 和則[1,2]，
池田 昭[1,3]，小畑 政道[1,3]，市川 真史[4]，高橋 陵太[4]，平山 文夫[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]東芝，[4]日本核燃料開発

高性能容器に収納されている炭酸塩スラリー廃棄物を、採取深さ位置を変えて採取し、各種分析を行い、スラリーの性状と採取深さ位置の関係を調べた。その結果、粒子の沈降に由来すると推定される性状の違いが観察された。

キーワード：炭酸塩スラリー，増設多核種除去設備，汚染水処理二次廃棄物，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

多核種除去設備の前処理設備から発生するスラリー廃棄物は、インベントリ評価などの各種性状調査が必要であり、前報までに、スラリー廃棄物の粒度分布測定結果や放射化学分析結果等を報告した[1]。高性能容器（HIC）に収納されている炭酸塩スラリーは上澄み水の発生が観察されており[2]、上層と下層ではスラリーの性状が異なると予想される。今回、増設多核種除去設備の前処理設備から発生し、約 5 か月間 HIC に保管されていた炭酸塩スラリー廃棄物を、いくつかの異なる深さから採取し、ICP-AES による元素濃度分析と放射化学分析等の各種分析を行い、スラリーの性状と採取深さ位置の関係を調べた。

2. 試料及び分析の概要

スラリー試料は、同一の HIC より採取深さ位置を 60cm、100cm、150cm と変えて採取した。試料は高線量（5mL の試料をバイアルに封入した状態での表面線量率（β γ）が 100 mSv/h 以上）であるため、コンクリート遮蔽セル内での遠隔操作にて、試料の撹拌（均一化）、分取、溶解及び希釈等の作業を実施した。溶解させた試料の ICP-AES による元素濃度分析と放射化学分析を実施した。また、同じく分取した試料を加熱させ蒸発乾固を行い、乾固前後の質量測定により、試料中の固体成分の割合を算出した。

3. 分析結果及び考察

元素濃度分析の結果、Mg、Ca、Na 等が検出されたが、各試料の金属元素組成比に違いは認められず、採取深さに関係なくスラリー中の固体成分の組成は同一であると推察する。一方、スラリー中に占める固体成分の割合は、表 1 の通り深さ 60cm の試料に比べて、100cm と 150cm の試料が大きい結果となった。また、Sr-90 放射能濃度の結果も同様の傾向となり、固体成分の割合と Sr-90 放射能濃度に相関性がみられた。スラリー中の粒子が沈降することにより、下層のスラリーの固体成分の割合が上昇し、その結果、Sr-90 濃度も高くなったと推定される。これらの結果は、スラリー試料のインベントリ評価や、今後のインベントリ評価の際のスラリー試料の採取深さ位置の検討に役立てられる。

表 1　採取深さ位置とスラリー分析結果

採取深さ位置 [cm]	固体成分の割合 [%]	Sr-90 濃度※ [Bq/cm^3]
60	15.7	$(5.2\pm0.1)\times10^7$
100	22.7	$(7.2\pm0.1)\times10^7$
150	23.6	$(8.1\pm0.2)\times10^7$

※ 試料の採取日において補正。

※本成果は、経済産業省／平成 26 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）」の一部である。

参考文献

[1] 福田裕平ほか，日本原子力学会「2016 年春の大会」，2I06 ほか
[2] 東京電力株式会社，第 36 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 5-1

*Yuhei Fukuda[1,2], Yoichi Arai[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Kazunori Nomura[1,2], Akira Ikeda[1,3], Masamichi Obata[1,3], Masashi Ichikawa[4], Ryota Takahashi[4], Fumio Hirayama[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]TOSHIBA CORPORATION, [4]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

ゼオライト吸着塔内の核種分布のγスキャニングによる3次元評価に関する検討

Studies on three-dimensional evaluation of nuclide distribution in zeolite wastes by γ-scanning of adsorption vessels

*松村 太伊知[1-2]，永石 隆二[1]，片倉 純一[2]，鈴木 雅秀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

汚染水処理後の吸着塔をγスキャニングすることで、内部の吸着核種や吸収線量の分布を評価することが期待される。これまでTMI-2事故時の汚染水処理に用いた水没式脱塩システム(SDS)を円筒形に近似した吸着塔に対してγスキャニングを模擬した放射線輸送計算を行い、軸方向の分布を評価してきた。本研究では、現実的な形状を再現したSDS吸着塔内の軸方向と径方向のγスキャニングを模擬した計算を行い、ゼオライト充填層中の核種分布の3次元評価の可能性について検討した。

キーワード：γスキャニング・放射線輸送計算コード(PHITS)・吸着塔・ゼオライト充填層・核種分布

1. 緒言

原子力でγスキャニングは非破壊分析手法として照射済み燃料棒に適用されているが、シビアアクシデント時の廃吸着塔の核種分布評価にも適用されている。ここで、γスキャニングは軸方向のγ線計測が一般的であり、高アスペクト比(長さ/径)の燃料棒(400)では径方向の分布を無視できるため問題ないが、低アスペクト比の吸着塔(<3)では無視できず、径方向の分布等を考慮する必要がある。

これまでTMI-2事故時の汚染水処理に用いた水没式脱塩システム(SDS)に対して、円筒形状に近似した吸着塔内の軸方向のみを考慮した、γスキャニングに関する解析的研究を進めてきた[1]。本研究では、上下の半球体形状及び排水パイプ[2]を再現した吸着塔内の軸方向のスキャニングを模擬した計算を行い、円筒形状の結果と比較するとともに、径方向のスキャニングも試みて3次元評価の可能性を検討した。

2. 解析

近似した円筒形状と現実的な形状の吸着塔を軸方向で比較するために、上下の半球体の寸法をASME BPVC[3]より選定し、パイプの直径は38mm[2]と設定した。吸着塔内の異なる2種類のゼオライトを混合した充填層(IE-96:A-51=3:2)[4]の水分率は、17wt%(乾燥後)[4]を代表とした。放射線源として吸着核種^{137}Csのγ線のエネルギー662keV、核種分布の有[4]・無を充填層内に設定した。

γスキャニングによる充填層内の核種分布の解析では、まず、線源が均一に分布した補正用の吸着塔を設定し、吸着塔を上下に移動させた各位置(1cm ステップ)においてコリメータを通り検出器に入射したフラックスを求めた。本来の核種分布の推定には、このフラックスから均一分布を推定できる補正係数を測定系毎に求めた。最終的に、その係数とγスキャニングの実測定値[4]から本来の核種分布を推定した。

3. 結果と議論

解析結果の一例として、図1に吸着層内に均一分布させた各形状の吸着塔のスキャニング結果を示す。フラックスは均一分布時においても測定系に依存して充填層内で変化するため、取得したヒストグラムを1keV毎に分割した662keV±1keVのフラックスを検出した。

半楕円体の有無による違いは、下部の半楕円体部ではゆるやかな減少後に、円筒形状と同様の減少となった。これは半楕円体形状の充填層内の体積に比例した線源の変化の後、測定系に依存した減衰が強く作用した結果と考えられる。パイプの有無による結果の違いは、パイプ有りの方が吸着層が5mm長いことによる縦方向の分布の違いや、パイプの遮蔽効果による減衰といったわずかな違いであった。

本報告では、軸方向のスキャニングによる水没・湿潤ゼオライト境界線の推定、径方向のスキャニングによるパイプ空間の特定、核種分布の違いが及ぼす観測値への影響についても述べる。

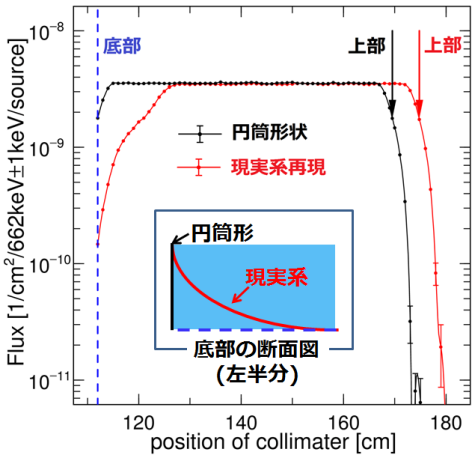


図1 軸方向のγスキャニングによる検出光子フラックス分布

参考文献
[1] 松村太伊知ほか, 原子力学会2016年春の年会, 2I23 (2016)
[2] G.J.Quinn et al., GEND-35, EG&G Idaho, inc. (1984)
[3] ASME BPVC section 1, 3, 8, ASME (2010)
[4] R.Nagaishi et al., NPC2014, #10224 (2014)

*Taichi Matsumura[1-2], Ryuji Nagaishi[1], Junichi Katakura[2] and Masahide Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA), [2]Nagaoka University of Technology

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発

(9) 分析データに基づく核種移行に関する考察

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, (9) Discussion on transport behavior of radionuclides based on analytical data

*駒 義和[1,2], 柴田 淳広[1,2], 芦田 敬[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴う汚染物を分析して得られた放射性核種濃度のデータを利用して、核種の移行ふるまいに関して核種群の分類を試み、影響を与える因子について考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故廃棄物, 放射性核種, 移行ふるまい, ソースターム

1. 緒言

事故廃棄物のインベントリ評価のために解析的なモデルの開発を進めている。核種移行を定量的かつ正確に表現するために、分析データに基づく知見を反映することが重要である。放射性核種の移行ふるまいについて、元素分類を検討するとともに、ふるまいに影響する因子を抽出した。

2. 方法

元素としてのふるまいを調べるため、放射性核種の濃度を基準とする核種 (^{137}Cs) の値で除し、ソースタームの組成で規格化した値（輸送比と呼ぶ）を用いた。公開された分析値を参照し、滞留水[1]、土壌[2]、瓦礫[3]と植物について求めた輸送比を利用した。元素の化学的な特性に着目して分類を試み、移行ふるまいに影響を与える因子を考察した。

3. 結果と考察

^{3}H と ^{14}C は植物の例を図に示すように互いに相関し、Cs とは独立しているのでこれらをまとめた分類を設けた。Sr と Ba はアルカリ土類金属に分類する。遷移金属の元素は多様であるが、輸送比は Cs に比べて小さく、まとめることとした。Se、Te と I は Cs に比べて輸送比が大きく、カルコゲンとハロゲンとに分類する。希土類元素とアクチニド元素は輸送比がごく小さく、これらをまとめた分類とした。分類した結果を表に示す。

移行ふるまいはいくつかの因子を考慮すべきである。主なソースタームである損傷燃料に加えて、冷却水や構造材料に含まれる放射化生成物が重要な場合がある。被覆管に含まれる ^{3}H と ^{14}C は燃料の成分とは別に拡散した可能性がある。移行の媒質として水と空気は異なる特性を示す。原子炉建屋内での空気経由の汚染は、核種組成が均一と見られる[3]。汚染物の材質により核種の付着や流出の傾向が異なる。

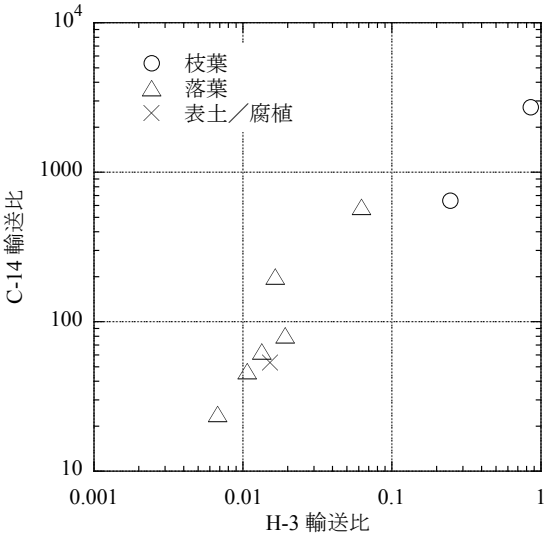


図　立木への ^{3}H と ^{14}C 輸送比の相関

表　汚染に関わる元素の分類

	分類	元素*
1	軽元素	H, *C*
2	アルカリ金属	Cs
3	アルカリ土類	Sr, Ba
4	遷移金属	*Co*, *Ni*, Mo, Tc, Ru, Ag, Sb
5	カルコゲン	Se, Te
6	希土類,アクチニド	Nb, Eu, Pu, Am, Cm
7	ハロゲン	I

* 分析において検出された核種にもとづく。斜体は放射化生成物を示す。

本発表は、経済産業省／平成 26 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）」で得られた成果の一部を含む。

参考文献

[1] Yoshikazu Koma, Atsuhiro Shibata, ICONE-23, 2141, 17-21 May 2015, Chiba, Japan (2015).
[2] 駒 義和, JAEA-Data/Code 2014-015 (2014).
[3] 駒 義和, 芦田 敬, 本会「2015 年秋の大会」, I14 , 平成 27 年 9 月 9-11 日, 静岡大学 (2015).

*Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2] and Takashi Ashida[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（10）解析的推定における不確実性低減方法の検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(10) Discussion to reduce uncertainty in the modelling estimation of waste inventory

*杉山 大輔[3]，加藤 潤[1,2]，大井 貴夫[1,2]，駒 義和[1,2]，目黒 義弘[1,2]，芦田 敬[1,2]，
内山 秀明[1]，小代 宗謙[1]，中林 亮[3]，藤田 智成[3]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]電中研

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の解析的推算に含まれる不確実性を、分析データの反映によって低減する方法を検討した。汚染水処理二次廃棄物のインベントリを例に、推算精度向上の現状を報告する。
キーワード：福島第一事故廃棄物、インベントリ推定手法、不確実性、キャリブレーション

1. 解析的インベントリ推定手法に含まれる不確実性の低減方法

福島第一事故廃棄物の処理・処分に係る技術開発の前提となる廃棄物インベントリの推定については、実物の採取が依然として限定されているため、解析的な手法を併用して進めている。本研究で開発している解析的インベントリ推定手法は、事故後の放射性元素の量的な移行の全体像を俯瞰することと、内在する不確実性を明示することを特徴としたものである[1]。この推定手法で取り扱う放射性元素の移行パラメータについては、徐々に得られつつある実廃棄物などの分析データを反映したキャリブレーションによって不確実性を低減し、より現実的なインベントリ推算を可能とするように更新を重ねていく考えである。

廃棄物インベントリの推定は、分析データの拡充によってその評価精度を継続的に向上できるが、これとともに、処分の安全評価結果を適宜フィードバックすることで、重点的に低減すべき不確実性の同定とその目標を明確にし、効率的な分析計画や研究推進につなげることが肝要である。

2. 汚染水処理二次廃棄物の推算結果を例とした不確実性低減効果の提示

セシウム吸着塔のインベントリ推算を例として、不確実性低減のプロセスと効果を示す。セシウム吸着装置の入口水（滞留水）の分析結果から得た輸送比（Cs-137 を基準とした測定元素の移行割合）[2]を用いたキャリブレーションを行って滞留水への放射性元素の移行割合を更新（図 1）することで、各放射性元素のインベントリ推算結果の不確実性幅を低減し、推定精度を向上できる見通しを得た（図 2）。

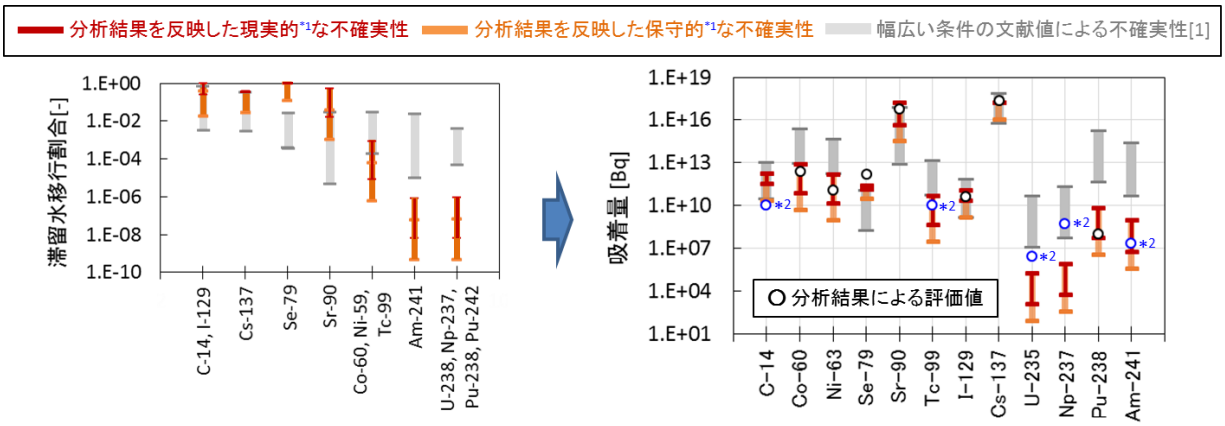


図 1　移行パラメータの更新
（滞留水への核種移行割合の不確実性を低減）

図 2　廃棄物インベントリ推算結果
（セシウム吸着塔の核種インベントリ推定精度を向上）

*1 分析値の分布から、より確からしいと考えられる範囲(現実的な不確実性)と、保守的に考慮すべき不確実性の範囲を推察した。
*2 分析で不検出であったため、入口水中濃度を検出下限値、出口水中濃度を 0 とした保守的な推算値[3]を示した。

※ この成果は、経済産業省／平成 26 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）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 杉山ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I16.
[2] Yoshikazu Koma, Atsuhiro Shibata, ICONE-23, 2141, 17-21 May 2015, Chiba, Japan (2015).
[3] 加藤ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I15.

*Daisuke Sugiyama[3], Jun Kato[1,2], Takao Ohi[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Takashi Ashida[1,2], Hideaki Uchiyama[1], Sohken Ojiro[1], Ryo Nakabayashi[3] and Tomonari Fujita[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F01-04] Exernal Hazard

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:00 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F01] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Hidemasa Yamano[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro Ishizuka[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo Geshi[2] （1.JAEA, 2.AIST）

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1] （1.JAEA）

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Yasushi OKANO[1], Hidemasa YAMANO[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

*Takashi Takata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 (15) 平成 27 年度進捗及び強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
(15) Progress in JFY2015 and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Strong Wind and Rainfall

*山野 秀将[1]，西野 裕之[1]，栗坂 健一[1]，岡野 靖[1]，高田 孝[1]，堺 公明[1]，
山元孝広[2]，石塚吉浩[2]，古川竜太[2]，下司信夫[2]，七山太[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]産業技術総合研究所

代表的な外部ハザードを対象にナトリウム冷却高速炉の PRA 手法及びマージン評価手法を開発してきた。ここでは、最終年度（平成２７年度）の成果概要、並びに強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法の開発について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 外部ハザード, レベル 1 PRA, マージン評価

1. 緒言

本研究では、代表的な外部ハザードである異常気象（積雪、強風、竜巻、降雨）、火山噴火、森林火災、重畳事象を対象に、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去機能のレベル 1 PRA 手法とマージン評価手法の開発を進めてきた。本報では、4 年間の全体計画の最終年度（平成２７年度）の進捗概要を述べるとともに、強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法の開発について報告する。

2. 平成２７年度進捗

マージン評価手法については、森林火災・降雪と低温の重畳・強風と降雨の重畳に対する手法を開発した。異常気象ハザードについては、降雪と低温の重畳及び強風と降雨の重畳ハザード及び事象シーケンス評価を行い、PRA 手法を開発した。火山噴火ハザードについては、フィルタ目詰まり試験及び火山灰粒度分析を実施した。森林火災ハザードについては、煤煙解析に基づく応答曲面を作成し、モンテカルロ計算によるハザード評価手法を開発した。時間依存事象進展アルゴリズムに基づく事象シーケンス評価手法としてプラント動特性コードと結合した手法を開発し、降雨ハザードに対して適用できることを確認した。

3. 強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価

強風によって生じる飛来物衝突による機器の破損、破損した空気冷却器への雨水浸入による伝熱管疲労破損が考えられるため、年最大 1 時間降水量記録日の最大瞬間風速、1 時間降水量、降水継続時間の年最大値を極値分布に当てはめてハザード曲線を構築するハザード評価手法を開発した。降雨単独では炉心損傷には至ることはありえないため、強風単独及び強風と降雨の重畳の影響によって機器破損や機能喪失を考慮したシーケンスについてイベントツリーを構築した。また、空気冷却器伝熱管への雨水液滴の接触により発生する熱応力を求め、繰返し接触による疲労破損を評価することで補助冷却設備機能喪失を考慮した事象シーケンスを重畳の効果として評価し、炉心損傷頻度を定量化する手法を開発した。その代表的な結果として、炉心損傷頻度は 10^{-6}/年のオーダーを得た。支配的なシーケンスは、風速 40～60m/s、1 時間降水量 20～40mm/h、降水継続時間 0～10h のカテゴリで、強風飛来物衝突による補助冷却設備排気部破損であった。

4. 結言

本研究の最終年度の成果を概説するとともに、強風と降雨の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法を開発した。

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Hidemasa Yamano[1], Horoyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Yasushi Okano[1], Takashi Takata[1], Takaaki Sakai[1], Takahiro Yamamoto[2], Yoshihiro[2], Ryuta Furukawa[2], Nobuo[2], Futoshi Nanayama[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 (16) 重畳事象の選定及び低温と積雪の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価手法

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards
(16) Selection of Combination Hazard Events for Safety Assessment and Event Sequence Assessment Methodology against a Combination Hazard of Snow and Low Temperature

*西野 裕之[1], 山野 秀将[1], 栗坂 健一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去機能に影響を及ぼす外部ハザードの組み合わせ（重畳事象）を相互影響の観点から選定した。選定された重畳事象の 1 つとして、低温と積雪の重畳ハザードに着目し、重畳事象発生から炉心損傷に至り得る事象シーケンスを評価し、炉心損傷頻度を定量化できる手法を開発した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去機能、重畳事象、事象シーケンス

1. 緒言

本研究では、確率論的リスク評価（PRA）が必要となる重畳事象を選定する考え方を整理した。また、低温と積雪の重畳事象に着目し、ナトリウム冷却高速炉（SFR）の崩壊熱除去機能を対象にした PRA 手法を開発するため、事象シーケンス評価を実施した。

2. 重畳事象の選定

既往研究[1]では、単一の外部ハザードに対し、第 1,2 スクリーニングを行い、SFR へ影響を与える外部ハザードを選定した。ここでは、重畳事象を選定するために、外部ハザードの組み合わせを考慮し、4 つの相互影響 [2]の観点から、崩壊熱除去設備(空気冷却器など)へ影響する事象を選定した(図 1)。例えば低温により空気冷却器の吸排気口フィルタ上に雪が着雪・凍結し、フィルタ閉塞することが想定されるため（②の相互影響)、本研究では、低温と積雪の重畳事象を選定した。

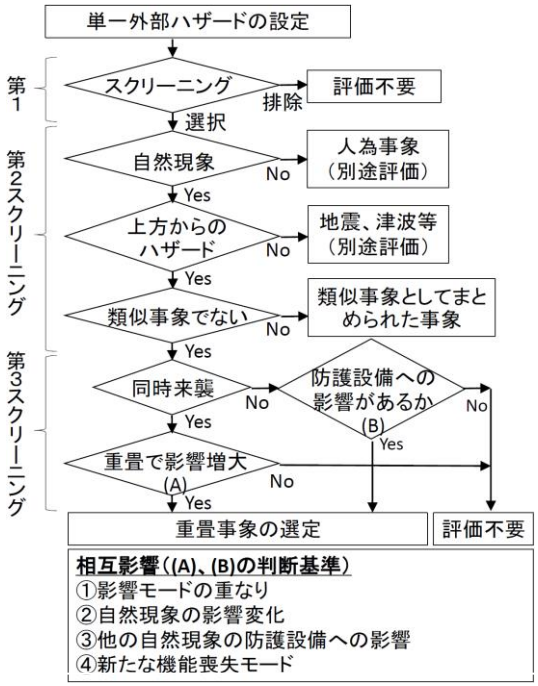


図 1　重畳事象選定のフロー図

3. 低温と積雪の重畳ハザードに対する事象シーケンス評価

本研究では、積雪ハザード評価[1]と同様に、低温に関する記録から離散的な超過確率を評価し、極値分布を用いて低温ハザード曲線を推定した。低温と積雪のハザード曲線を独立に組み合わせて重畳事象の超過確率を評価する手法を開発した。また、代表的なプラントへの影響として、雪の凍結によるフィルタ閉塞の有無、積雪による屋上の吸排気口閉塞防止（除雪）のためのアクセスルート確保の成否を想定し、イベントツリーを構築した。フィルタ閉塞については、ハザードの継続時間とともにフィルタ上に雪が蓄積・凍結し、ある雪の厚さに達した時に閉塞することを想定した。フィルタ閉塞を回避するために、交換を行うと想定し、その失敗確率を評価した。また、積雪と低温の発生からある程度時間が経過した後では、アクセスルート確保に必要な屋上扉の開が不可能になる考えられるため、その失敗確率を評価した。重畳事象の年超過確率及び失敗確率の評価から、イベントツリーを定量化する手法を開発した。代表的な結果として、炉心損傷頻度は、10^{-7}/年のオーダーを得た。支配的なシーケンスは屋上扉の開失敗となった。

4. 結論

重畳事象の選定及び低温と積雪の重畳ハザードの事象シーケンス評価を通じて評価手法を開発した。

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

参考文献

[1] 2013 年秋の大会 G44, G46.
[2] 保全学会、軽水型原子力発電所の設計で考慮すべき自然現象とその重畳に関する考え方のガイドライン、H26 年 9 月.

*Hiroyuki Nishino[1], Hidemasa Yamano[1], Kenichi Kurisaka[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発 （17） 森林火災と雷の重畳時のハザード曲線評価

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

（17） Combination Hazard Curve Evaluation of Forest Fire and Thunder

*岡野 靖[1], 山野 秀将[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

森林火災のハザード評価手法及び事象進展評価手法の開発を行ってきた。森林火災と雷の重畳時には、雷起因の森林火災発生頻度に加え、雷発生時の気象条件の森林火災強度への反映が重要となる。本報では、ロジックツリーにこれらの効果を取入れることで重畳時のハザード曲線定量化が可能なことを示した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 外部ハザード, レベル 1 PRA, マージン評価, 森林火災, 雷, 重畳ハザード, ロジックツリー, ハザード曲線

1. 緒言 森林火災のハザード評価手法と崩壊熱除去機能喪失に至る事象進展評価手法を開発してきた。本報では、森林火災と雷との重畳に関わるハザード曲線の導出について報告する。

2. 重畳における相関性とハザード曲線評価への反映 森林火災と雷の相関性は、（要因 1） 全森林火災のうち雷起因によるもの、（要因 2） 雷をもたらす気象条件である大気不安定性に関連して変化するものがあり、森林火災のハザード曲線評価のためのロジックツリー[1]における条件因子としては、それぞれ「年発生頻度」と「相対湿度及び風速」に相当する。ハザード曲線を評価した福井県火災個票（2004～2012 年）によれば、67 件中 1 件が雷によるものであった。また当該地域で雷注意報が発表された時間帯の気象条件は、図 1 のとおり、全対象期間と比較し、 1 時間平均風速が高く、また相対湿度が高い側に寄った出現確率分布となった。雷が森林火災と重畳した条件として、これら頻度割合及び気象条件をロジックツリーで与え、モンテカルロ計算によりハザード曲線を導出した。森林火災において火災進展の勢いを表す火線強度のハザード曲線は、図 2 のとおり、全対象期間（2002～2012 年）の気象条件で導出したもの[1]と比較し、（要因 1）により頻度が全体的に低下しているが、高風速条件が寄与してくる約 300kW/m 以上では、（要因 2）により雷重畳のハザード曲線が全対象期間の曲線に漸近する結果となった。さらに高い火線強度（約 400kW/m 以上）では高風速にさらに低湿度となる気象条件の寄与が高まり、高湿度側に寄った気象条件である雷重畳のハザード曲線は、全対象期間の曲線と比べて、頻度が急速に低下する結果を得た。

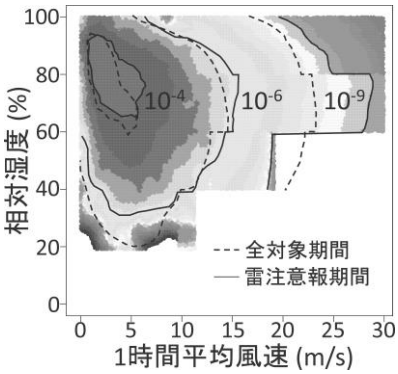


図 1 風速－相対湿度出現確率

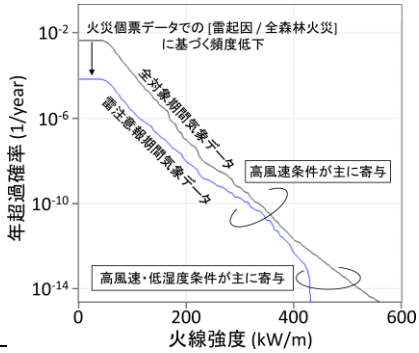


図 2 森林火災－雷の重畳ハザード曲線

3. 結論 森林火災と雷の重畳時のハザード曲線を評価した。ハザード間の重畳頻度に加え、事象発生時の環境要因の相関関係を定量的に考慮するにあたり、ロジックツリーを用いることが有効であった。

参考文献：[1] JNST, DOI:10.1080/00223131.2015.1102662 (2015).

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Yasushi Okano[1] and Hidemasa Yamano[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発
（18）異常降雨時における CMMC 法を用いたプラント状態の定量化

Research and Development of Margin Assessment Methodology of Decay Heat Removal Function against External Hazards

(18) Numerical Quantification of Plant State based on CMMC Method under Strong Rainfall Hazard

*高田　孝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC 法）を用いたプラント状態の事象シーケンス評価手法の適用として、異状降雨事象への適用を行った。解析では、雨水の浸入による各部屋の水位の時間進展を計算するモジュールを CMMC 法に追加することで、時間依存事象シーケンスの評価を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、動特性解析、CMMC 法、外部ハザード

1. 緒言　本研究ではこれまでに開発した連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC 法)を用いた事象シーケンス評価手法[1]に、降雨による浸水に伴う屋内各部屋の水位変化を評価するモデルを追加し、ナトリウム冷却高速炉を対象とした異常降雨における事象シーケンス評価を行った。

2. 水位変化評価モデル　区画 i における積算水量 W_i [kg]について、以下の保存則を用いた。

$$\frac{\partial W_i}{\partial t} = \rho A_i \frac{\partial h_i}{\partial t} = G_{src\,i} - \sum_j G_{overflow,ij} - \sum_k G_{leak,ik} - \sum_m G_{drain,im} \qquad (1)$$

本研究では、屋外からの浸水(G_{src})、部屋間の水位差（止水板による落差も考慮）に伴う輸送（$G_{overflow}$）、止水板あるいは水密扉の損傷に伴う輸送（G_{leak}）ならびにドレインラインあるいは簡易ポンプ等を用いた排水（G_{drain}）を考慮した（(1)式右辺）。またρは水密度、A は床面積である。(1)式により各時刻での部屋水位(h_i)を評価し、水位を独立変数とした機能喪失確率をモンテカルロサンプリングすることで、該当する機器の機能喪失を判定し、動特性コードに反映させプラント状態の変化を評価する。

3. 異常降雨時におけるプラント状態の定量化　別途実施した異常降雨イベントツリー評価[2]より、建屋屋上で 1.0m 以上の水位で内部電気室に浸水が発生し、非常用ディーゼル発電機(DG)の機能が喪失し始めると仮定した。図 1 に機能喪失確率を示す。解析では時刻 0s で異常降雨（降水量 126mm/hr）に伴う炉心緊急停止、ポニーモータ運転による強制対流条件での崩壊熱除去運転を仮定し、建屋内部への浸水に伴う非常用 DG 機能停止、自然循環崩壊熱除去運転への移行を評価した。炉心出口冷却材温度の解析結果を図 2 に示す。図に示すように事象開始後約 8hr 以降で自然循環除熱運転への移行が見られ、自然循環が十分に発達するまでの過程で約 50℃の温度上昇が見られるが、いずれも 450℃以下であり、異常降雨に対するプラント耐性はきわめて高いことが明らかとなった。

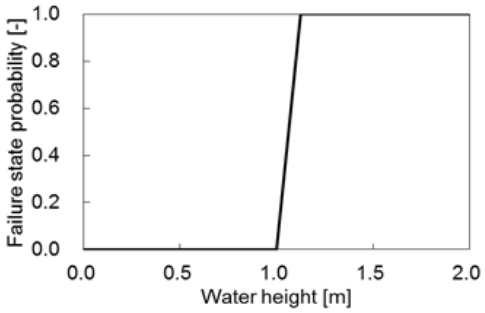


図 1 非常用 DG 機能喪失確率

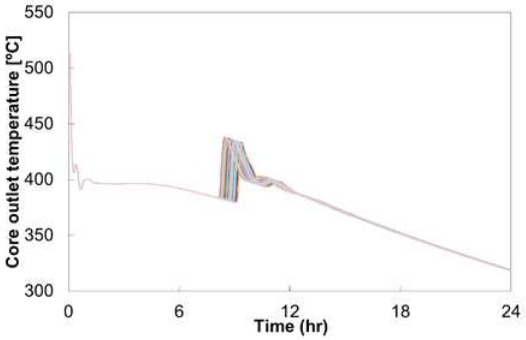


図 2 冷却材温度変化(50 サンプル)

4. 結言　CMMC 法に異常降雨事象評価のためのモデル改良を実施し、異常降雨時におけるプラント状態を評価した結果、本手法の妥当性を確認するとともに、プラント耐性が極めて高いことを明らかにした。

参考文献　[1] 高田他, 原学会 2015 秋の大会, E51, 2015.
[2] 西野他, 原学会 2015 秋の大会, E50, 2015.

*本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 27 年度「外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発」の成果である。

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F05-08] Probabilistic Risk Assessment 1

Chair: Takashi Takata (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 11:00 AM - 12:00 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F05] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Tsuyoshi Uchida[1], Katsunori Ogura[1], Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Tokyo City Univ.）

11:00 AM - 11:15 AM

[1F06] Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Hiromichi Miura[2], Ryou Inomata[2], Tsuyoshi Uchida[2], Katsunori Ogura[2] （1.Graduate School Tokyo City University , 2.Central Research Institute of Electric Power Industry）

11:15 AM - 11:30 AM

[1F07] A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents

*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1], Naoto Sekimura[1] （1.The University of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

[1F08] Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact

*MOTOHISA MIYASHITA[1], HITOSHI MUTA[1], KEN MURAMATSU[1] （1.TOKYO CITY UNIVERSITY GRADUATE DIVISION）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討
（３）試解析と評価手法の課題

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA
(3) Analysis of Model Plant and issue of Evaluation Method

*三浦 弘道[1]，猪股 亮[1]，小倉 克規[1]，内田 剛志[1]，亀子 湧生[2]，牟田 仁[2]，村松 健[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京都市大学

地震時の多重故障起因事象の評価手法について，前報（１）「評価手法の検討」において提案した。その評価手法に則り，モデルプラントを対象として試評価を実施し，手法の実行性を確認した．また，試評価を通じて本評価手法の課題について把握した．

キーワード：地震 PRA，多重故障起因事象，損傷の従属性

1. 緒言

従来の階層イベントツリーでは表現が困難であった多重故障起因事象の発生及びその確率を評価するために，前報（１）「評価手法の検討」において，多重故障起因事象の評価手法を提案した．

本報告では，前報（２）「モデルプラントを対象とした試解析」につづいて，本評価手法による試評価を実施し，その実行性を確認するとともに，試評価を通じて本評価手法の課題について検討する．

2. 多重故障起因事象の試評価

前報（２）ではモデルプラント（３ループ PWR）を対象に，5 つの step で構成される多重故障起因事象評価手法のうちの step1～3 について実施し，その実行性を確認した．ここでは，残りの step4 及び step5 の試評価結果について紹介する．

2-1. Step4　複数機器の同時損傷と起因事象との対応付け

破断面積の合計，事象の進展・プラントの応答の観点から，同時損傷と起因事象との対応付けの規則を策定した．また，多重故障を考慮したことから，既存の起因事象に加え，新たに起因事象（例えば，２次系破断と中破断 LOCA の重畳事象）を設定した．

2-2. Step5　起因事象の発生確率の算出.

2-1 で定めた規則に従い，損傷した機器の組み合わせの発生回数から，多重故障起因事象の条件付起因事象発生確率を算出した．なお，いずれの機器も損傷しない場合は，主給水喪失とした．

2-3. 試評価結果

多重故障起因事象を考慮した条件付起因事象発生確率を図１に示す。今回設定した新たな起因事象の発生頻度は、非常に低い値となった。

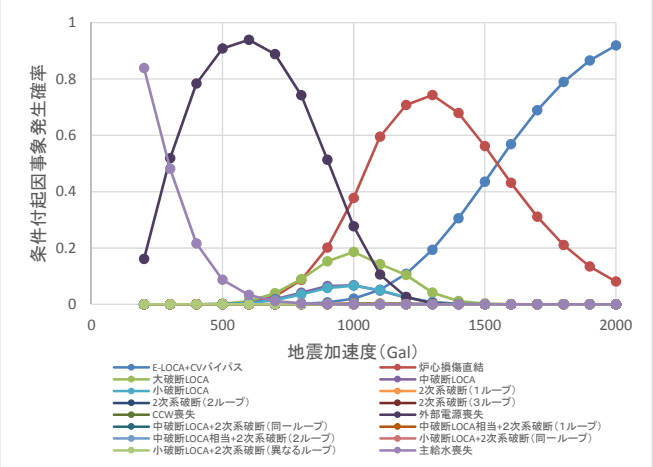


図１多重故障起因事象評価における条件付起因事象発生確率

3. 結論

前報（１）に則り，多重故障起因事象の発生確率を算出し，本評価手法の実行性を確認した。

Step4 の設定次第で，起因事象の分解能（たとえば，ループ毎の分割，配管破断位置の細分化や損傷・破損の具合の区別）は任意に設定できるが，本試評価では，既往の起因事象と同程度となるように設定した。多重故障起因事象を詳細に分析するには、この対応付け規則について、より検討が必要であると考える。

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Katsunori Ogura[1], Tsuyoshi Uchida[1], and Yuki Kameko[2], Ken Muramatsu2 and Hitoshi Muta[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo City Univ.

地震 PRA における多重故障起因事象の評価手法の検討
（その４）炉心損傷発生確率の試解析

Method of multiple failure initiating events for seismic PRA

（4）Analysis of Core Damage Probability

*亀子 湧生[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，三浦 弘道[2]，猪股 亮[2]，内田 剛志[2]，小倉 克規[2]

[1]東京都市大学大学院，[2]電力中央研究所

前報「(1) 評価手法の検討」の考え方に基づき、モデルプラントを対象として、DQFM 法を用い、機器間の相関性、ECCS 配管の自己破断を考慮した、複数の機器損傷の同時発生による多重故障を起因事象とする炉心損傷の発生確率の試解析の結果及び考察を述べる。

キーワード：地震 PRA，多重故障起因事象，相関性

1. 緒言

階層イベントツリーでは多重故障起因事象の発生及びその成功基準，安全注入系配管の破断による起因事象と注入失敗の同時発生を明示的には表現できないという課題に対応するため，前報(1)の提案手法の考え方に基づき炉心損傷の発生確率の試解析を行い，その実行性の確認、従来手法との比較を行う。

2. 多重故障起因事象を考慮した炉心損傷確率の評価

2-1. 多重故障起因事象モデルの構築

従来の階層イベントツリー手法では，大破断 LOCA 相当の配管が，A，B，C と 3 本あり，その耐力が，A＜B＜C の時，配管 A の損傷確率＝大破断 LOCA という形で，起因事象の発生確率を求める際に耐力が一番低いもので代表する近似がなされることもあった．本研究の手法では，それぞれのシーケンスに含まれる配管及び機器の損傷の組み合わせから起因事象の発生確率を計算する．多重故障起因事象を考慮した論理モデルの例を図 1 に示す．

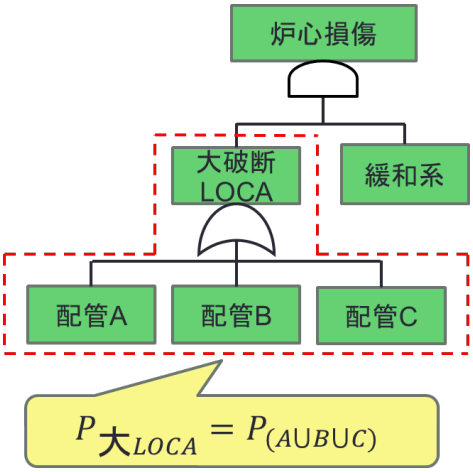


図 1 多重故障起因事象モデル例

2-2. ECCS 自己破断の考え方とモデル構築

2-1 では，起因事象のみを評価対象としていたが，実際のプラントではそれぞれのシーケンスに対し，炉心損傷（？）に発展させないための成功基準が存在する．多重故障起因事象を考慮し複数本の同時配管破断が発生した際にはそれぞれの漏えい面積を合計し，対応させる形で成功基準を設定した．さらに安全注入系配管（ECCS 配管）を起因事象側，安全注入系側の両方に組み込み，起因事象と注入失敗の同時発生を明示的に考慮できるロジックを作成し，簡易プラントモデルを対象として評価した．

3. 結論

多重故障起因事象及び ECCS の自己破断を考慮し評価に組み込むことで，より現実的な評価を行うことが可能になった．今後の課題としては，実機に対しても地震 PRA を行えるようにロジックを整理し、手法を確立していく．

参考文献

[1] Y. Watanabe, et.al, “Development of the DQFM method to consider the effect of correlation of component failures in seismic PSA of nuclear power plant”, Reliability Engineering and System Safety 79 (2003) 265–279.

*Yuki Kameko[1], Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta [1], Hiromichi Miura [2], Ryou Inomata [2], Tsuyoshi Uchida [2], and Katsunori Ogura [2]

[1]Graduate School Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

炉心損傷事故への対処のための施設・設備機器の耐震裕度設定手法の提案

A methodology for establishing margin to facilities and equipment used during core damage accidents

*飯田　祐樹[1]，糸井 達哉[1]，関村 直人[1]

[1]東京大学

Facilities and equipment used during core damage accidents should function when beyond design basis earthquake occurs. In this study, a methodology to estimate a margin required for the items is proposed

Keywords: Severe accident, Seismic margin, Ground motion prediction

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、重大事故対処のための施設や設備機器の耐震設計法の整備に向けた取組みが進められている。そこでは、何らかの理由で重大事故が発生することを仮定し、その後発生する可能性がある地震に対して耐震安全性の確保を要求している。一方で、地震を誘因として炉心損傷等の事故が発生する場合に、事故対処のための施設や設備機器が事故発生後に有効に機能するかどうかは確率論的地震リスク評価等により評価される。これらの施設や設備機器は、設計基準を超えた地震に対しても機能することが求められるが、設計基準の地震動に対して十分な耐震裕度を付与することで設計基準を超える地震に対して機能を確保されるとしており、必要とされる耐震裕度に関する定量的な検討はそれほど行われていない。本研究では、重大事故等対処施設や格納容器、最終ヒートシンクなど炉心損傷事故対処のための施設や設備機器に追加的に付与すべき耐震裕度について、その定量的な評価方法の提案を行う。

2. 提案手法

地域の地震ハザードに加え、プラントの脆弱性に関する情報も併せて、炉心損傷事故対処のための施設や設備機器に付与すべき耐震裕度を定量的に評価し、それに対応する地震の震源像や敷地内外での地震動を求める。提案手法では、確率論的想定地震と条件付き平均スペクトル[1]の考え方を用いる。

3. 計算条件と結果

震源を特定しにくい地震を対象として、最大加速度（T=0.02s の加速度応答スペクトル[2]）の地震ハザード曲線を求めた。炉心損傷事故発生のプラントフラジリティ曲線は、最大加速度を指標に地震ハザード曲線の超過確率が 10^{-4}/年の地震動での条件付き炉心損傷確率が 10^{-2}、対数標準偏差が 0.4 の対数正規分布を仮定し、試算を行った。

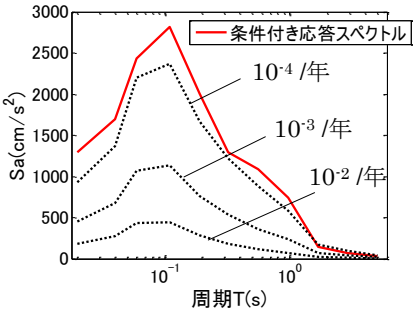


図１　炉心損傷発生シナリオにおける応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの比較

図１に設定手法を用いた炉心損傷事故発生シナリオにおける条件付き平均応答スペクトルを示す。また、比較として一様ハザードスペクトルも併せて示す。短い周期になるほど条件付き平均スペクトルの超過確率が小さくなっている。このことから、炉心損傷事故の対処に用いる施設や設備機器の固有周期が長いなど、剛性が高い原子力プラントと異なる多様性が導入されている場合には、さらなる裕度を付加する必要が無いのに対して、原子力プラントと振動特性が類似した固有周期が短い施設や設備機器の場合にはより大きな地震動に耐える追加的な裕度が必要とされることが示唆される。

参考文献

[1]　J.W.Baker,　*J. Struct. Eng*, Vol.137, pp.322-331, 2011.

[2]　糸井達哉，村上誠樹，関村直人：日本地震工学会論文集，15(6)，6_126-6_141，2015.

---

*Yuki Iita[1], Tatsuya Itoi[1] and Naoto Sekimura[1]

[1] The University of Tokyo

地震リスクを考慮したレベル 2PRA 評価手法の開発

Study on Development of Level 2 PRA Methodology Considering Seismic Impact

*宮下 幹央[1], 牟田 仁[1], 村松 健[1]

[1]東京都市大学大学院

本研究では、地震の影響を考慮したレベル 2PRA の評価手法の開発を行う。評価モデル及び計算モデルを構築し、地震の影響を考慮した格納容器破損頻度及び格納容器破損に対する機器毎の重要度評価を行うことで AM 策及び防災計画に役立つ知見を提供する。

キーワード：地震の影響を考慮したレベル 2PRA, 格納容器イベントツリー, DQFM 法, 統合フォールトツリー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、地震・津波によるリスクが重要視されている。地震起因によるレベル 2PRA の評価は、内的起因の評価とは事故進展が異なる可能性があると考えられるため、独自に評価手法を構築する必要がある。本研究では、地震によって格納容器破損に至る事故シナリオをモデル化し、原子力プラントの安全性向上に寄与することを目的とする。

2. 研究概論

本研究において、事故シーケンス評価から格納容器破損論理の構築にあたり課題を以下に述べる。また、本研究では定量評価に SECOM2-DQFM を使用する。SECOM2-DQFM では事故シーケンス評価において格納容器破損論理をフォールトツリー(FT)で表し、定量化を行う。従って、これらの課題を解決するために FT 上で定量化モデルを検討する。

2-1. 物理現象の時系列を考慮したヘディングの順序付け

事故シーケンス評価では、格納容器破損に至る論理に従いヘディングの順序を定義するが、論理演算において事象発生の時系列を考慮するのは難しい。そこで、格納容器破損論理上の論理積に条件を付与するモデルを構築した。具体的には、論理積に付属する事象の発生はヘディングの選定で定義した順序でカットセットを選定し、論理演算するように条件付けるという手法である。

2-2. 格納容器破損論理における成功事象の定義

格納容器破損頻度は基本的に失敗事象の確率を集計していくことで算出されるが、破損モード毎に格納容器破損頻度を算出する際には、未発生の物理現象を含む事故シーケンスが発生するため、成功事象の発生確率を考慮する必要がある。このように、構築したイベントツリーで抽出したミニマルカットセットを使用することで成功事象を適切に考慮することが可能となる。図 1 に格納容器破損論理における成功事象の定義の概念図を示す。

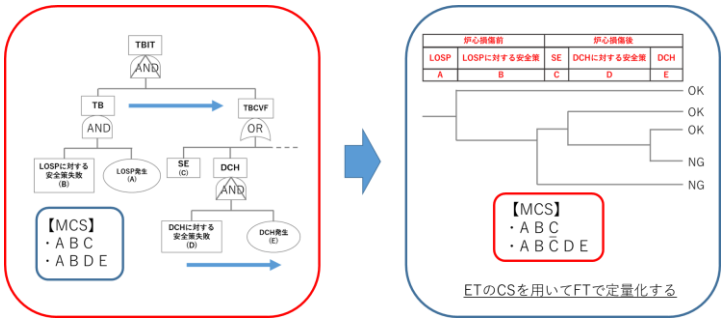


図 1 格納容器破損論理における成功事象の定義の概念図

3. 結論

物理現象の時系列の考慮と成功事象を定義し、地震によって格納容器破損に至る事故シーケンス評価モデルを構築した。今後、構築したモデルの妥当性と検証を行う予定である。

---

*Motohisa Miyashita[1], Hitoshi Muta[1] and Ken Mutamatsu[1]

[1]Tokyo City University Graduate Division.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F09-13] Probabilistic Risk Assessment 2

Chair: Yoshiyuki Narumiya (KEPCO)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F09] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Ken MURAMATSU Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Hirohumi Ohashi[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.Tokyo City University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F10] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1], Akemi Nishida[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4] (1.JAEA, 2.Tokyo City University, 3.The University of Tokyo, 4.JGC Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F11] Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F12] Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*Shota Soga[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:30 PM - 3:45 PM

[1F13] Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*SUNGHYON JANG[1], TAKAHIRO SUZUKI[2], AKIRA YAMAGUCHI[3] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Department of Engineering, The University of Tokyo, 3.Nuclear Professional School, The University of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高温ガス炉の確率論的安全評価(確率論的リスク評価)手法の開発 （1）事故シナリオ分析及び信頼性データ整備の要件に関する調査・検討

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(1) Review of Requirements on Scenario Identification and Reliability Data Development

*村松健[1],牟田 仁[1],松田航輔[1], 佐藤博之[2],西田明美[2],大橋弘史[2],糸井達哉[3],田辺雅幸[4]
[1]東京都市大，[2]原子力機構，[3]東大，[4]日揮

事故のシナリオ分析と信頼性データベース整備に関わる既往のPRA実施基準の要求事項の調査に基づいて，高温ガス炉のPRA手法整備において特に留意すべき事項を検討した。

キーワード：高温ガス炉，PRA実施基準，事故シナリオ分析，信頼性データベース整備

1. 緒言

高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立に向けた研究[1]の一環として、国内外の学協会により公表されているPRA実施基準の調査を行っている。このうち，内的事象及び地震起因事象に関する事故のシナリオ分析と信頼性データベース整備に関する検討結果について報告する。

2. 調査対象

原子力施設に関するPRAの実施手順については，日本原子力学会の原子力発電所に関する内的事象のレベル1PRA[2], 地震PRA[3]及び米国機械学会及び米国原子力学会が作成している軽水炉のレベル1PRA[4], レベル2PRA[5], 軽水型先進炉のPRA[6]などを参考とした。

3. 得られた主な知見

我が国では，日本原子力学会により，多数のPRA実施基準が整備されてきたが，これらは軽水型原子力発電所を主な対象としている。高温ガス炉のように，①主たる安全機能を静的設備により達成するため静的機器の損傷時に引き起こされる事故シナリオの分析を丁寧に行うことが必要なこと，②ソースタームを支配するメカニズムが軽水炉と大きく異なるためレベル1とレベル2のPRAを一貫して行う必要があること,③開発段階にあり故障率などのデータの蓄積が浅いためそれを補う必要があることなどの特徴を有する炉には，それに応じた要件の明確化が必要である。そのためには，ASME/ANSの非軽水型先進炉向けPRA実施基準[6]は，我が国での高温ガス炉用PRA実施基準の整備にとって大いに参考となることが分かった。

謝辞　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施した。

参考文献

[1] 佐藤博之他，「高温ガス炉の確率論的安全評価(確率論的リスク評価)手法の開発」日本原子力学会秋の大会予稿集２P17(2016), [2]日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-P008:2013, [3]同, AESJ-SC-P006:2015(2015), [4] ASME/ANS RA-Sa-2009, [5] Addenda to ASME/ANS RA-S–2008，[6] ASME/ANS RAS-1.2-2014.

---

*Ken Muramatsu[1], Hitoshi Muta[1], Kosuke Matsuda[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Hirofumi Ohashi[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[3]
Tokyo City University[1], JAEA[2], The University of Tokyo[3], JGC Co.[4]

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
(2) ソースターム評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(2) Development of Source Term Evaluation Method

*本多友貴[1]，佐藤博之[1]，西田明美[1]，大橋弘史[1]，牟田仁[2]，村松健[2]，糸井達哉[3]，田辺雅幸[4]
[1]原子力機構，[2]東京都市大学，[3]東京大学，[4]日揮

設計基準を超える地震時のソースターム評価手法や静的機器損傷時の熱流動特性評価結果を報告する。
キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

１．緒言　高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立に向けて、静的機器損傷時のソースターム評価手法の開発を進めている。本発表では、ソースターム評価計算コードシステム概要と地震起因で１次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象発生時の原子炉熱流動特性評価結果を報告する。

２．ソースターム評価計算コードシステム

ソースターム評価計算コードシステム（表１）を用い、地震での損傷形態に基づく機器幾何形状や過渡条件等を入力として、プラント外へ放出されるソースタームを求める。原子炉熱流動特性評価における炉内黒鉛構造物損傷は、結晶粒の最密充填を仮定し、有効熱伝導度を有効媒質理論[1]と Selengut 相関式[2]の組み合わせで、流動抵抗を Ergun の式[3]で評価する。

表１　ソースターム計算コードシステム体系

計算対象	原子炉熱流動	燃料酸化挙動	燃料FP放出挙動	FP移行挙動
入力	損傷形態に基づく機器幾何形状，過渡/境界条件	冷却材流量/温度/圧力，空気質量分率，構造材温度	燃料破損率，燃料要素温度	冷却材へのFP放出量
計算コード	RELAP5-3D	THYTAN	HTFP	FPTRAN
出力	冷却材流量/温度/圧力，空気質量分率，構造材温度	燃料破損率	冷却材へのFP放出量	ソースターム

３．原子炉熱流動特性評価　RELAP5-3D を用いて、設計基準を超える地震発生時に想定される、１次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象について、モデルプラントの原子炉熱流動特性評価を実施した。解析結果から、当該事象について、選定した計算コードはソースターム評価に必要な冷却材流量や温度、圧力、空気質量分率、並びに、構造材温度分布（図１）を評価できることが示された。今後は、地震起因による緩和設備の多重故障や炉内黒鉛構造物の損傷を考慮した評価を進める。

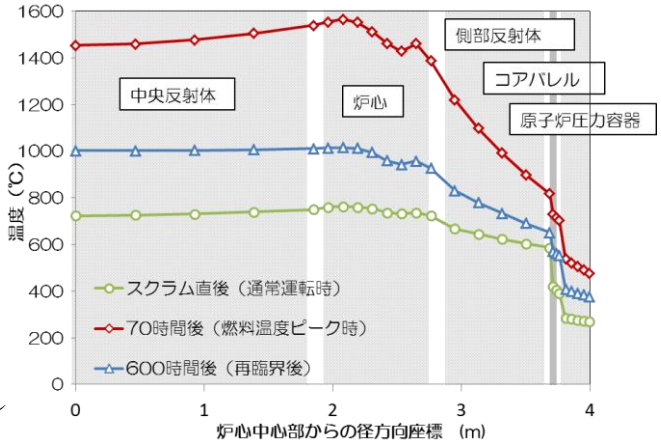


図１．原子炉径方向の構造材温度分布の変化

謝辞　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施した。

参考文献　[1] R. Landauer, J. Appl. Phys., 23, 779-784 (1952).　[2] D. S. Selengut, Trans. Am. Nucl. Soc., 4, 398 (1961).
[3] S. Ergun, Chem. Eng. Prog., 48, 89-94 (1952).

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Akemi Nishida[1], Hirofumi Ohashi[1], Hitoshi Muta[2], Ken Muramatsu[2], Tatsuya Itoi[3], Masayuki Tanabe[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City University, [3]The University of Tokyo, [4]JGC Corporation

加圧水型原子炉における簡易プラントシミュレーションを用いたダイナミック PRA モデルの開発

Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR using Simplified Plant Simulation

*大槻 昇平[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

PWR における全電源・全給水機能喪失事故を模擬した事故進展解析の簡易モデルによる高速なシミュレーションと連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法に基づくランダムサンプリングを組み合わせることで、過酷事故シナリオ進展の時間的な不確かさを評価する手法を開発している。

キーワード：ダイナミック PRA，連続マルコフ過程モンテカルロ法，PWR，全電源喪失

1. 緒言

事故進展に時間依存性や、各事象間に相互依存性を伴う場合の事故進展定量化手法（CMMC カップリング手法）が先行研究[1]にて提案されている。しかしながら、既存のプラント解析コードを用いてこの手法を適用することは計算コストの観点から現実的ではない。そこで、PWR における過酷事故シナリオを簡略化したモデルに CMMC カップリング手法を適用することで過酷事故進展の時間的不確かさ評価を行っている。

2. 不確かさ評価モデル

既報[2]にて開発された PWR における全電源喪失事象の過酷事故進展簡易モデルを用いて事故進展解析を行う。その中で原子炉容器下部の破損に対して温度依存の破損確率を与える（式(1)）。破損確率に対してモンテカルロ法にて原子炉容器の状態（破損／非破損）を決定する。また、崩壊熱評価式 Way-Wigner 式と Zr 酸化反応量評価式 Baker-Just 式の係数に正規分布に従う不確かさを仮定し、炉心における発生熱量にもばらつきを与える。これらの要因による事故進展の時間的不確かさをランダムサンプリングにより評価した。

$$\begin{cases} P(T) = 0 & (T < T_s) \\ P(T) = c_1\left(1 - \exp\left(-c_2(T - T_s)\right)\right) & (T \geq T_s) \end{cases} \quad (1)$$

P:破損確率[/s], T:RV 下部ヘッド温度[K],
T_s:破損しきい温度[K],c_1:定数[/s],c_2:定数[/K]

3. 解析結果

シミュレーション開始から 60 秒後に全電源喪失を起因事象に原子炉トリップを起こし、その後冷却・給水などの安全系が作動しないという条件で解析を 3000 サンプル行った。その際の炉心平均温度解析結果の一部を Fig. 1 に示す。解析結果から、RV 下部の破損時刻に最大で約 50 分の開きがあることがわかった。

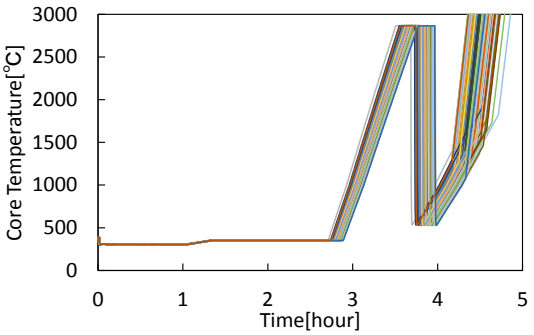


Fig. 1　炉心温度結果（100 サンプル）

4. 結論

炉心発生熱の不確かさと原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損の不確かさを考慮した多数サンプルの過酷事故進展解析を行った。今後は、パラメータ不確かさ幅と確率分布をより詳細に取扱う解析を行い、核分裂生成物の放出量不確かさを評価できるようモデルに改良を加える予定である。

参考文献

[1]新崎聡司, “原子炉プラント動特性を考慮したレベル 2PSA 定量化手法に関する研究,” 修士論文, 大阪大学, (2011)
[2]大槻昇平, 遠藤知弘, 山本章夫, 日本原子力学会 2015 秋の大会, 静岡大学, 9 月 9-11 日, 2015, F10, (2015)

*Shohei Otsuki[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]　[1]Nagoya Univ.

条件付きモンテカルロ法による大規模イベントツリーの評価手法の検討

Conditional Monte Carlo method for large scale event tree analysis

*曽我 昇太[1]

[1]電力中央研究所

条件付きモンテカルロ法と二分決定図を用いたマルチユニットモデルを対象とした評価法を検討した。モンテカルロ法のサンプルあたりの計算コストはイベントツリー（ET）数に対して線形に増加するため、本手法では複数基を考慮した場合でも効率的な解析が可能となる。

キーワード：条件付きモンテカルロ法、マルチユニット PRA、分散低減法

1. 緒言

マルチユニットなどを対象とした確率論的リスク評価では、複数基のイベントツリーを連立することによる大規模なイベントツリーを解く必要がある。しかしながら、既存の手法では計算コストの増大または計算精度の問題により、実機レベルでのマルチユニット PRA に適用された手法は報告されていない。そこで、本研究では実機レベルでの解析に向け条件付きモンテカルロ法を用いた解析手法を検討する。

2. 条件付きモンテカルロ法

条件付きモンテカルロ法とは、全分散の法則に基づく条件付き確率を用いた分散低減法である。本手法では FT もしくは ET 間で共通となる機器の損傷状態をサンプル毎に乱数を用いて決定することにより、各ユニットモデルを連立する必要がなくなり、さらに二分決定図を用いて各ユニットの条件付き炉心損傷頻度を算出することにより統計的に炉心損傷頻度の推定が可能になる。DQFM 法[1]等では発生確率の低いシーケンスを正確に計算できないが､本手法はサンプルあたりのスコアが 0/1 ではなくなり､stratified sampling などの分散低減法を併用することができるため､効率的な炉心損傷頻度の推定が可能になると考えられる。

3. 数値実験及び結論

図 1 に示した FT1 と FT2 は 20%の基事象を共有している。2 基間で共有している基事象の損傷状態を乱数で決定し、試行毎に独立して評価した FT1 と FT2 の条件付き発生頻度から推定したシーケンスの発生頻度を表 1 に示す。表 1 から FT 間の各シーケンスの発生頻度が正しく推定できていることがわかる。本検討により、複数基の FT/ET を独立して正しく評価できることを示した。本手法により、大規模な ET の連立であっても、適切な分散低減法を併用することにより、低コストでマルチユニットの炉心損傷頻度を推定できる可能性がある。

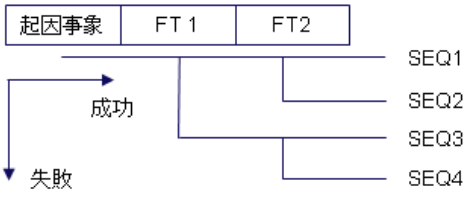


図 1 イベントツリーモデル

表 1 シーケンス発生頻度の推定値（サンプル数 10^6）

	平均値	MCSE	MCSE/平均値 (%)
SEQ2	2.51E-03	1.60E-05	6.39E-03
SEQ3	2.24E-03	1.46E-05	6.54E-03
SEQ4	2.56E-03	4.72E-05	1.84E-02

参考文献

[1] Watanabe Y, et al (2003). Development of the DQFM Method to Consider the Effect of Correlation of Component Failures in Seismic PSA of Nuclear Power Plant. Reliability Engineering and System Safety, Vol.79, 265-279.

*Shota Soga[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子力プラントの地震・内部溢水複合事象の動的リスク評価

Dynamic Risk Assessment of Combined Event of Earthquake and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Power Plant

*張　承賢[1]，鈴木　貴大[2]，山口　彰[3]
[1]東大院・原子力国際専攻，[2]東大・工，[3]東大院・原子力専攻

原子力発電所タービン建屋における地震起因の内部溢水事象に対して連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC 法)を用いて求めた時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水による機能損傷確率と、複数の地震動を考慮して求めた地震による機能損傷確率を、フォールトツリー(FT)に組み込むことで、原子力プラントにおける地震と内部溢水事象のカップリングシナリオについて定量化を行った。

キーワード：連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC 法)、内部溢水、複合事象、動的リスク評価

1. 緒言　内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水位上昇に伴い変化する。溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握できれば、炉心損傷に至るまでの時間猶予を評価することが可能となり、原子炉施設の効果的なアクシデントマネジメント（AM）策の整備に有用であると考えられる。本研究では、タービン建屋内の非耐震性配管の地震起因の内部溢水事象を仮定し、CMMC 法を用いて時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水による機能損傷確率と複数の地震動レベルに応じた各設備の地震による機能損傷確率を求める。これらを各設備の機能喪失確率の FT に組み込むことで、炉心損傷確率の時刻歴変化を評価し、地震(外部)と溢水(内部)複合事象のシナリオ定量化を行う。

2. 内部溢水シナリオ評価モデル　内部溢水による水位上昇は、溢水源、溢水区画、漏えい量を同定し、伝搬経路における漏えい量を計算することで評価する。伝播経路における漏えい量は、止水板からの越流量(式 1)と止水板の破損によって生じた隙間(断面積 A)からの浸水量(式 2)によって決まる。

$$Q_{overflow} = {}^{2}/_{3} \times W \times \sqrt{2g} \times h^{3}/_{2} \quad (1)$$

$$Q_{leak} = c \times A \times \sqrt{2g\Delta h} \quad (2)$$

(**W**:水路幅、**h**:止水板における水位の差、**c**:流量係数、**g**:重力加速度、Δh: 止水板間の水位差)

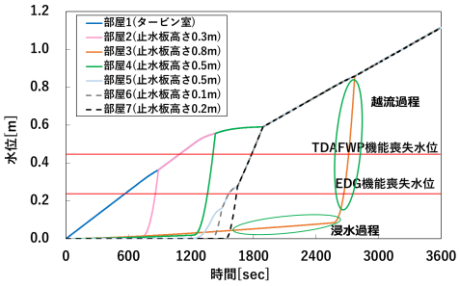


図 1 溢水伝播による各部屋の水位

図 1 に内部溢水伝播モデル[1]を用いて計算した各部屋における水位変化を示す。タービン動補助給水系ポンプ(TDAFWP)と非常用ディーゼル発電機(EDG)の機能損傷水位は 45cm と 23cm であり[2]、溢水によって部屋内水位が機能損傷水位に達すると内部溢水による設備の機能損傷確率を 1 とみなす。また複数の地震動の加速度に対して安全設備の機能損傷確率を求め、一部の結果を図 2 に示す。加速度が 300 gal の時には 1500 秒まで EDG より MDAFWP（モータ動補助給水ポンプ）の機能損傷確率が高くなっているのに比べ、1200 gal 時には常に MDAFWP の機能損傷確率が EDG より高い。これは加速度に応じて炉心損傷に至る支配的なシナリオが変わることを示唆する。FT を用いて溢水と地震による安全設備の機能損傷確率から求めた機能喪失確率をイベントツリーに組み込むことで、内部溢水事象の時間進展による水位変化と複数の地震加速度モードを考慮した炉心損傷確率を求めた。

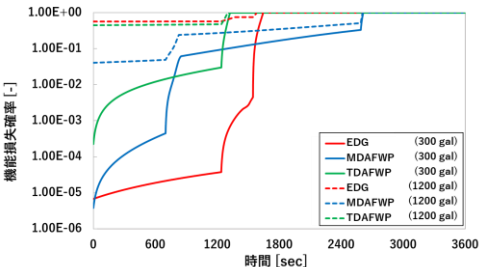


図 1 各設備の機能喪失確率

3. 結論　本研究では、内部溢水及び地震の複合事象に対して時間進展と複数地震動モードを考慮したシナリオ定量化手法を構築した。各部屋内の時間進展による水位変化を評価することで、内部溢水に対する AM 策の効果を定量的に評価することが可能となった。また複数の地震動モードによる安全設備の機能損傷確率を評価することで地震によって生じる固有な内部溢水シナリオについて評価を行うことが可能となった。

参考文献

[1] 松田高志他、原学会 2014 年春の年会、N21、2014、 [2]Dominion, Internal Flooding Risk Reduction Activities, 2006

*Sunghyon Jang[1], Takahiro Suzuki[2], Akira Yamaguchi[3]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo [2]Department of Engineering, The University of Tokyo, [3]Nuclear Professional School, The University of Tokyo

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F14-19] Fukushima Nuclear Power Plant Accident

Chair: Hiroshi Kawai (TEPSYS)

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:40 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F14] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*Yoshiji Karino[1], Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1], Koji Nishida[2] (1.IRID(Toshiba), 2.IRID(Hitachi-GE))

4:05 PM - 4:20 PM

[1F15] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*TAKESHI SAKAI[2,1], Tadashi Fujii[2,1], Kojo Nishida[2,1] (1.Hitachi-GE, 2.IRID)

4:20 PM - 4:35 PM

[1F16] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

Rui Chihara[1], *Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1] (1.IRID(Toshiba))

4:35 PM - 4:50 PM

[1F17] Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code

*Yoshihiro Kojima[1], Yoshiji Karino[1], Rui Chihara[1] (1.IRID(Toshiba))

4:50 PM - 5:05 PM

[1F18] Exploration for buried object in concrete using phased array method

*akio sumita[1], kenji osaki[1], katsumi masaki[1] (1.TOSHIBA)

5:05 PM - 5:20 PM

[1F19] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

*Kazuo Watanabe[1] (1.Watanabe Lab. for WNR Cx)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（13）全体状況

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(13) Current status of the MAAP enhancement project

*狩野　喜二[1]，小島　良洋[1]，千原　瑠為[1]，西田　浩二[2]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（日立 GE）

福島第一原子力発電所の中長期的な廃止措置に向けた取り組みの一環として，過酷事故解析コード MAAP※を用いた事故進展解明や炉内状況把握のための解析コード高度化を推進した。
キーワード：MAAP，過酷事故解析，事故進展

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況推定に向けた過酷事故解析コード MAAP のモデル高度化と事故進展解析を推進している[1][2][3]。本報は，平成 27 年度実施内容のうち，全体状況とモデル改良の概要を報告する。

2. 実施内容

平成 25 年度までの改良 MAAP の課題及び福島第一原子力発電所の事故進展解明を目的とした PIRT [4]を参考として，MAAP のモデル高度化項目を策定し，平成 26 年度~平成 27 年度の 2 年間にわたり高度化を推進した。図 1 にモデル改良の概要（平成 26 年度実施分と平成 27 年度実施分）を示す。平成 27 年度は，一次系熱水力モデル改良，RPV 下部構造物溶融モデル追加，サンプ配管へのデブリ流入モデル追加，デブリ・コンクリート混合物性モデル改良，PCV 内局所流動（成層化）モデル追加，核分裂生成物沈着モデル改良を実施した。改良した MAAP により福島第一原子力発電所 1～3 号機の事故進展解析結果及びその他のデータから総合的に評価した燃料デブリ分布の推定結果を表 1 に示す。

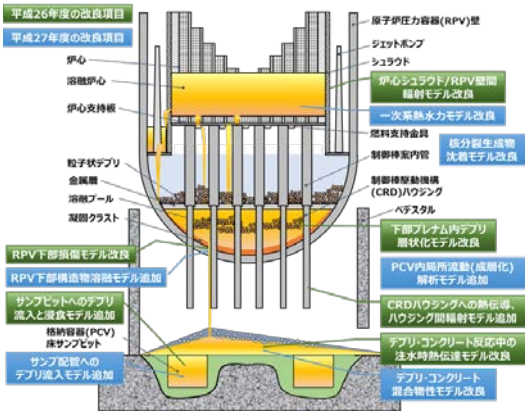


図 1　MAAP モデル改良の概要

表 1　燃料デブリ分布の推定結果

	1号機		2号機		3号機	
場所	評価値	代表値	評価値	代表値	評価値	代表値
炉心部	0~3	0	0~51	0	0~31	0
RPV底部	7~20	15	25~85	42	21~79	21
ペデスタル内側	120~209	157	102~223	146	92~227	213
ペデスタル外側	70~153	107	3~142	49	0~146	130
合計値	232~357	279	189~390	237	188~394	364

（燃料+溶融・凝固した構造材(コンクリート成分を含む)の重量（ton））

3. 結言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業に向けた炉内状況推定への活用を目的とし， MAAP のモデル高度化を推進した。本シリーズ発表では，平成 27 年度に実施した本研究の各実施内容を報告する。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

ー謝辞ー

本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2013 春の年会」，N45～N49，[2]日本原子力学会「2014 秋の大会」，H01～H04，[3]日本原子力学会「2015 秋の大会」，F07~F09，[4]日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会，平成 25 年 11 月

* Yoshiji Karino[1] , Yoshihiro Kojima[1] , Rui Chihara[1] and Koji Nishida[2]
[1]IRID(Toshiba), [2]IRID(Hitachi-GE)

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（14）改良 MAAP による福島第一 1 号事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
（14）Unit-1 accident progression analysis by the improved MAAP code

*酒井　健[1]，藤井　正[1]，西田　浩二[1]
[1]IRID(日立 GE)

福島第一原子力発電所の炉内および格納容器内部の状況を解析的に把握するため，改良版 MAAP を用いた事故進展解析を実施し，プラント事象進展の分析を行った。また，得られた解析結果と現在得られているプラントの情報を用いて，想定しうる炉内状況の推定を実施した。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所，過酷事故解析，　炉内状況把握

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況推定の活動の一環として，改良版 MAAP による福島第一 1 号機の事故進展解析を実施した。本報では，PCV 内の圧力，温度の実測値より推定した RPV への注水についての検討結果を報告する。

2. 消防車から RPV への注水について

図 1 に D/W 圧力と炉圧の実測値を示す。消防車からの注水は，当初 CS ラインに供給され，2011/3/23 に給水ラインへ切り替えるまで実施されている。事故後一週間の間の D/W 圧力は，断続的にしか記録されていないが，炉圧の実測値より点線のようであったと推定できる。1 号機の場合，溶融デブリが格納容器床上に落下している可能性が高く，注水量が変化したタイミングで，デブリ冷却に伴う蒸気発生量の変化により，D/W の圧力も変化すると考えられるが，D/W 圧力はほぼ直線的に推移している。

図 2 の D/W 圧力の評価結果では，注水が RPV に到達するケースにおいて，連続注水開始の時点で蒸気発生により急激に圧力が上昇する。一方，注水が未到達のケースでは炉圧の実測値と同様にほぼ直線的に低下する。従って，2011/3/23 以前に実施された 1 号機への注水で，RPV に到達した量は少なかった可能性が高いと考えられる。

3. 今後の課題

上記のように 3/23 まで RPV への注水が溶融デブリに到達しなかったと想定した場合，ペデスタルのコンクリート侵食は解析ではペデスタル健全性に影響があるレベルとなった。一方，2015/4 に実施された 1 号機の PCV 内部調査では，構造上の大きな損傷は確認されていない。以上のことから，実機のコンクリート侵食は今回の MAAP 解析結果よりも小さい可能性も考えられ，廃炉に向けた炉内状況の把握のためには，今後とも，解析結果と PCV 内部調査結果の間にある差異の原因について，検討が必要である。

4. 結論

PCV 内の圧力，温度の実測値より，消防車からの注水について推定した結果，2011/3/23 以前に実施された 1 号機への注水で，RPV に到達した量は，少なかった可能性が高いことが分かった。今後，廃炉に向けた炉内状況の把握のために解析結果と PCV 内部調査結果の間にある差異について検討していく必要がある。

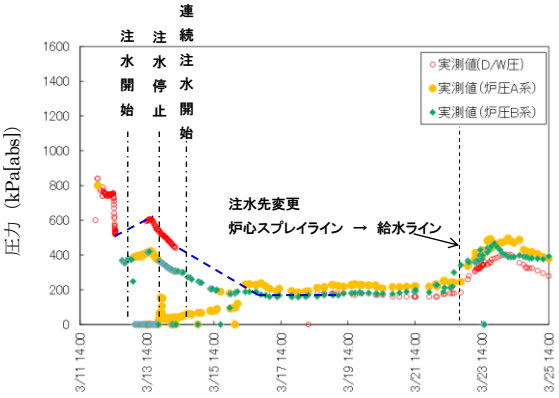


図 1　1F-1 PCV 内圧力の実測値

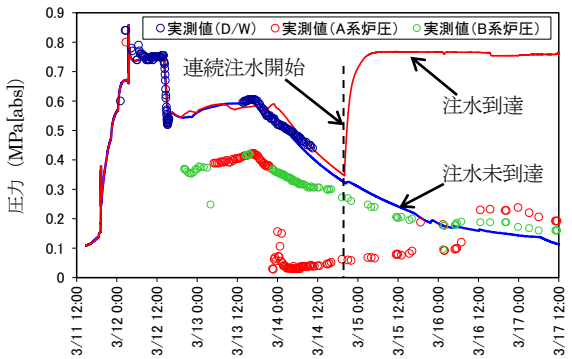


図 2　MAAP による D/W 圧力の評価結果

－謝辞－
本研究は，経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実績データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

*Takeshi Sakai[1],　Tadashi Fujii[1] and Koji Nishida[1]
[1]IRID(Hitachi-GE)

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（15）改良ＭＡＡＰによる福島第一２号機事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(15) Unit-2 accident progression analysis by the improved MAAP code

*千原　瑠為[1]，小島　良洋[1]，狩野　喜二[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，改良版 MAAP※用いて 2 号機の事故進展解析を実施し，改良モデルの影響について確認するとともに，燃料デブリ分布等について検討した。
キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所 2 号機，過酷事故解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 26 年度に改良された MAAP コードによる 2 号機及び 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 27 年度には，更なるモデル高度化を推進し，改良された MAAP により各号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ・FP の分布の推定に活用した。本報では，2 号機の事故進展解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）や最新事故進展分析[2]等を参考として境界条件を設定した。

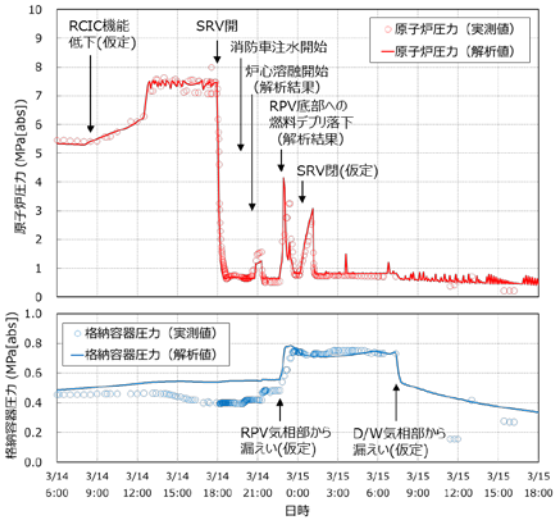


図 1　原子炉及び格納容器圧力変化の比較

3. 解析結果

最新事故進展分析[2]で検討された原子炉急速減圧後の三度の圧力上昇に着目し，その再現を試みた。図 1 に原子炉及び格納容器圧力変化の比較を示す。境界条件調整によって，圧力挙動を概ね再現できたものの，この期間に下部プレナムに落下する炉心溶融物量は比較的小さく，原子炉圧力容器（RPV）損傷の有無はその後の消防ポンプからの注水量に支配された可能性が考えられる。表 1 に示す三回目の圧力上昇以降の注水量の感度解析結果より，注水量の想定により燃料デブリ分布に影響することが分かる。

表 1　注水量の感度解析結果

第３ピーク以降の注水量	RPV破損時刻	RPV破損モード	下部プレナム内デブリ量	PCV内デブリ量（コンクリート含む）
0.4 t/h	2011/3/15 18:34	計装管損傷	約25t	約232t
2.3 t/h	2011/3/16 13:14	下部ヘッドクリープ破損	約39t	約212t
3.9 t/h	2011/3/16 21:39	下部ヘッドクリープ破損	約28t	約284t
5.5 t/h	–	–	約6t	–

4. 結論

改良版 MAAP による事故進展解析への影響確認を目的として 2 号機の事故進展解析を実施した。これらの解析結果には依然として大きな不確かさが存在する。現場情報やその他の詳細評価なども踏まえ，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

－謝辞－

本研究は，経済産業省　「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2015 秋の大会」，F09，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 3 回進捗報告」，2015 年 5 月 20 日

*Rui Chihara[1], Yoshihiro Kojima[1], and Yoshiji Karino[1]
[1]IRID(Toshiba)

過酷事故解析コードＭＡＡＰによる炉内状況把握に関する研究
（16）改良ＭＡＡＰによる福島第一３号機事故進展解析

Study on ascertaining and analyzing reactor core status by MAAP code
(16) Unit-3 accident progression analysis by the improved MAAP code

*小島　良洋[1]，千原　瑠為[1]，狩野　喜二[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の事故進展解明や炉内状況の把握に資するため，改良版 MAAP※用いて 3 号機の事故進展解析を実施し，改良モデルの影響について確認するとともに，燃料デブリ分布等について検討した。
キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所 3 号機，過酷事故解析

1. 緒言

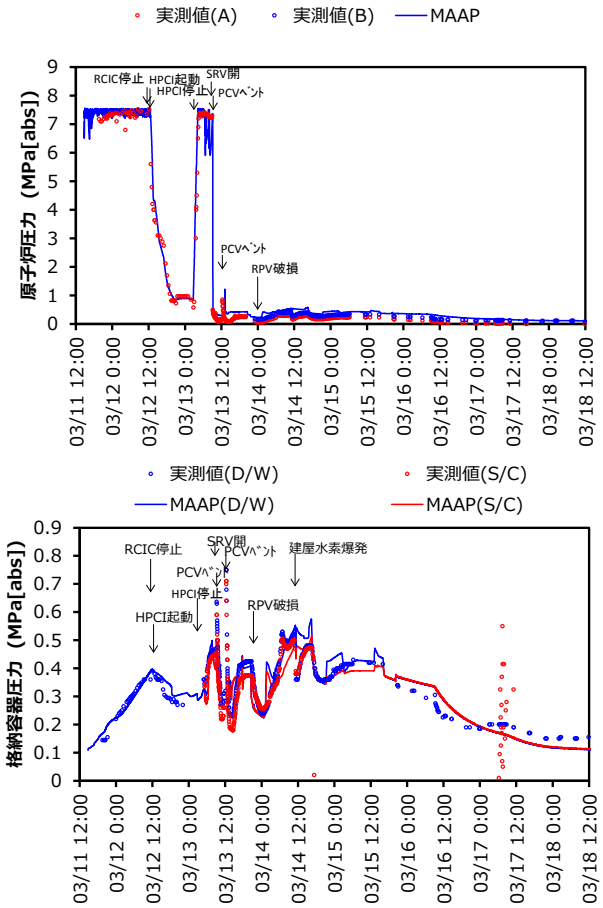
福島第一原子力発電所の事故進展の解明等を目的とし，平成 26 年度に改良された MAAP コードによる 2 号機及び 3 号機事故進展解析が実施された[1]。平成 27 年度には，更なるモデル高度化を推進し，改良 MAAP により各号機の事故進展解析を実施し，事故進展シナリオの分析や燃料デブリ・FP の分布の推定に活用した。本報では，3 号機の事故進展解析について示す。

2. 解析条件

解析に使用する条件は，2012 年 3 月に東京電力より公表された条件（時系列データ，初期運転条件，注水温度等）に加え，最新の事故進展分析[2]を参考として境界条件を設定した。

3. 解析結果

解析結果例として，原子炉及び格納容器圧力の実測値との比較を図 1 及び図 2 に示す。消防車注水量等の境界条件への依存性は依然として大きく，本解析では実測値を概ね再現する注水量を想定している。本解析では，3/13 12:00 頃の原子炉圧力上昇が概ね再現されており，下部プレナムへの炉心溶融物の落下に起因するものと推定される。



4. 結論

改良版 MAAP を用いた事故進展解析への影響を確認することを目的として 3 号機の事故進展解析を実施した。これらの解析結果には依然として大きな不確かさが存在する。FP 分布については，各号機の PCV 内実測値と異なる傾向が得られており，事故進展及び物理現象モデル両面からの検討が必要であり，現場情報やその他の詳細評価なども踏まえた上で，炉内状況推定やデブリ取り出し計画策定に活用していく。

※MAAP：米国電力研究所（EPRI）が所有するコードの略

－謝辞－

本研究は、経済産業省 「平成２６年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。コードの改良は，米国 EPRI にて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2015 秋の大会」，F09，[2] 東京電力（株），「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第 4 回進捗報告」，2015 年 12 月 17 日

*Yoshihiro Kojima[1], Rui Chihara[1] and Yoshiji Karino[1]
[1]IRID(Toshiba)

コンクリート埋設物探査技術の開発

Exploration for buried object in concrete using phased array method

*隅田 晃生，尾崎 健司，正木 克実
（株）東芝

鉄筋コンクリート（RC）への貫通工事では、電線管や接地線等の有無を検出する必要がある。電磁波を所望域にフォーカシングできるフェーズドアレイ式コンクリート埋設物探査技術を開発し、試作機にて、これまで検出困難であった鉄筋（φ38mm）の真下にある電線管（φ20mm）の検出に成功した。

キーワード：鉄筋コンクリート，ボーリング，埋設物，探査，電磁波，フェーズドアレイ

1. 緒言 RC への貫通工事では、電線管や接地線等の誤切断防止を目的に図面やレーダ式探査機を用いた事前調査を行い貫通域内の干渉物の確認を行っている。一方、密な配筋の底部や鉄筋背後に存在する埋設物は電磁波が鉄筋に干渉して検出できない問題があった。そこで電磁波の干渉を避けるにはフォーカシングが有効と考え、フェーズドアレイ法を適用したコンクリート埋設物探査技術の開発を行った。

2. 実験方法 図 1 に試作開発したアンテナ部を示す。本アンテナ部では 16 素子アレイアンテナと電磁界シミュレーション解析で求めた各アンテナへの給電線長差で電磁波に位相差を持たせてフォーカシングを実現している（図 2）。測定はアンテナ部を所定間隔で走査して行い、ベクトルネットワークアナライザを使用して 1GHz～5GHz をステップ入力し、合成開口処理時に周波数選択できるようにした。実験はコンクリートを模擬した誘電体（6 号珪砂槽）中の深さ 120mm の位置に φ38mm 鉄筋と φ20mm 電線管の模擬体を密着配置し、送信電磁波を 20° 方向にフォーカシングさせたアンテナ部を珪砂表面に密着し、その状態を維持しながら 10mm 間隔で走査・測定を実施した（図 3）。

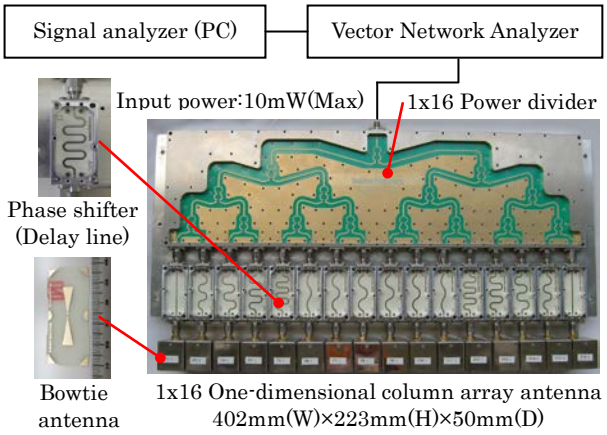


図 1. 試作開発した埋設物探査機のアンテナ部

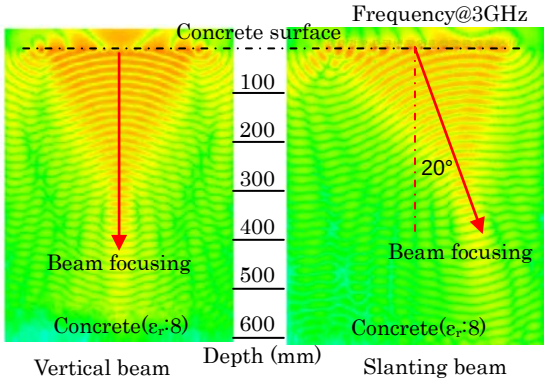


図 2. 電磁界シミュレーション解析結果

3. 結果 図 4 に測定結果のイメージングを示す。解析周波数を 3.5GHz とすることで φ38mm 管と分離して φ20mm 管を検出できることを確認した。また、反射信号の観測結果からも両者が分離できていることを確認した。

4. 結論 電磁波を所望域にフォーカシングできる埋設物探査技術を開発し、これまで検出困難であった鉄筋背後に隠れた埋設物を検出できる可能性を示した。今後は、RC を用いた実証試験検証を進めて本埋設物探査技術の確立を目指す予定である。

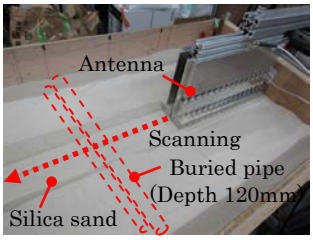


図 3. 実験体系と測定方法

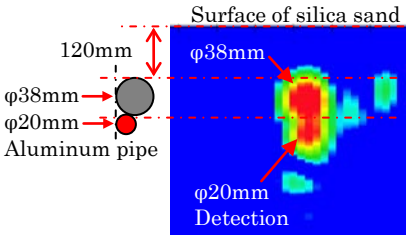


図 4. 測定結果のイメージング

参考文献

[1] 芝田他「フェーズドアレイ法による欠陥検出技術」IIC REVIEW/2005/4. No. 33 pp. 27-35.

*Akio Sumita, Kenji Osaki, Katsumi Masaki TOSHIBA Corporation.

全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案
（５）IC 作動問題の東電進捗報告解析とマニュアルによる理解

Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO
(5) Understanding of the Operation of IC by New Modeling Analysis and Incidental Manual

*渡邊一男 [1],　　[1] WNR-Cx 渡邊研究処

IC performances after earthquake to Tsunami could apparently be found as unrealized by clear record of pressure and water level record of No.1 reactor. Theoretical analysis, operation manual and actual manipulation of control systems were also clarified. However, they say these could find already sufficient items of facts of IC operation as the saying of operators, reduces of cooling water and chart records of reactor performance. Diversity of understanding would be compared as like of Copernican and those must be clarified and we are expecting that those were dissolved.

3.11 福島第一 1 号機の地震 - 津波間の IC 作動問題につき、反応器の圧力・水位チャート記録の詳細読取から、定性的理論解析・実際操作推定により、最初の 2 系統自動起動以外は、不作動であると報告した。しかし、討議は充分の相互理解には進展せず、独自調査を継続した。知見には、規制委員会情報に事故時運転操作手順書があり、また東電未解明問題検討チームの新たな解析があった。それぞれ考察を試みた。

キーワード：１号機、IC、反応器圧力・水位、チャート記録、崩壊熱、冷却水、SRV、HPCI、マニュアル

まえがき：福一・１号機の地震－津波間の IC 不作動についての現場的視点での 2-4 報による提議は、福島セッション会場諸氏には唐突に過ぎたか、3 件 30 分の報告に対して、討議は 15 分の半ばを残して座長判断により中止している。今回は、事故措置マニュアルおよび反応器圧力解析の新資料による追補報告である。

１．１号機事故時運転操作手順にみる IC 作動問題

規制委員会資料に、2010 年の改訂マニュアルがあり、1 号機では、事象ベースの場合は、**図１**のように、スクラム時の対応は、専ら SRV、HPCI であり、IC の指定はない。徴候ベースの場合も SRV の先行である。即ち、自動作動は別として、マニュアルにない IC を繰返し手動作動したとすれば、このマニュアルを指摘していない事故調等の既出報告の調査方針・内容に問題ありと云わざるを得ないのではないか。

２．福一新報告にみる反応器圧力挙動解析

東電未解明問題検討進捗チームの 2015 年報告に、反応器圧力挙動の解析が示されている（**図２**）。3.11 後 4 年を経ての調査目的を示してほしい。解析が実測値を大きく乖離していることに、解析目的に疑問を感じる。また最初の降圧時には作動線があるが、後半 3 回には作動線のみられないことに疑問を感じる。

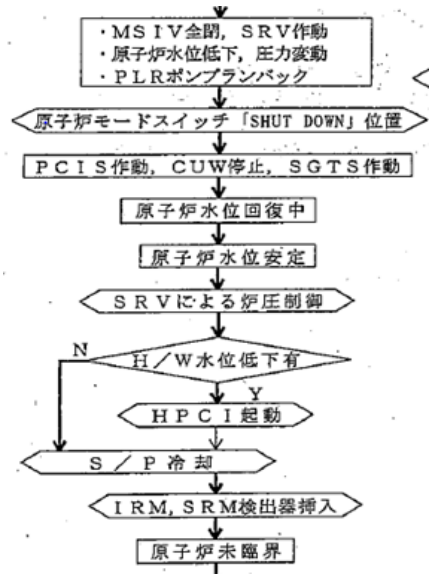


図１．事象事故時運転操作手順

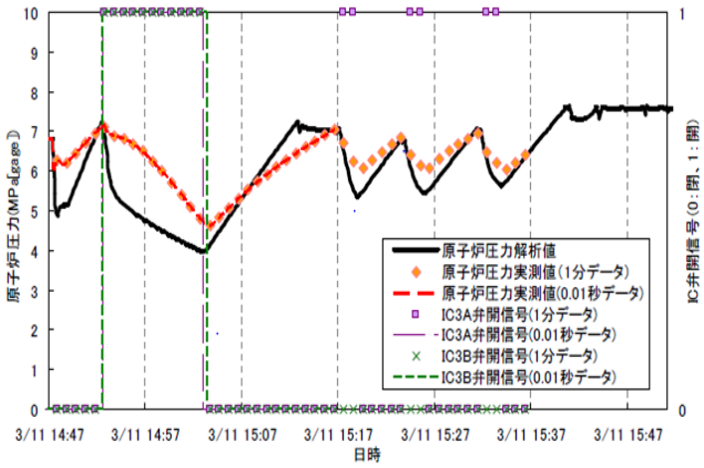


図２．東電 2015 年報告にみる反応炉圧力 MAAP 解析値

３．東電担当者との協議

本件は当事者との情報交換が必須と考え準備を進めている。

結論：近時、「3.11 後 5 年」が枕詞となっている。本シリーズ報告では、福島ストーリーの第 1 章冒頭部分の要修正を提議している。即ち、事故措置マニュアルには IC 作動の規定がないにもかかわらず、事故調報告等の既出資料にはその記述がなく、まとめには疑問が残る。また、東電新解析をその後の新データを用いた MAAP 解析とみれば、チャート記録との乖離との整合に疑問が残る。大方の論議の発展を期待したい。

資料：1) 東京電力，１号機事故時運転操作手順書（事象ベース）2011-2-5
2) 福島第 1 原子力発電所 1 ～ 3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討進捗報告書・第 4 回, 2015-12-17

Kazuo Watanabe [1],　　[1] WNR-Cx Watanabe Lab.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 306-1 Nuclear Safety Engineering, Nuclear Installation Safety, PSA

[1F20-23] LWR performance duirng an accident 1

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[1F20] Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*Tazai Ayuko[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1] (1.Graduate school of Tokyo City University)

5:40 PM - 5:55 PM

[1F21] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1], Daisuke Fujiwara[1] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

5:55 PM - 6:10 PM

[1F22] Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*Ryuta Okayama[1], Suzuki Masahide[1], Yinsheng Li[2], Jinya katsuyama[2] (1.Nagaoka university of technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

[1F23] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*ken suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2], Yusuke Tsutsumi[1] (1.NIPPON VALQUA INDUSTRIES, 2.Chubu Electric Power)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉の格納容器挙動解析の高度化に関する検討

Study on Enhancement of Containment Behavior Analysis for LWR

*田財 亜由子[1]、牟田 仁[1]、村松 健[1]
[1]東京都市大学大学院

本研究では、事故時に運転員の手動起動に期待する機器および格納容器の破損防止のための機能の作動がプラントに及ぼす効果について評価し、各緩和設備の最適な操作タイミングを検討する。

キーワード：格納容器挙動解析，事故進展解析，THALES-2

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故以降、格納容器ベント（フィルタベント）等のシビアアクシデント（SA）設備が追加されたことにより、各電力会社は事故時の運転マニュアルの見直しを図っている。よって本研究では JAEA が開発した総合的シビアアクシデント解析コード THALES-2 を用いて格納容器内の挙動を把握し、運転員の手動起動に期待する機器の操作タイミングの最適化の検討及び、格納容器の破損防止のための機能の有効性について評価を行う。

2. 研究方法

対象プラントは BWR-5 Mark Ⅱ とし、THALES-2 に PCV 内の物理現象や緩和機能等の制御信号を組み込んだモデルを構築した。想定する事故シーケンスは、高圧及び低圧注水が機能喪失する TQUV とした。TQUV 時に、逃し安全弁(SRV)を用いた運転員による手動原子炉減圧操作、デブリ冷却のためのペデスタル注水及びフィルタベントによる格納容器ベントの作動タイミングについて様々なケースを想定した解析を実施した。更に、ドライウェルスプレイ及び格納容器内の水素処理システムの効果についても評価した。

3. 結果と考察

TQUV 時に SRV を用いた手動原子炉減圧操作についてはスクラム後から 10～300 分間で減圧開始のタイミングを変更し解析実施した。解析から SRV の手動操作の時刻が格納容器破損のタイミングを大きく変えることが分かった。図 1 にドライウェル圧力を示す。炉心溶融後に SRV が開く場合 PCV 破損を早めるため、炉心溶融前である約 1.6 時間以前に SRV による RPV 減圧を行うことが必要であることが判明した。またペデスタル注水ラインについては RPV 破損前にペデスタルへの水張りが成功するケース、RPV 破損直後にペデスタル注水を開始したケース、RPV 破損から 0.5 時間後に注水を開始したケースについて解析を実施した。解析の結果、格納容器破損の時刻は水張りが成功したケースではスクラム後約 25.3 時間、RPV 破損直後にペデスタル注水を開始したケースでは約 24.3 時間、RPV 破損から 0.5 時間後に注水を開始したケースでは約 18.7 時間であった。RPV 破損以前にペデスタル注水を行うことで PCV 破損までの時間を延長できることが明らかになった。さらに PCV ベントを組み合わせて実施することで PCV 破損を防止することができる。以上の結果及びドライウェルスプレイ及び水素処理システムについても解析を実施し、PCV 破損時刻を延長するために機器の最適な作動タイミングについて検討を行い報告する予定である。

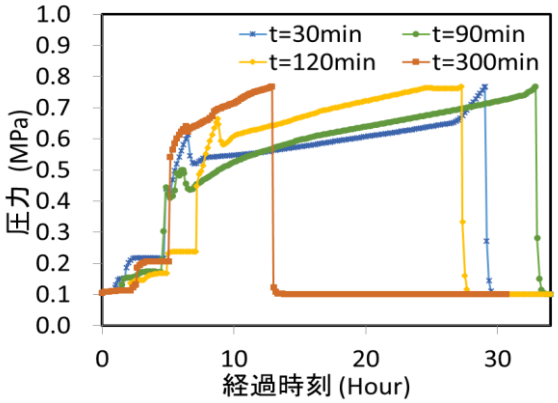


図 1 減圧開始時刻の違いによるドライウェル圧力の変化

*Ayuko Tazai[1]、 Hitoshi Muta[1] and Ken Muramatsu[1]、
[1]Tokyo City Univ.

統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析
（1）水素濃度解析

Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents
using the GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package
(1) Hydrogen Concentration Analysis

*河合　宏[1]，富永　浩太[1]，藤原　大資[1]
[1]テプコシステムズ

GOTHIC コードを用いた多次元解析により、各種格納容器（PCV）水素濃度低減対策を実施した場合の PCV 内局所流動を明らかにし、水素濃度低減対策の効果を評価した。

キーワード：GOTHIC，シビアアクシデント，格納容器、水素濃度、水素爆発、

1. 緒言

MAAP コードや MELCOR コードのようなシステム解析コードでは PCV 内の空間をドライウエル（D/W）、ペデスタル、ベント管、サプレッションチェンバ（S/C）等の 4～5 ボリューム程度に分割し、各ボリュームの圧力、温度、水素濃度、流体の流速等のパラメータは各ボリュームの平均値として計算する。シビアアクシデント時に、PCV スプレイ、PCV ベント、及び窒素パージ等の PCV 水素濃度低減対策を実施する場合、各水素濃度低減対策の正の効果（スプレイ水、ベント、パージ等による水素撹拌効果等）と負の効果（PCV 内蒸気凝縮による水素濃度上昇等）を把握する必要がある。また、PCV 過温対策の効果を把握する意味でも、PCV 内の 3 次元熱流動を把握することが重要となる。この背景の下、本研究では GOTHIC コードを用いた PCV 多次元解析を実施し、スプレイ冷却やヒートシンクによる冷却による循環流が、PCV 内の水素の拡散・撹拌挙動、及び PCV 内温度分布に及ぼす影響を調査した。

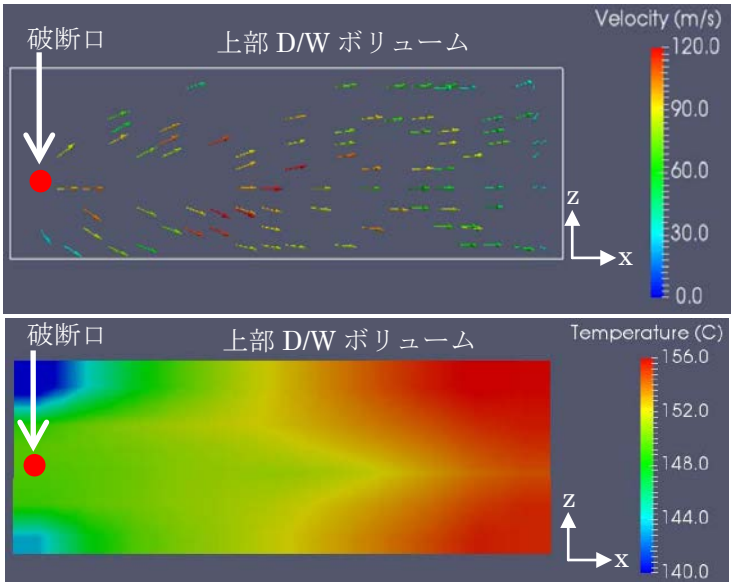
2. 解析

2-1. GOTHIC 評価体系

ABWR プラントの PCV を、3 次元にノード分割して模擬した。ヒートシンクとして PCV の外壁、PCV 内の壁、PCV 内構造物を模擬した。また、PCV スプレイ、D/W クーラ、可燃性ガス濃度制御系（FCS）を GOTHIC コードのコンポーネントモデルにより模擬した。

2-2. 対象事象・解析条件

水素発生量が多いシビアアクシデント事象を対象とし、1 次系から PCV への冷却材と水素の流入条件（流入箇所、圧力、温度、流量）は、MAAP 解析結果を境界条件に設定した。右図に LOCA（給水配管破断）発生直後の上部 D/W 内の蒸気の流れと温度の分布を示す。



2-3. 解析結果

GOTHIC 評価結果と MAAP 評価結果の PCV 圧力、温度、水素濃度を比較すると共に、GOTHIC の 3 次元熱流動から PCV スプレイの水素攪拌効果、及び PCV ベントと窒素パージによる水素濃度低減効果等を確認した。

参考文献

[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Kouta Tominaga[1] and Daisuke Fujiwara[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

原子炉圧力容器の構造健全性の確率論的評価における熱過渡条件に関する感度解析

Structural Integrity Sensitivity Analysis of Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics During Thermal Transient Condition

*岡山 龍太[1]，鈴木 雅秀[1]，李 銀生[2]，勝山 仁哉[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の構造健全性を評価するために、確率論的破壊力学を用いた手法が近年注目されている。そこで、現在の原子力プラントで使用されている決定論的手法から求められる裕度(温度裕度)について確率論的破壊力学から求められる破壊確率及び亀裂進展確率との比較を、様々な熱過渡条件に対して実施した。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，熱過渡条件，構造健全性評価

1. 緒言

確率論的評価は亀裂の形状や分布などの不確定要素を取り扱うことが可能であることから、合理的に構造健全性評価を行うことができる。本研究では、決定論的手法から求められる温度裕度(ΔTm)について確率論的破壊力学から求められる亀裂進展確率及び条件付破壊確率との比較を様々な熱過渡条件に対して検討した。

2. 解析条件

原子力研究開発機構が開発した確率論的破壊力学コード PASCAL3[1]を用いた。解析条件を以下に示す。母材厚 165mm、クラッド厚 6mm の 2loop 圧力容器に対し、3 つの熱過渡条件(小破断 LOCA(SBLOCA)、大破断 LOCA(LBLOCA)、及び主蒸気管破断(MSLB))を与えた。決定論的解析における亀裂形状は、JEAC4206-2007 に規定されている半楕円亀裂(10mm×60mm)とした。一方、確率論的解析における亀裂形状は半楕円亀裂とし、亀裂のアスペクト比及び亀裂分布においては、対数正規分布及び Marshall 分布を用いた。また、ΔTm は高温予荷重(WPS：$\frac{dK_I}{dt} \geq 0, K_{Imax} > K_I$)効果を考慮しているため、Fig.1 に示す通り応力拡大係数の最大値とその同値における破壊靭性の温度差として計算した。

3. 解析結果

Fig.2 に条件付亀裂進展確率あるいは条件付破壊確率と ΔTm との関係を示す。条件付亀裂進展確率、条件付破壊確率と ΔTm は一定の相関があることが確認できるが、後者は前者に比べ、熱過渡依存性が大きくなっていることがわかる。特に、LBLOCA においては、内面の冷却速度は速い一方、外面付近の温度は高いため、内面で亀裂が進展しても、その進展が停止する確率が高いため、条件付破壊確率は低くなると考えられる。これらの熱過度依存性の要因などを講演時に議論する。

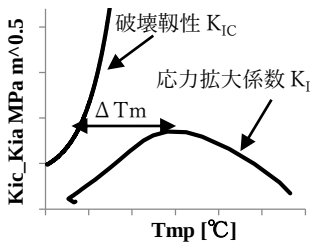


Fig.1 温度裕度 ΔTm

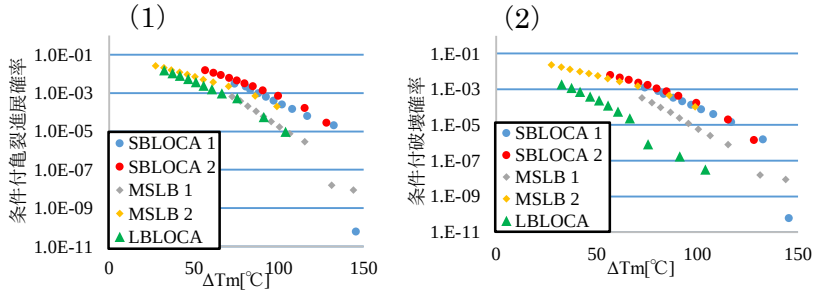


Fig.2 条件付亀裂進展確率(1)及び条件付破壊確率(2)と ΔTm との関係

参考文献

[1] Masaki, K., et.al., JAEA-Data/ Code 2010-033.

*Ryuta Okayama[1], Masahide Suzuki[1], Yinsheng Li[2] and Jinya Katsuyama[2]
[1]Nagaoka University of Technology., [2]Japan Atomic Energy Agency.

改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価

Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*鈴木　憲[1]，松田　真一[2]，可児　直也[2]，杉村　卓哉[2]，堤　裕介[1]

[1]日本バルカー工業，[2]中部電力

200℃を超える高温域でのシール材料の耐性を確認する目的で、高温蒸気耐性確認試験を実施したので、結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，ガスケット，ゴム

1. 緒言

原子力設備の安全性向上取り組みにより、シビアアクシデント（以下、「SA」という。）時に放射線の暴露、高温および水蒸気雰囲気に晒される原子炉格納容器のシール部等に、改良 EPDM 材が採用されており、これらシール部のシール性能が SA 環境においても維持できることが、圧縮永久ひずみ試験等の結果に基づき評価されている。今回、改良 EPDM 材のポテンシャルを見極め、今後の原子炉設備の更なる安全性向上に寄与するため、SA 環境を大きく超えた高温、水蒸気雰囲気での改良 EPDM 材の健全性を評価した。

2. 実験

現在、想定されている SA 環境における改良 EPDM 材の健全性は、EPDM 大形試験片（JISK6262）にγ線 800kGy 照射し、200℃、飽和蒸気にて暴露した圧縮永久ひずみ試験の結果に基づき評価を行っている。今回、同形状試料にγ線 1MGy を照射し、265℃の高温飽和蒸気環境にて複数の時間条件で暴露し圧縮永久ひずみ試験を行い、改良 EPDM 材の健全性を評価した。なお、本試験では、265℃では 5.1MPa の飽和蒸気圧力が作用しており、改良 EPDM 材には温度のみならず、非常に高い圧力が作用する試験となっている。

3. 結果・考察

168 時間暴露後における圧縮永久ひずみ率は 34%であり、試験後の試料外観は、圧縮永久ひずみ治具接触面（シール面相当）には異常はなかった。直接暴露される側面には、軽微な格子状のクラックが確認されたが、断面観察の結果、クラックは表面層のみで試料内部に異常はなく、シール性能への影響はないと考えられる。また、72 時間暴露後の圧縮永久ひずみ率が 25%であったことから、一般的なゴムの使用限界値である圧縮永久ひずみ率 80%に至る時間を評価した結果、1700 時間以上と評価された。

以上より、改良 EPDM 材は、265℃飽和蒸気環境においても長期にわたり健全性は確保できると考えられる。今後、更なる高温環境下における改良 EPDM 材の健全性評価を進めていく。

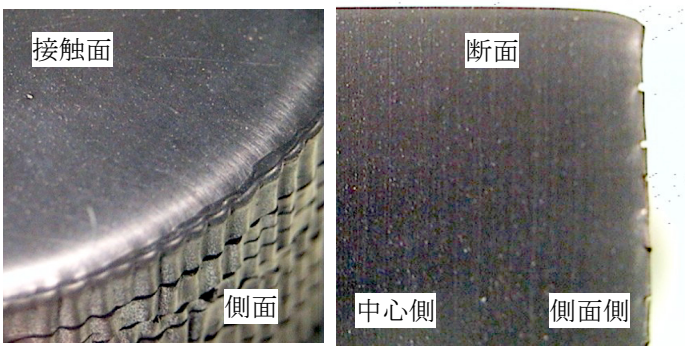


図 1：評価後試料外観及び断面

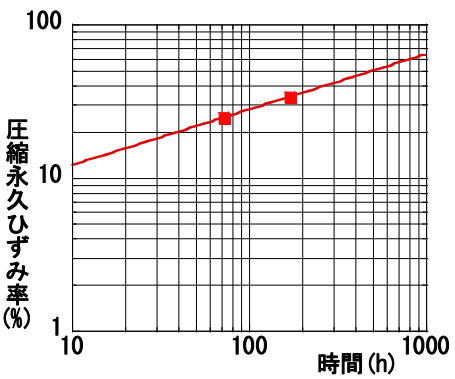


図 2：265℃高温飽和蒸気中圧縮永久ひずみ試験

* Ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2], Naoya Kani[2], Takuya Sugimura[2] and Yusuke Tsutsumi[1]

[1]NIPPON VALQUA INDUSTRIES., [2]Chubu Electric Power.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[1G01-07] Maintenance, inspection, monitoring

Chair: Naoyuki Kouno (Hitachi)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:40 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G01] Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1] (1.Toshiba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G02] Sizing characteristics of defect length on ferromagnetic material surface by eddy current testing

*Noriyasu Kobayashi[1], Souichi Ueno[1], Takashi Kasuya[1], Kentaro Tsuchihashi[1] (1.Toshiba)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G03] Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2], Yusuke Takenaka[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nippon Advanced Technology Co.,Ltd., 3.A-tec Co., Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G04] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries ltd., 2.Atree, Inc)

3:30 PM - 3:45 PM

[1G05] Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

*Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries,Ltd, 2.Atree, Inc)

3:45 PM - 4:00 PM

[1G06] Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yasufumi Ukai[2], Yoshihiro Isobe[1] (1.Nuclear Fuel Industries, ltd., 2.Atree Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM

[1G07] Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1], Shinobu Yoshimura[2] (1.NFI, 2.The University of Tokyo)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力プラントの現場作業を支援するウェアラブルシステム

Wearable Computing for Support Systems at Work Site of Nuclear Plant

*重山 武蔵[1]，尾崎 健司[1]，廣瀬 行徳[1]，加藤 貴来[1]

[1](株)東芝

小型の情報端末やヘッドマウントディスプレイ、カメラなどのウェアラブルデバイスや線量計等のセンサを活用し、原子力プラントでの作業の正確性と安全性向上を目指したシステムを開発した。本稿では、原子力特有の課題を整理し、遠隔作業支援や作業者管理のため構築したシステムについて報告する。

キーワード：現場支援、ウェアラブル、ヘッドマウントディスプレイ（HMD）、被ばく管理

1. はじめに　保守作業のヒューマンエラー防止や正確性向上に加え、被ばく低減などの安全対策を目的とした作業支援システムを開発している。近年身に着けられるほどに小型軽量化したことで製造現場などでの導入が進むウェアラブルデバイスを活用し、事務所等からの遠隔指示と、身に着けたセンサによる作業者モニタリングで現場作業の支援を試みた。

2. 現場作業でのニーズ　現場作業では、紙に印刷した手順書やチェックリストが使用されるため、作業後にＰＣ入力等の作業が発生し二度手間となっている。また熟練作業者の退職により、経験の浅い作業者が現場を任される場合があり、技能継承を踏まえた作業確認・指示手段が必要である。また放射線管理区域で業務する全ての作業者は、個人線量計を身に着けて自身が被ばくした積算線量を計測しているが、空間線量率の時系列変化や測定位置情報と併せて管理することで、放管業務への活用が期待できる。

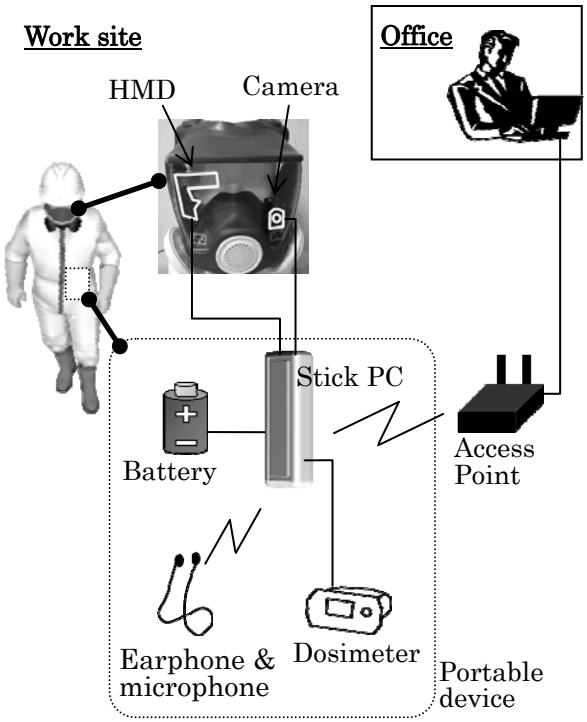


図１ 作業支援システムの構成



図２ 線量表示のイメージ

3. システム構成　図 1 に構築したシステムの構成を示す。作業者はHMDとカメラを身に着けることで、ハンズフリーで事務所と情報共有することができる。特に全面マスク等の呼吸保護具を装着が要求されるエリアでも使用できるよう、各デバイスをマスク内に格納できる構成とした。その際、瞳孔間距離の個人差（平均 61.9mm、標準偏差 3.54mm[1]）を軽減するため、瞳孔間距離平均値の位置から±5mm で調整可能とし 92.1%の装着者に使用可能とした。作業者に提示される線量情報のイメージを図２に示す。透過型のHMDを採用することで、周囲を確認しながら線量情報を視認可能とした。

4. おわりに　原子力プラントの現場作業における課題を改善することを目的とした作業支援システムを開発した。今後、フィールドでの運用試験を行い、システムの成立性と効果の検証、および改善と必要な機能の追加検討を進める。

参考文献　[1] 河内まき子・持丸正明,、2005　AIST 人体寸法データベース、産業技術総合研究所 H16PRO　287.

*Musashi Shigeyama[1], Kenji Osaki[1], Yukinori Hirose[1], Takaki Kato[1]

[1]Toshiba

渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の特性

Sizing Characteristics of Defect Length on Ferromagnetic Material Surface by Eddy Current Testing

*小林 徳康，上野 聡一，糟谷 高志，土橋 健太郎
株式会社東芝

運転期間延長に必要な特別点検の一項目に材質が強磁性体で構成される部位の渦電流探傷試験がある。強磁性体を模擬した電磁界数値計算を行い、欠陥長さ測定への影響を予測した。

キーワード：非破壊検査，渦電流探傷，強磁性体，欠陥長さ測定

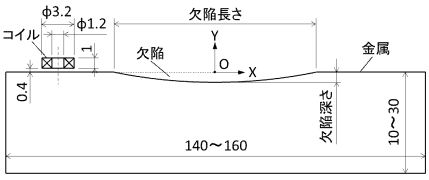
1. 緒言

国内原子炉の 40 年を超える運転期間延長認可申請には特別点検が必要であり、その対象部位及び点検方法のひとつに低合金鋼（強磁性体）で構成される部位の渦電流探傷試験がある[1]。そこで、強磁性体表面での欠陥長さ測定に着目し、数値計算によりその特性を評価した。

2. 二次元電磁界数値計算による欠陥長さの評価

2-1. 計算モデルと手順

欠陥端部から 20 mm の位置（初期位置）にパンケーキコイルを配置し、有限要素法により渦電流密度と磁束密度を計算した（図 1）。コイルを X 軸方向に移動させながらこの計算を繰り返した。



欠陥 No.	長さ (mm)	深さ (mm)	金属の比透磁率 μr	金属の導電率 (S/m)	周波数 (kHz)
1	20	1	1（非磁性体） 1000（強磁性体）	1×10^6	250
2	28	2			
3	40	10			

図 1　計算モデルと条件

2-2. 計算結果と欠陥長さの評価

金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がった（図 2）。これは表皮効果[2]の影響と考えられる。各コイル位置におけるコイル鎖交磁束密度の初期位置からの変化分を算出し、指針[3]が示す欠陥長さ測定方法で欠陥長さを評価した（図 3）。金属が強磁性体の時、渦電流が X 軸方向に広がるため信号消失指示長さでは誤差が大きくなり、12dB ドロップ指示長さの方が高い精度で真値を再現した（図 4）。

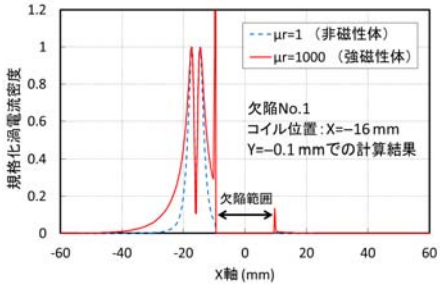


図 2　渦電流密度計算結果例

3. 結言

渦電流探傷による強磁性体表面での欠陥長さ測定の精度は、12dB ドロップ指示長さの方が信号消失指示長さより高くなる傾向にあると予測できる。

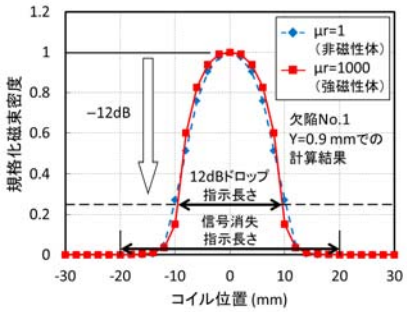


図 3　鎖交磁束密度変化分の計算結果例

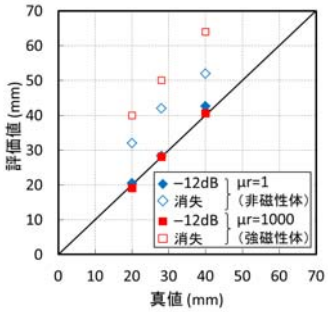


図 4　欠陥長さ評価結果

参考文献

[1] 原子力規制委員会編，“実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド” (2013)
[2] 日本非破壊検査協会編，“渦流探傷試験Ⅲ”，日本非破壊検査協会 (2003)
[3] 原子力規格委員会編，“原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針 JEAG 4217-2010”，日本電気協会 (2010)

*Noriyasu Kobayashi, Souichi Ueno, Takashi Kasuya and Kentaro Tsuchihashi
Toshiba Corporation

レーザ生成超音波を用いた原子力プラント構造物の非破壊評価の試み

Laser Excited Ultrasonic Approach for Non-destructive Evaluation of Nuclear Power Plant Structures

*古澤彰憲[1]，西村昭彦[1]，鳥本和弘[2]，竹仲佑介[3]

[1]原子力機構，[2]日本アドバンストテクノロジー，[3]エーテック

レーザ超音波技術による原子力プラント構造物の遠隔非破壊評価技術のための基礎検討を行ったので報告する。ナノ秒パルスレーザ，縦・横波超音波センサおよびレーザ変位計を用いてレーザ超音波送受信実験を行い，レーザ生成超音波波形を数値計算結果と比較，検討し課題の整理を行った。

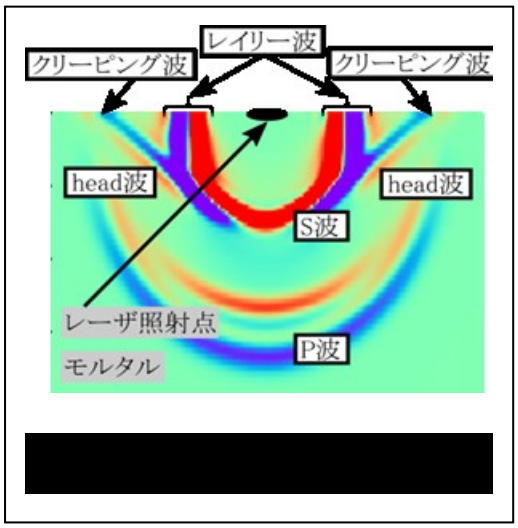
キーワード：レーザ，超音波，非破壊検査，構造物健全性評価.

1. はじめに

福島第一原子力発電所では東日本大震災での津波の被害から炉心融解が発生し、溶融燃料が格納容器下部のペデスタル内に堆積した状況にある[1]。ペデスタルは鉄筋コンクリートで構成されており、初期の高温燃料テブリによる熱変成や冷却用海水の注入による健全性低下が懸念される。燃料デブリ取り出し完了までペデスタルを維持することが必要であり、遠隔からのペデスタルの健全性評価・監視技術の確立は重要である。本研究では、遠隔非接触で超音波を励起可能なレーザ超音波技術を用いて超音波検査実験を行った。数値計算環境の構築から実験結果と数値計算結果との比較と課題の整理を行ったので報告する。

2. 数値計算の方法

コンクリート表面及び内部を伝播する超音波の解析のため、FDTD 法[2]を用いた 3 次元超音波伝播シミュレータを構築した。図 1 に同シミュレータを用いたレーザにより励起される超音波の計算結果と、超音波の分類を示す。直方体を伝播する超音波の図中下向きの粒子速度成分をコンターで示した。図中の黒点がレーザ照射位置である。レーザ照射位置から同心円状に各種弾性波が発生・伝播している様子が確認できる。励起される超音波はバルク波の S 波、P 波、および表面波であるレイリー波、クリーピング波、クリーピング波からモード変換し発生する Head 波である。本数値計算では、簡単のため骨材を含むコンクリートではなく、砂およびセメントで構成されるモルタルを対象として数値計算した。



3. 考察

コンクリートは 700 度以上の温度では炭酸ガスと水蒸気を放出し、骨材の砕石は結合を失い分解する。内部の鉄筋は高温で膨張し引っ張りに弱いコンクリート部分を破壊する。コンクリートと鉄筋の間には隙間が生じて、ここに地下水が侵入し錆を発生させる。以上のようにペデスタル内部で生じる現象の網羅は困難であるが、長期の風化を考慮しつつ、実験方法、実験波形、計算結果との比較検討および課題について報告する。

参考文献

[1] 東京電力, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”, http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf (2016.6 アクセス).

[2] 佐藤雅弘, “FDTD 法による弾性振動・波動の解析入門”, 森北出版, 2003.

---

*Akinori Furusawa[1], Akihiko Nishimura[1], Kazuhiro Torimoto[2] and Yusuke Takenaka[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Advanced Technology Co., Ltd., [3]A-tec Co., Ltd.

鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発３
(1) 実験的検討

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3
(1) Experimental approach

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，鵜飼 康史[2]，礒部 仁博[1]，
[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

原子力発電所に設置されている基礎ボルトや配管に対し、簡便に健全性を評価するシステムの開発を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発した。本報では拘束の影響および流水の影響を評価した結果を報告する。

キーワード：打音法、非破壊検査、ＡＥセンサ、鋼棒、鋼管

1. 緒言

原子力発電所では、多数の基礎ボルトや配管が用いられているが、これらの基礎ボルトや配管などの鋼棒、鋼管は、周辺環境（設置場所や内部流体、機械振動など）により経年劣化（腐食、摩耗、き裂など）が発生する可能性が潜在している。しかしながら、これらの対象の検査は、その保有数の多さゆえに目視検査が一般的であるが、塗装や保温材等で表面を覆われていることもあり、対象の状況を正確に把握することが一部困難であると考えられる。そこで、本研究では、多数の検査対象に対し、短時間で実施でき、客観性、記録性のあるスクリーニング検査手法として AE(acoustic emission)センサを用いた鋼棒、鋼管健全性評価技術を開発している。前報までに、外面からの亀裂や減肉や内面減肉の検出性を有することを確認しており、本報では、現場適用性を考慮し、配管の拘束の影響や流水の影響について検討した。

2. 試験内容

700 ㎜～1100㎜ の間を３か所 U ボルトで固定された、外径φ60 ㎜、長さ 2000 ㎜ のステンレス配管を用い（図 1）、拘束されている／されていない箇所の振動を取得し、影響を評価した。また、流水の有り／無しについても併せて影響を評価した。

3. 結果・考察

拘束の影響について、U ボルトで拘束されている箇所の振動は、局所的に 50 Hz 程度高くなる傾向がある。したがって、実際の検査では、拘束部分を避けるか、結果を補正することで、拘束がある場合の検査に対応することが可能である見通しを得た。また、流水の影響については、限定的であることを確認した。

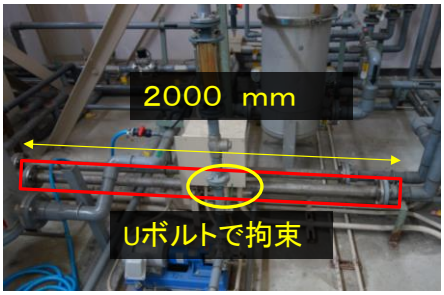


図 1　試験体の外観

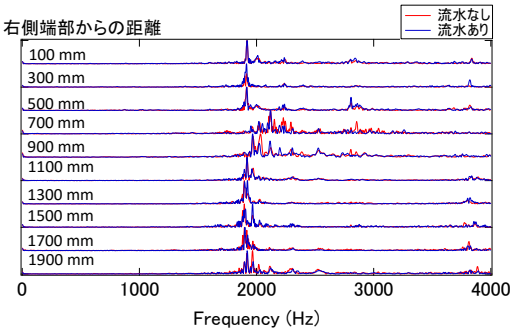


図 2　拘束状態および内部流体の影響

*Takashi Matsunaga[1] , Ryota Ogawa[1] , Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2] and Yoshihiro Isobe[1]
[1] Nuclear Fuel Industries ltd., [2] Atree, Inc.

鋼棒、鋼管の非破壊検査技術開発３
(2) 有限要素法による理論的検討

Development of nondestructive inspection for steel rod and pipe 3

(2) Theoretical studies using the finite element method

*小川　良太[1]，松永　嵩[1]，匂坂　充行[1]，鵜飼 康史[2]，礒部 仁博[1]，

[1]原子燃料工業株式会社，[2]株式会社アトリー

原子力発電所に設置されている基礎ボルトや配管に対し、簡便に健全性を評価するシステムの開発を目的として、AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムの開発支援のため、有限要素法を用いて解析を実施した。本報では、配管の内面腐食を対象にして、腐食量を変更したモデルの解析結果について報告する。

キーワード：打音法、有限要素法、非破壊検査、鋼管

１．緒言　原子力発電所では、非常に多くの配管や基礎ボルトが用いられており、経年劣化（腐食、摩耗、き裂など）が発生する可能性が潜在している。鋼棒、鋼管の健全性の検査に用いられる打音検査は、レーザーを用いた加振・検出方法による非破壊探傷法や鉄球とマイクロフォンを用いた方法が研究されている。打音法の研究では、固有値解析や周波数応答解析、音響解析、動的解析などをデータ取得方法に合わせた理論解析が用いられており、実験と比較されている。AE(acoustic emission)センサを用いた部材の状態評価方法を用いた、有限要素法を用いた時刻歴応答解析による打撃時の固有周波数の変化について健全および配管内面の腐食減肉を模擬したモデルを作製し検討した。また、実験結果とも比較し、妥当性を検討した。

２．解析対象および条件　解析対象は、直径 139.8mm、長さ 1005mm、板厚 4.5mm の鉄製（SS400：ヤング率 2.06×10^{5}[MPa]、ポアソン比 0.3、材料密度 7.9×10^{-9}[ton/mm3]）とし、健全および全周腐食（10mm 幅 1mm、2mm 減肉）をモデル化した（図 1）。打撃は、7.5×10^{-5} 秒間 100N の荷重を設定し、時刻歴応答解析として 2.5×10^{-5} 秒刻みで 5.0×10^{-3} 秒まで計算した。

３．結果・考察　健全および 1mm 腐食、2mm 腐食モデルの解析結果より得られた周波数分布を図 2 に示す。図 2 では横軸に周波数を示し、縦軸はそれぞれの周波数分布における最大値で規格化した値を示す。腐食量の増加に従い、ピーク周波数が低周波側にシフトする傾向が得られた。また、実験の健全な鋼管のピーク周波数は約 3650Hz と、概ね一致した結果が得られ、モデルの妥当性が確認できた。

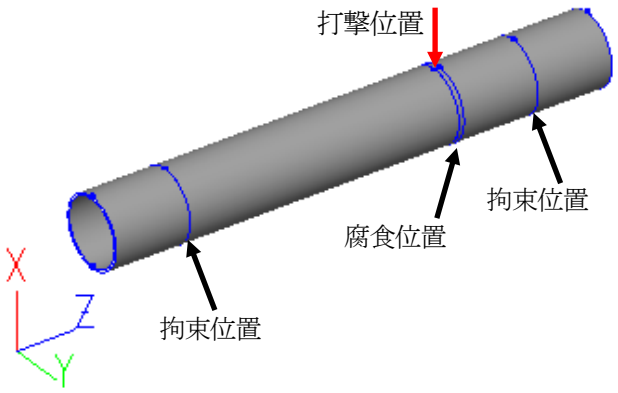


図 1　鋼管のモデル図

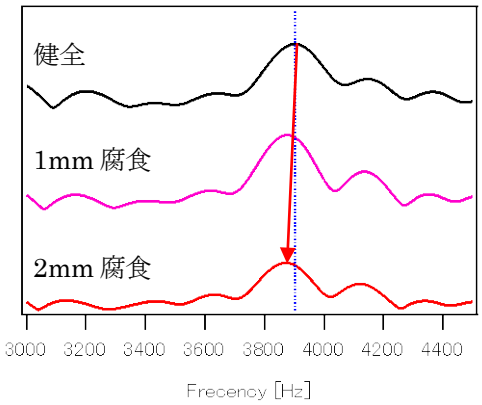


図 2　鋼管の動的解析結果(全周腐食の影響)

* Ryota Ogawa[1] ,Takashi Matsunaga[1], Mituyuki Sagisaka[1], Yasuhumi Ukai[2] and Yoshihiro Isobe[1]

[1] Nuclear Fuel Industries ltd., [2] Atree, Inc.

打音法によるメカニカルアンカの健全性評価手法の開発（４）

Development of a new inspeciton system for mechanical anchor bolts based on hammering tests (4)

*匂坂 充行[1], 松永 嵩[1], 小川 良太[1], 鵜飼 康史[2], 礒部 仁博[1]

[1]原子燃料工業株式会社, [2]株式会社アトリー

AE センサを用いた打音検査手法により、メカニカルアンカの健全性を簡便かつ非破壊的に評価するシステムを開発している。前報に引き続き、種々の経年劣化に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

キーワード：メカニカルアンカ、アンカーボルト、打音法、非破壊検査、AE センサ

1. 緒言　機器構造物の支持に広く用いられる金属拡張系アンカ（メカニカルアンカ）は、施工後も全体が大気環境下にありボルトやスリーブの腐食、コンクリートの劣化等により健全性が損なわれる可能性が潜在する。国内原子力プラントの高経年化技術評価書には、高経年化に対応した長期保守管理項目の一つとしてメカニカルアンカが挙げられており、定期的な目視点検の他、機器の取替え時等を利用したサンプル調査により腐食･付着力等を確認するとしている[1]。しかしながら、目視点検では施工部の腐食やコンクリート基部損傷等の発見が困難な場合も考えられるため、メカニカルアンカに生じる種々の劣化を簡便且つ非破壊的に検出可能な検査手法が望まれる。

筆者らは AE(acoustic emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、メカニカルアンカに生じる種々の施工不良、経年劣化（締付トルク低下、ボルト部き裂等）に対する検出性を確認してきた。本報ではコンクリート基部損傷に対する検出性を実験的に検証した結果を報告する。

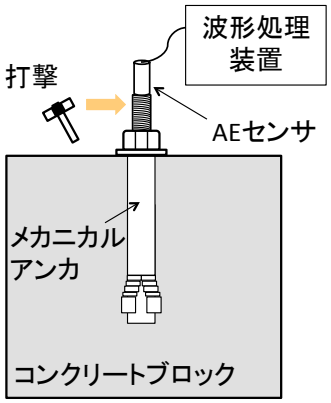


図 1 検出性評価試験の概要

2. アプローチの概要　開発した手法は、センサをアンカ頭頂部等に設置し、ハンマ等で加振して得られた信号が、施工不良、経年劣化に感度を有することを利用する（図 1)。信号測定には現場検査に適したポータブルの検査装置を開発し用いた（図 2)。検証にはコンクリート基部の劣化模擬として、M16 メカニカルアンカを施工した面の対辺中央にくさびを打ち込むことにより基部にき裂を与えた劣化模擬試験体を用い、き裂幅を最大 1 mm 程度まで変化させて、各状態において得られた信号を比較した。

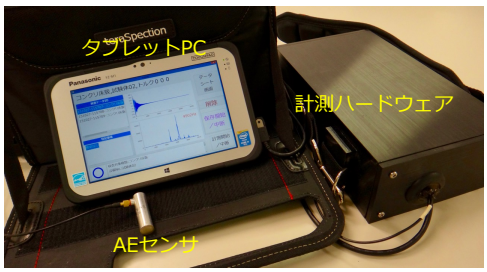


図 2 現場検査装置

3. 結果　結果を図 3 に示す。き裂を与えた試験体より得られた評価ピーク周波数は、き裂幅の増加に伴い低下する傾向を示した。この低下は、メカニカルアンカ固着部の拘束条件変化に起因すると推定され、メカニカルアンカに発生するコンクリート基部損傷を非破壊的に検出する可能性が示された。

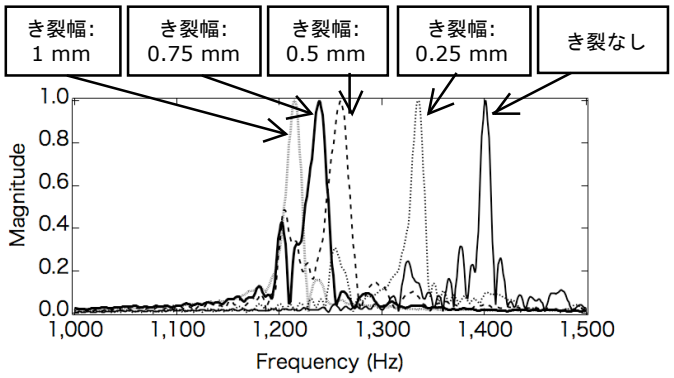


図 3 試験結果（周波数分布）

参考文献

[1] “美浜発電所 3 号炉　高経年化技術評価書”, 関西電力株式会社(2006)　他.

* Mitsuyuki Sagisaka[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe [1], Yasufumi Ukai[2]

[1] Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Atree ,Inc.

軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学解析に基づく社会インフラ診断

Diagnosis of Social Infrastructures Based on Probabilistic Fracture Mechanic Analysis by Dr. Mainte, Integrated Simulator of Mainte nance Optimizatoin of LWRs

*礒部 仁博[1]，匂坂 充行[1]，小川 良太[1]，松永 嵩[1]，吉村 忍[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

２０１２年１２月中央自動車道笹子トンネルにおいて天井板崩落事故が発生して、社会インフラ診断が以前に増して急速に意識されるようになった。事故の原因はケミカルアンカの経年劣化とされているが、原子力発電所においてもケミカルアンカは多数使用されている。軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いた確率論的破壊力学解析に基づく社会インフラ診断について試みた。

キーワード：軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte、確率論的破壊力学解析、社会インフラ診断

1. 緒言

著者らは軽水炉の主要機器・配管等を対象として、各種保全戦略（検査頻度、検査精度、抜取検査率、修理／取替の選択、維持規格の適用等）が、①安全性、②信頼性、③経済合理性、④環境性、⑤社会的受容性に及ぼす影響を定量評価し、それらの多角的な視点から保全戦略を総合的に最適化するための PFM(確率論的破壊力学)に基づく軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータ Dr. Mainte を開発してきた[1]。

一方で、軽水炉保全作業のさらなる信頼性向上のためには、ヒューマンエラー低減の重要性が指摘されており、ヒューマンエラーの影響とその低減効果を評価してきた[2]。ここでは Dr. Mainte のさらなる活用を目指し社会インフラ診断に適用する最初の例としてケミカルアンカの PFM 解析モデルの検討を開始した。

2. アプローチの概要

2-1. ケミカルアンカの PFM 解析フローチャート

Dr. Mainte に実装されたケミカルアンカの破損を評価する PFM 解析フローチャート、並びに考慮される確率変数の例を 図 1 に示す。確率変数については、今後文献調査、並びに、現場検査結果に基づき確率密度関数を評価する。

2-2. ケミカルアンカの PFM 解析結果例

解析結果例を図 2 に示すが、5 年、10 年毎に 100%検査する場合、樹脂剥離の劣化検出確率、並びにその後の 80%剥離による破損確率の年度展開を推定することが可能になった。

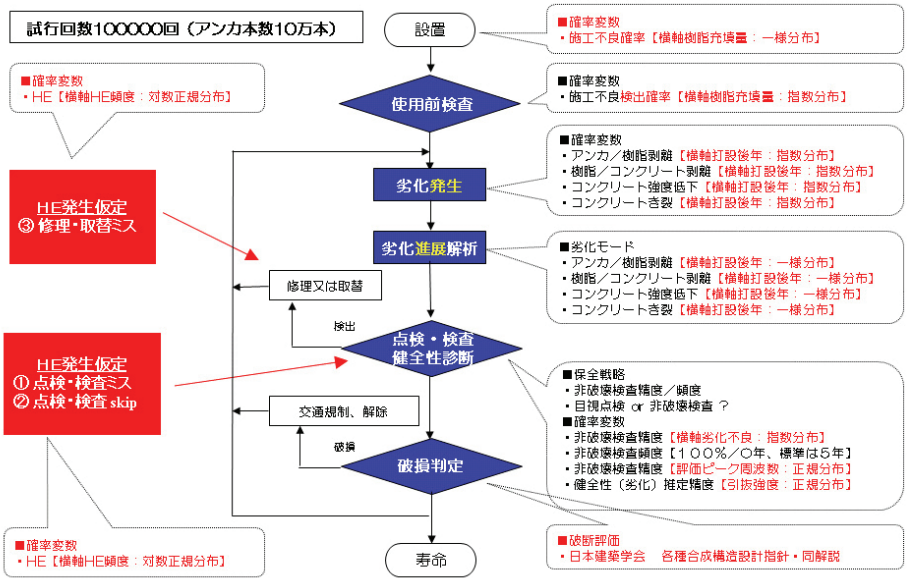


図 1 社会インフラ診断のためのPFM解析フロー

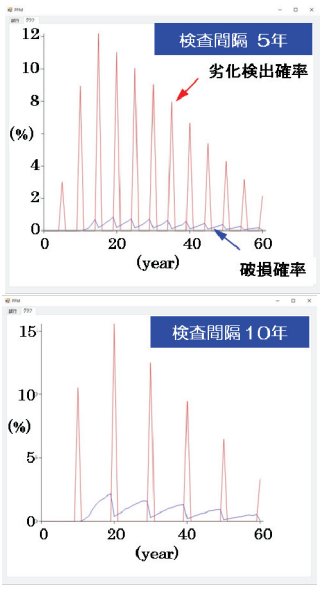


図 2 保全最適化のためのPFM解析結果の例

参考文献

[1] 吉村忍，他“軽水炉保全最適化のための総合型シミュレータ Dr. Mainte の開発，”日本原子力学会和文論文誌，Vol. 9, No. 2 (2010).
[2] 礒部仁博，他“軽水炉保全最適化シミュレーションツール Dr. Mainte を用いたヒューマンエラーの影響とその低減効果の検討(4)，”日本原子力学会 2016 年春の年会，p3D01，東北大学 (2016).

*Yoshihiro Isobe[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Ryota Ogawa[1], Takashi Matsunaga[1] and Shinobu Yoshimura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, ltd, [2]The University of Tokyo

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[1G08-11] Aseismic Engineering 1

Chair: Tetsuo Imaoka (HGNE)

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 5:45 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G08] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1], Tadashi Murofushi[1] (1.Toshiba Corporation)

4:40 PM - 4:55 PM

[1G09] Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM

[1G10] Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1], Jun Nakajima[1], Yukiko Narahara[1] (1.Toshiba Corporation)

5:10 PM - 5:25 PM

[1G11] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備 （1）全体概要

Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants
(1) Project outline

*楢原 由樹子[1]，片山 洋[1]，樋口 智一[1]，伊東 亮[1]，松永 圭司[1]，室伏 正[1]
[1]（株）東芝

粘性ダンパの導入に向けた技術基盤を整備することを目的に、原子力特有の使用条件に対する粘性ダンパの減衰特性を把握するとともに、粘性ダンパを適用する際の地震応答解析手法を構築し、適用時の設計規格案及び保守・管理指針案を整備した。
キーワード：制振装置，粘性ダンパ，耐震，動的加力試験，地震応答解析

1. 緒言

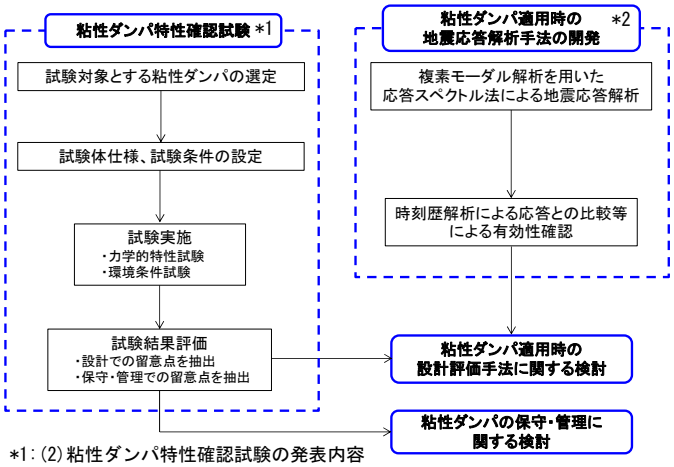
一般産業分野において使用実績がある粘性ダンパを原子力発電所に活用することにより、既存施設や今後追加設置される施設の耐震性向上が期待されるが、原子力機器に粘性ダンパを適用する設計手法は整備されていない。そこで原子力特有の使用条件での試験及び地震応答解析手法の構築を行い、それらを踏まえた設計の考え方を整理した。

2. 実施内容

図 1 に実施内容を示す。一般産業分野で使用されている粘性ダンパから試験対象のダンパ（表 1）を選定し、特性確認試験を行った。表 2 に試験項目を示す。力学的特性試験では原子力機器にダンパを設置した時の応答を想定した振幅・振動数条件で加力した。一方、環境条件試験ではプラント運転中に想定される温度及び放射線等の影響を考慮して加力した。試験時の減衰特性をダンパ設計値と比較することにより粘性ダンパの適用性を評価した。

また、粘性ダンパを適用した場合の地震応答解析手法として、ダンパの高減衰特性を考慮した複素モーダル解析を用いた応答スペクトル法を構築した。この手法による応答加速度と時刻歴解析による応答加速度を比較した結果、良好に一致することを確認した。

さらに、試験結果及び構築した地震応答解析手法をもとに粘性ダンパを用いる場合の原子力機器の設計フロー及び設計で考慮すべき留意点を整理し、粘性ダンパ適用時の機能検証、製品検査、保守のプロセスにおける考え方を示した。



*1：(2) 粘性ダンパ特性確認試験の発表内容
*2：(3) 地震応答解析手法の開発の発表内容

図 1　実施内容

表 1　試験体

型式	①単軸線形タイプ	②単軸非線形タイプ	③三軸線形タイプ
			
最大減衰力	250 (kN)	200 (kN)	100 (kN)
概略寸法	1020(L)×170(D) L:ダンパーピン間長	1020(L)×150(D) L:ダンパーピン間長	540(W)×540(L) ×500(H)

表 2　試験項目

分類	試験項目	試験条件	単軸線形	単軸非線形	三軸線形
力学的特性試験	エネルギー吸収特性	振幅（変位、速度）	○	○	○
		振動数	○	○	○
	低速移動時抵抗力	移動速度	○	○	○
	繰返し耐久性	波数	○	○	○
環境条件試験	温度依存性	温度	○	○	○
	高温履歴効果	保持温度・時間	○	－	－
	圧力負荷効果	保持圧力・時間	○	－	－
	加圧状態特性	保持圧力・時間	○	－	－
	耐放射線性（γ線）	γ線照射量	○	○	○
	耐水性	水没時間	○	－	－
	耐粉塵環境	粉塵種類・量	○	－	－
－	TMD試験	TMD応答振幅	－	－	○

○試験実施，－試験なし

3. 結論

エネルギー吸収特性、繰返し耐久性、温度依存性、耐放射線性（γ線）試験において、減衰特性に変化がみられた粘性ダンパが存在するものの、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。また、粘性ダンパを適用した場合の地震応答解析手法として、複素モーダル解析を用いた応答スペクトル法の有効性を確認した。さらに、粘性ダンパ適用時に必要となる設計規格案及び保守・管理指針案を整備した。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備）」の成果の一部である。

*Yukiko Narahara[1], Hiroshi Katayama[1], Tomokazu Higuchi[1], Ryo Ito[1], Keiji Matsunaga[1] and Tadashi Murofushi[1]
[1]Toshiba Corporation

原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備
（2）原子力環境を想定した粘性ダンパ特性確認試験

Establishment of the technical basis for applying viscous dampers in nuclear power plants
(2) Viscous damper characteristic tests assuming the environment of nuclear power plant

*樋口 智一[1]，片山 洋[1]，服部 靖[1]，伊東 亮[1]，中島 潤[1]，楢原 由樹子[1]
[1]（株）東芝

粘性ダンパをその構造と減衰特性から 3 種類に分類し、原子力機器適用時の応答を想定した振幅、振動数条件及び温度や放射線等の原子力施設特有の環境条件で試験を実施することにより、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。

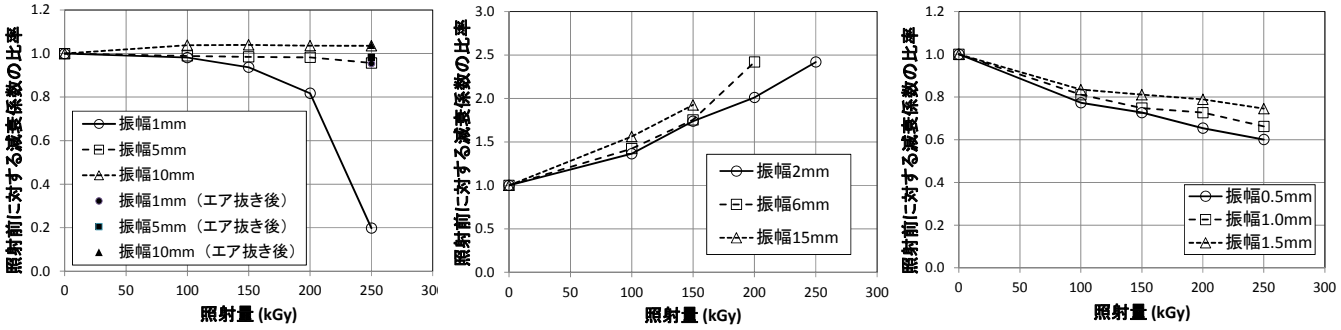
キーワード：制振装置，粘性ダンパ，耐震，動的加力試験，減衰特性

1. 緒言

粘性ダンパの原子力機器への適用性を確認するため、粘性ダンパの構造と減衰特性から選定した単軸線形タイプ、単軸非線形タイプ及び三軸線形タイプの 3 種類を試験対象とした加力試験を実施し、粘性ダンパを原子力機器に適用する際の設計への留意点をまとめた。

2. 実施内容

3 種類の粘性ダンパに対し、原子力機器適用時の地震応答を想定した振幅、振動数条件での減衰特性を確認する力学的特性試験、温度や放射線等の原子力施設特有の環境条件が減衰特性に与える影響を確認する環境条件試験を行った。代表例として、耐放射線性（γ線）試験の結果を図 1 に示す。(a)単軸線形では振幅がある程度大きい場合、減衰係数はほぼ一定である。ただし振幅が小さい場合には、照射量の増加とともに減衰係数の低下が見られた。これは粘性体内部での気体発生が原因と推定される。(b)単軸非線形では照射量の増加に伴い、減衰係数が増加し、(c)三軸線形では照射量の増加に伴い、減衰係数が低下した。耐放射線性に関しては、粘性ダンパ内の粘性体の種類によって特性の変化が異なり、照射による粘性体内の気体発生や、粘性体の減衰特性の変化が生じるため、これらの減衰特性への影響を考慮した設計が必要である。



(a) 単軸線形　(b) 単軸非線形　(c) 三軸線形

図 1　耐放射線性（γ線）試験結果

エネルギー吸収特性、繰返し耐久性、温度依存性、耐放射線性（γ線）試験において、減衰特性に変化がみられた粘性ダンパが存在する。これらを含め減衰特性への影響に対して、粘性ダンパ適用時に考慮すべき設計への留意点を表 1 に示す。

表 1　設計への留意点

試験項目	設計への留意点
(1)エネルギー吸収特性	単軸線形/ 非線形ダンパの振幅、振動数の依存性は低い。三軸型ダンパは振幅、振動数の依存性を考慮した設計が必要である。
(2)低速移動時抵抗力	3種類のダンパとも低速移動時抵抗力は定格荷重に比べ、最大でも5%程度と低い。
(3)繰返し耐久性	単軸線形/ 非線形ダンパに比べ三軸型ダンパは繰返し回数による減衰低下を考慮した設計が必要である。
(4)温度依存性	単軸線形/ 非線形ダンパは温度依存性は低い。三軸型ダンパは形状寸法によって温度依存性を考慮した設計が必要な場合がある。
(5)高温履歴効果	単軸線形ダンパは加熱による減衰特性の変化はほとんど見られない。
(6)圧力負荷効果	単軸線形ダンパは低振幅を除き、特性に変化なし。
(7)加圧状態特性	単軸線形ダンパは加圧による減衰特性に変化はほとんど見られない。
(8)耐放射線性（γ線）	3種類ともダンパに使用する粘性体の特性変化や気体の発生による減衰特性への影響を考慮した設計が必要がある。
(9)耐水性	密閉型の単軸線形ダンパの場合、水没による減衰特性に変化はほとんど見られない。
(10)耐粉塵環境	密閉型の単軸線形ダンパの場合、粉塵環境による減衰特性に変化はほとんど見られない。

3. 結論

試験結果から、原子力機器適用時の荷重条件、環境条件では粘性ダンパの減衰特性に影響が生じる場合があるものの、設計や保守・管理時にこれらの影響に留意すれば、原子力機器へ粘性ダンパを適用できる見通しが得られた。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備)」の成果の一部である。

*Tomokazu Higuchi[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Ryo Ito[1], Jun Nakajima[1] and Yukiko Narahara[1]
[1]Toshiba Corporation

原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備
（3）粘性ダンパ適用時の地震応答解析手法の開発

Establishment of the technical basis to apply the viscous damper in nuclear power plant
(3) Development of seismic response analysis for structures with the viscous damper

*伊東 亮[1]，片山 洋[1]，服部 靖[1]，樋口 智一[1]，中島 潤[1]，楢原 由樹子[1]
[1]（株）東芝

原子力の耐震設計では、応答スペクトル法が一般的に用いられている。ここでは、ダンパ適用時にも高精度な評価が可能となるよう、複素モーダル解析を導入した手法を考案した。また、その有効性を確認するため、詳細解析である時刻歴解析との比較を行った。

キーワード：制振装置，粘性ダンパ，耐震，地震応答解析，応答スペクトル，複素モーダル解析

1. 緒言

現行の応答スペクトル法は固有値計算において実モーダル解析を用いており、振動系に局所的に減衰力が作用する場合、減衰の影響を正確に考慮できない。ここでは、固有値計算において、減衰を考慮できる複素モーダル解析を用い、固有振動数、減衰比および刺激係数を計算し、これを応答スペクトル法に適用した。

2. 解析評価

ここでは、PWR 蒸気発生器（SG）への粘性ダンパの適用を想定し、本手法による解析評価を行った。解析モデルは図 1 に示す多自由度系梁モデル[1]を用いた。図 2 に地震波に対する SG 上端部の最大応答加速度の評価結果を示す。実モーダル解析に基づく方法では、ダンパ減衰係数が大きい領域において、時刻歴解析に比べ過少評価となっているのに対し、複素モーダル解析を用いた本手法では精度良く評価できていることが分かる。

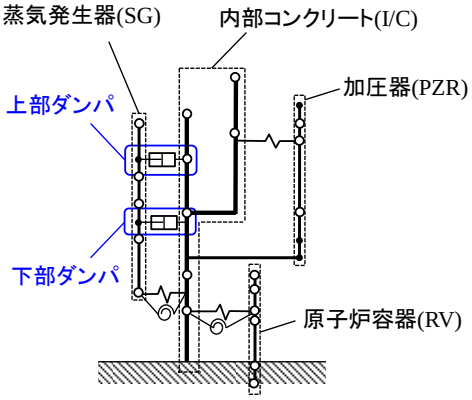


図 1　蒸気発生器解析モデル

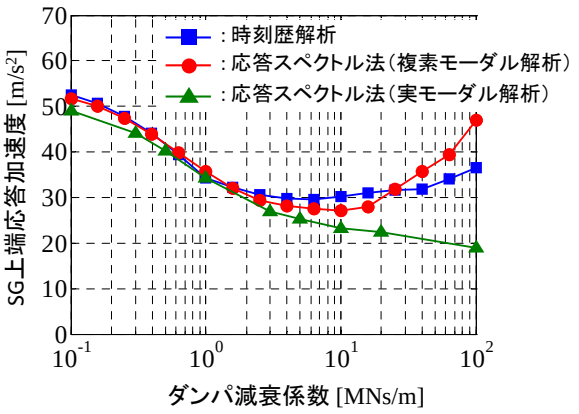


図 2　SG 上端応答加速度評価結果

3. 結論

多自由度系モデルの例として、PWR 蒸気発生器のモデルを用いて本手法による地震応答解析を行った。評価結果は時刻歴解析結果と良好に一致しており、手法の有効性を確認した。

本件は経済産業省「平成 24 年度～平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 原子力発電技術機構，平成 9 年度耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答特性評価法の調査報告書

*Ryo Ito[1], Hiroshi Katayama[1], Kiyoshi Hattori[1], Tomokazu Higuchi[1] Jun Nakajima[1] and Yukiko Narahara[1]
[1]Toshiba Corporation

地震荷重方向の違いが薄肉エルボの構造強度に与える影響評価

Evaluation of impact on structural strength of a thin wall elbow by seismic load direction

*阿部 真人[1]，渡壁 智祥[1]，森泉 真[2]，月森 和之[1]

[1](国)日本原子力研究開発機構，[2] 日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ(株)

原子力配管用薄肉エルボを対象に最も厳しい地震荷重方向を塑性崩壊と疲労の観点から解析的に評価した。その結果、エルボにとっては、面内閉方向へ負荷される荷重条件が最も厳しいことを確認した。

キーワード：耐震評価，有限要素法，塑性崩壊，エルボ配管

1. 緒言

原子力発電施設において、地震時に機器・配管系に発生する荷重には様々な条件が考えられる。荷重方向の観点から見た場合、配管系は慣性力もしくは支持点間の相対変位により複雑な 3 次元挙動を示す。しかし、高速炉で想定する薄肉配管に関して各方向の荷重が構造強度に与える影響について定量的に整理した例は少ない。

本件では、地震荷重に対する薄肉配管の健全性評価に資することを目的として、配管の中でも応力集中が顕著な薄肉エルボに着目し、荷重方向が構造強度に与える影響を解析的に評価した。

2. 解析

現行の原子力配管の耐震評価において、防止すべき破損様式として塑性崩壊と疲労の 2 つを想定していることを踏まえ[1]、本研究においても、塑性崩壊と疲労の各々の観点からエルボにとって厳しい荷重方向を調査した。

塑性崩壊については、材料特性を弾完全塑性体と仮定したモデルによる弾塑性解析を実施して得られた結果から崩壊荷重である最大モーメントの値を比較して評価した。一方、疲労については、実際の評価において弾性解析に基づき実施されることを前提として、今回は弾塑性解析の弾性領域における局所応力の値によって評価した。

解析モデルを図 1 に示す。エルボをシェル要素でモデル化し、モデルの端部には、端部の断面変形を防止する目的で剛な梁要素を挿入した。荷重方向は、面内閉方向から面内開方向までを 45° 間隔で方向を変えた 5 ケースを想定し、端部 A を完全拘束とした上で、端部 B に各ケースの方向に変形するような荷重条件を与えた。直管部については、解析モデル上考慮した管端部の拘束がエルボの応力集中分布に影響を与えないように十分な長さ範囲を考慮した。なお、解析コードは汎用 FEM 解析コード FINAS ver21.0 を使用した。

図 2 には、弾塑性解析の結果を端部 B 側直管の傾き角度とモーメントの関係で示す。得られた曲線から求めた最大モーメントの大小を比較すると、面内閉方向に傾ける CASE1 の最大モーメントが最も小さい結果となった。以上の結果より、塑性崩壊の観点からは、エルボにとっては面内閉方向への荷重条件が最も厳しいと考えられる。なお、最大モーメント時点における相当全ひずみが最大値を示す要素の位置は、CASE1 においてエルボ横腹の内面でありその値は 0.14mm/mm であった。

図 3 には、弾塑性解析における弾性領域（モーメント 2.0×10^6N・mm）での応力強さの最大値を荷重方向ごとに比較したものを示す。本結果から、荷重を一定とした時に、最も高い応力が発生する負荷方向は CASE1 の面内閉方向であった。即ち、エルボの疲労破壊を考える場合、優先して考慮すべき荷重負荷の方向は面内閉方向であると考えられる。

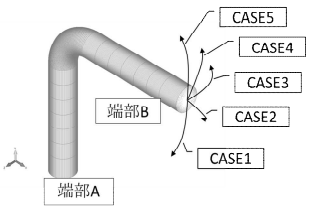


図 1 解析モデル

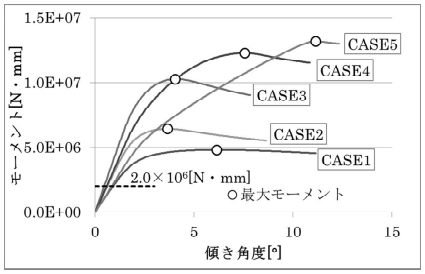


図 2 弾性解析結果

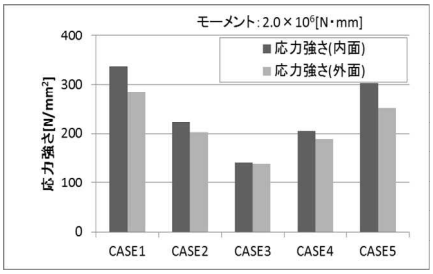


図 3 応力強さ最大値

3. 結論

荷重負荷方向をパラメータとした解析を実施し、塑性崩壊及び疲労の観点からエルボにとって厳しい荷重負荷方向について検討した。その結果、塑性崩壊及び疲労ともに面内方向に荷重が負荷された場合が最も厳しい条件であり、耐震評価を行う際に注意を払うべき荷重方向であることを確認した。

参考文献

[1] 「発電用原子炉設備規格　設計・建設規格(2012 年版)<第 I 編　軽水炉規格>JSME S NC-2012」(社)日本機械学会

*Masato Abe[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Makoto Moriizumi[2], Kazuyuki Tsukimori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[1G12-14] Aseismic Enginnering 2 (Seismic test using resonant type shaking table)

Chair: Takayuki Aoki (Tohoku Univ.)
Wed. Sep 7, 2016 5:45 PM - 6:35 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[1G12] Development of resonant type shaking table utilizing for large acceleration vibration tests of nuclear components

*Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2] (1.CRIEPI, 2.Chubu E.P.)

5:45 PM - 6:00 PM

[1G13] Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

*Nobuo Kojima[1], Koji Nishino[1], Yukio Watanabe[1], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[2], Hiroyuki Kamino[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.TOSHIBA Co., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., 3.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD., 4.CHBU Electric Power Co.)

6:00 PM - 6:15 PM

[1G14] Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

*Koji Nishino[1], Nobuo Kojima[1], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[1], Shin Kumagai[3], Yoshitaka Tsutsumi[4] (1.Toshiba Corporation, 2.TOSHIBA NUCLEAR ENGINEERING SERVICES Corporation, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

6:15 PM - 6:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力機器の高加速度振動試験に適用可能な共振振動台の導入

Development of resonant type shaking table utilizing for
large acceleration vibration tests of nuclear components

*酒井理哉[1]，嶋津龍弥[1]，金澤健司[1]，大鳥靖樹[1]，堤　喜隆[2]，栗林俊之[2]
[1]電中研，[2]中部電力

基準地震動の増大により原子力発電所の耐震余裕が減少しており、振動実験などにより設備の耐震安全性の確認が重要である。このため最大加速度 20G（20×9.8m/s^2）で振動実験が可能な共振振動台の開発導入を行ってきた。本報告では、導入した共振振動台の基本的な性能を述べる。

キーワード：耐震性、原子力機器、耐震試験、機能確認済加速度

1. 緒言

原子力機器の耐震安全性を向上するために行われてきた過去の振動試験[1]では、振動台の性能限界で機器の機能確認の上限となることが多く、高加速度の振動実験が可能な設備導入が急務であった。電中研では、これらのニーズに対応する高加速度の振動台を開発導入した。

2. 共振振動台の仕様と性能

電中研に新たに導入した共振振動台の仕様は表 1 に示す通りであり、最大加速度 20G での振動実験が可能な装置である。図 1 は共振振動台の完成時に撮影した外観であり、本装置は、ばねマス系の振動増幅を利用して高加速度の振動試験を可能とする振動台である。1t の重錘を負荷した条件で実施した、スイープ加振で得られた基本的な共振特性を図 2 に示す。共振周波数 9.75Hz において応答倍率 25.8dB（＝19.5 倍）が得られており、共振振動台の設計で想定していた 10 倍を上回る性能が得られた。同じく 1t 負荷条件で試運転時に測定した加速度の時刻歴波形を図 3 に示す。最大加速度は 200m/s^2 となっており、目的の 20G での加振が可能であることが確認できた。

表 1　共振振動台の仕様

最大加速度	±20G（196m/s^2）
搭載重量	10t
共振周波数	約 10Hz

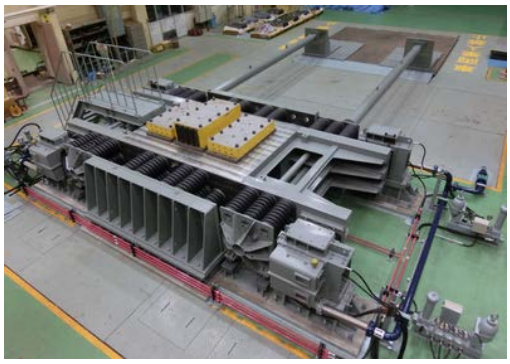


図 1 共振振動台の外観（完成時）

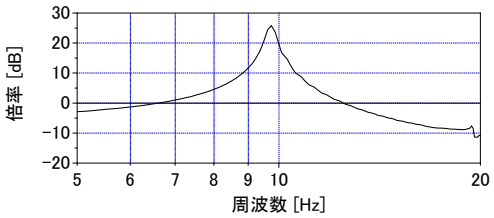


図 2 共振特性（1t 負荷条件）

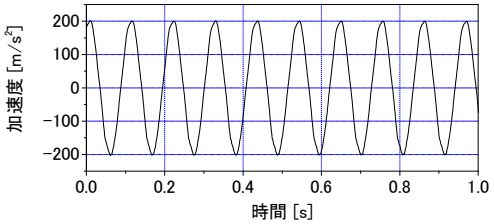


図 3 加速度時刻歴波形（1t 負荷条件）

3. 結論

本装置は、原子力機器の耐震安全性向上に資するため、高加速度の振動実験を行い活用する。

参考文献

[1] Jiro Hirose, Kenichi Suzuki and Naoki Yoshika, “Seismic Capacity Tests of Motor Operated Fans in Ventilation Systems”, ASME PVP2011-57928, pp. 181-189

* Michiya Sakai[1], Ryuuya Shimazu[1], Kenji Kanazawa[1], Yasuki Ohtori[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Toshiyuki Kuribayashi[2]
[1]CRIEPI, [2]Chubu E.P.

原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果

Seismic Test Result of motor operated valve actuators for Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、*小島 信夫[2]、西野 浩二[2]、渡部 幸夫[2]、米倉 和義[2]、熊谷 真[3]、神農 弘行[4]
[1]中部電力㈱、[2]㈱東芝、[3]日立 GENE(株)、[4]三菱重工業(株)

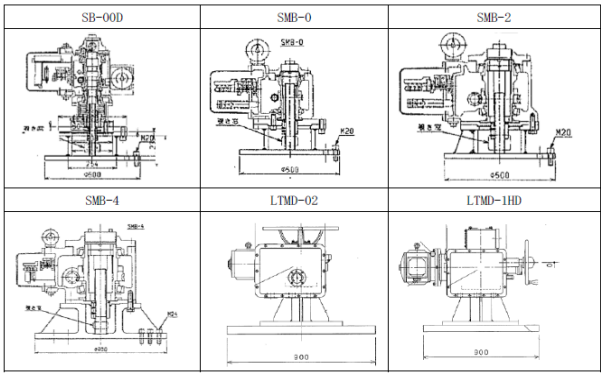
原子力発電所に設置される電動弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。そこで、これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な、(一財) 電力中央研究所の共振振動台（参考文献[1]参照。）を使用して、電動弁駆動部の耐震試験を実施した結果、既往設計で用いてきた動作機能確認済加速度を大きく上回る 20×9.8m/s^2 以上においても動作機能維持を確認できる結果を得た。

キーワード：耐震性、電動弁、電動弁駆動部、耐震試験、動作機能確認済加速度(A_{T1})、20×9.8m/s^2

１．緒言

国内原子力発電プラントの動的機能維持が必要な電動弁に使用されている電動弁駆動部に対し、表 1 にまとめる耐震試験を実施する試験体を選定し、耐震試験を実施、動作機能確認済加速度(A_{T1})を同定した。

表 1 試験体仕様



２．耐震試験

電動弁駆動部は、耐震試験前、耐震試験後、耐震試験中の動作性が良好であったことから、水平(X、Y)方向、鉛直(Z)方向ともに、目標とした電動弁駆動部重心の応答加速度 20×9.8m/s^2 以上に対する動作機能維持を確認した。図 1 に試験体(SMB-0)の耐震試験結果を示す。

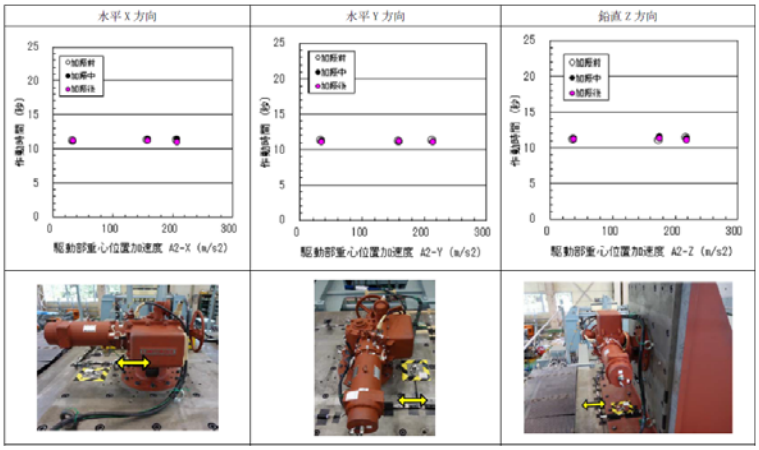


図 1 耐震試験結果(SMB-0)

３．結論

電動弁駆動部本体の動作機能確認済加速度(A_{T1})は、一律 20×9.8m/s^2 とした。

参考文献

[1]DEVELOPMENT OF HIGH ACCELERATION SHAKING TABLE SYSTEM USING RESONANCE VIBRATION ASME PVP2016-63752, 2016.7

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Nobuo Kojima[2], Koji Nishino[2], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[2],
Shin Kumagai[3], Hiroyuki Kamino[4]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]TOSHIBA Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd. [4]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES LTD.

沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気逃がし安全弁の耐震試験結果

Seismic Test Result of the Main Steam Safety Relief Valve
for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、*西野 浩二[2]、小島 信夫[2]、渡部 幸夫[2]、米倉 和義[2]、熊谷 真[3]
[1]中部電力㈱、[2]㈱東芝、[3]日立 GENE㈱

沸騰水型原子力発電所に設置される主蒸気逃がし安全弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。そこで、これまでにない加速度レベルでの耐震試験が可能な（一財）電力中央研究所の共振振動台（参考文献[1]参照）を使用して、主蒸気逃がし安全弁の耐震試験を実施した結果、既往の試験実績加速度を大きく上回る 20×9.8m/s^2 においても機能維持を確認できる結果を得た。

キーワード：耐震性、安全弁、主蒸気逃がし安全弁、耐震試験、機能維持確認済加速度

1. 緒言

国内沸騰水型原子力発電プラントに設置される主蒸気逃がし安全弁の実機大の試験体を製作し、共振振動台を用いて耐震試験を実施、機能維持確認済加速度を同定した。

試験体構造図を図 1 に示す。

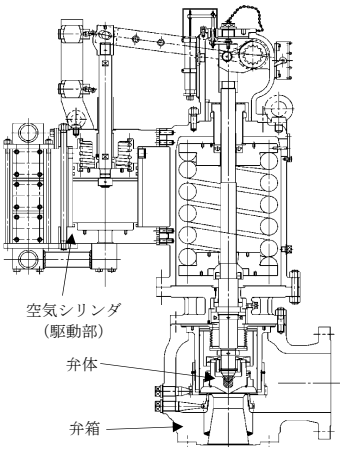


図 1 試験体構造図

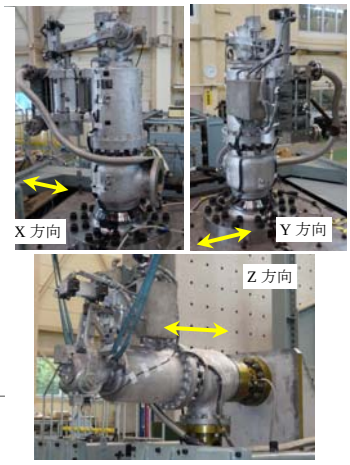


図 2 据付状況

2. 耐震試験

水平（X, Y）、鉛直（Z）各 3 方向それぞれで耐震試験を行った。据付状態を図 2 に示す。

目標とした駆動部重心における応答加速度が 20×9.8m/s^2 まで試験を行い、安全弁機能、逃がし弁機能に対する動作機能維持を確認した。図 3 に 20×9.8m/s^2 レベル水平 X 方向逃がし弁作動の耐震試験結果を示す。

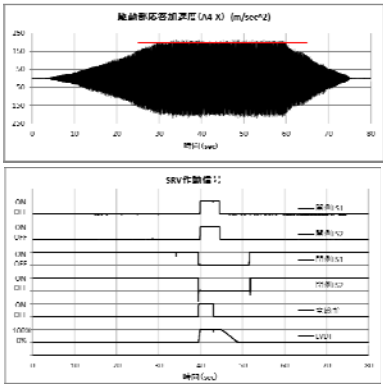


図 3 耐震試験結果

3. 結論

主蒸気逃がし安全弁の耐震性は、3 方向それぞれに対し応答加速度 20×9.8m/s^2 まで機能維持可能であることが確認できた。

参考文献

[1]DEVELOPMENT OF HIGH ACCELERATION SHAKING TABLE SYSTEM USING RESONANCE VIBRATION ASME PVP2016-63752, 2016.7

Yoshitaka Tsutsumi[1], *Koji Nishino[2], Nobuo Kojima[2], Yukio Watanabe[2], Kazuyoshi Yonekura[2], Shin Kumagai[3]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]TOSHIBA Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[1H01-04] Laser analysis

Chair: Masanobu Nogami (Kindai Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:20 AM - 11:25 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H01] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] （1.JAEA, 2.QST）

10:20 AM - 10:35 AM

[1H02] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] （1.JAEA, 2.QST）

10:35 AM - 10:50 AM

[1H03] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] （1.JAEA）

10:50 AM - 11:05 AM

[1H04] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

*Katsuaki Akaoka[1], Masaki Ohba[1], Masabumi Miyabe[1], Ikuo Wakaida[1] （1.JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
1.ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(1)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor -2

1.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (1)

*大場 弘則[1,2]，松本 歩[1]，利光 正章[1]， 赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

1 原子力機構，[2] 量研機構

過酷事故炉内状況調査のために、レーザー誘起ブレークダウン分光 (LIBS)と光ファイバー伝送システムを組み合わせた分析技術の開発を進めている。今回、レーザーパルス幅の異なるレーザー発振器を用いた場合の光ファイバー伝送特性および発光スペクトル出現特性について調べた。

キーワード：廃止措置、迅速遠隔分析、レーザー、プラズマ、分光分析、ロングパルスレーザー

1. 緒言

我々は過酷事故炉における燃料デブリその場分析技術として、レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）と光ファイバー伝送システムを組み合わせた、高放射線環境対応の可搬型ファイバー伝送 LIBS 装置を開発し、水没燃料デブリを模擬した試料でのその場分析を実証した[1]。今回は、光ファイバーへの入射エネルギーの向上およびファイバー損傷を抑制するために、LIBS 光源にパルス幅 60～100 ns のロングパルスレーザーを導入し、従来適用約 6 ns 幅のノーマルパルスレーザー適用の場合とのファイバー伝送特性及び発光スペクトル出現特性を調べた。

2. 実験方法

ファイバー伝送 LIBS 計測系のレーザー発振器として、フラッシュランプ励起ノーマルパルス Nd:YAG レーザー（パルス幅 6 ns、最大出力 50 mJ/パルス）および LD 励起ロングパルス Nd:YAG レーザー（パルス幅 60～200 ns、最大出力 130 mJ/パルス@100 ns）を整備し、減圧したファイバー結合部において、光ファイバー（コア径 ϕ 1 mm, NA0.12）にレーザー光を導入した。光ファイバー透過特性は、透過前後のレーザーエネルギーを測定して比較した。また、光ファイバー出口に光学レンズを付けて ZrO_2 にレーザー光を集光し、パルス幅と発光強度を高速 Si 検出器で測定した。

3. 結果および考察

ロングパルスでは 100 mJ/パルス以上のエネルギーでファイバーへの入射が可能なことを確認した。Fig.1 は、試料に 10mJ/パルスのレーザー光を照射した時の発光強度の時間変化を示している。強度はノーマルパルスの最大値で規格化した。ノーマルパルスでは強度は大きいが減衰が早い。これに対してロングパルスでは、ピーク強度は低いものの減衰が緩やかであり全発光量は、ノーマルパルスよりも多い。長いレーザーパルスによって生成プラズマが再励起されて発光量が多く観測されていると推察される。

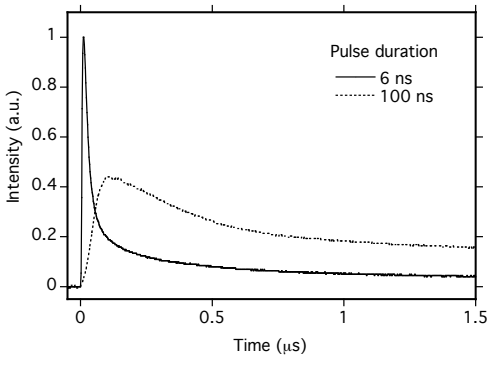


Fig.1. Time evolution of plasma emission from zirconium oxide at laser energy of 10 mJ/pulse.

本報告は、文部科学省の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委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] M.Saeki *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.

*Hironori Ohba[1,2], Ayumu Matsumoto[1], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1], [1]JAEA, [2]QST

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
2.ロングパルスレーザー適用ファイバー伝送 LIBS 特性(2)

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

2.Characteristics of fiber-optic probe LIBS using a long duration ns pulse (2)

*松本 歩[1]，大場 弘則[1,2]，利光 正章[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1]原子力機構，[2]量研機構

ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）において、ロングパルスレーザーを適用し、生成するプラズマの特性を検討した。金属ジルコニウムをターゲットとすると、従来のノーマルパルスの場合と比べて、発光スペクトルの強度が向上することがわかった。

キーワード：レーザー誘起ブレークダウン分光，ロングパルス，レーザーアブレーション

1. 緒言

廃炉措置における燃料デブリのその場分析技術として、ファイバー伝送 LIBS 装置が開発されている[1]。近年、通常のナノ秒レーザーよりもパルス幅の長いロングパルスレーザー[2]が考案されており、これを光ファイバーに導入することで、ファイバー損傷の回避と高エネルギー伝送が期待できる。しかし、ロングパルス照射で生成するプラズマの特性は十分に解明されていない。本研究では、従来のノーマルパルスおよびロングパルスを用いてプラズマを生成し、得られる発光スペクトルの違いを調べた。

2. 実験方法

波長 1064 nm、パルス幅 6 ns（ノーマルパルス）および 100 ns（ロングパルス）のレーザーをファイバープローブに通し、大気中の金属ジルコニウムに集光照射した。ターゲット表面に到達するエネルギーを 10 mJ に統一し、電子増倍型 CCD（EMCCD）付きのエシェル分光器を用いて発光スペクトルを測定した。このとき、スペクトル測定の遅延時間をレーザー照射から 1 μs、露光時間を 50 μs とした。

3. 結果および考察

Fig. 1 に、ノーマルパルスおよびロングパルスを照射して得られた発光スペクトルを示す。ロングパルスを照射すると、与えたエネルギーが同じであるにも関わらず、スペクトル全体の強度が向上した。パルス幅の増加に伴って、レーザーとプラズマの相互作用する時間が長くなり、プラズマの発光寿命が長くなったためと考えられる。このとき、原子、分子の発光強度が増加する一方で、イオンの発光強度は低下した。ロングパルスの場合、単位時間あたりのエネルギーが小さいため、イオン化効率が低下すると考えられる。ロングパルスレーザーを分析に適用するためには、プラズマ発光強度およびスペクトルの時間変化、発光領域、衝撃波、照射痕等の違いも踏まえて、プラズマ生成メカニズムを検討する必要がある。

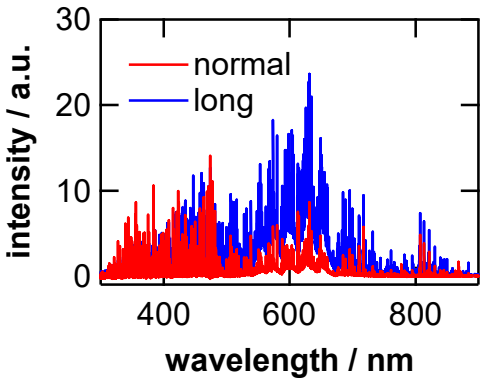


Fig. 1 Emission spectra obtained for a Zr metal in air with normal-pulse (red line) and long-pulse (blue line) irradiations.

本報告は、文部科学省の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委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.　[2] T. Sakka, et al., Appl. Phys. Lett. **88** (2006) 061120.

*Ayumu Matsumoto[1], Hironori Ohba[1,2], Masaaki Toshimitsu[1], Katsuaki Akaoka[1], and Ikuo Wakaida[1]　[1]JAEA, [2]QST

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
4.マイクロ波 LIBS 特性の雰囲気依存性

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4. Atmosphere dependence of characteristics of microwave LIBS

*大場　正規[1]，赤岡　克昭[1]，宮部　昌文[1]，若井田　育夫[1]，

[1]原子力機構

LIBS による核燃デブリ分析には高分解能分光が求められることから、プラズマ発光の高輝度化を目的として、マイクロ波を導入したレーザープラズマ発光特性を測定した。減圧下での測定を行い、27kPa でレーザーパルスのみの場合では、大気圧付近で最も発光強度が高いのに対して、マイクロ波を導入した場合では減圧下で高くなり、27kPa では大気圧付近のレーザーパルスのみの強度に対して約 6 倍であった。

キーワード：LIBS，マイクロ波、減圧

1. 緒言

燃料デブリの簡易分析法として、LIBS（laser induced breakdown spectrometry）が期待されている。しかし、複雑なスペクトルのため、分光器の分解能を高くする必要があるが、感度は低下するため、含有率の低い元素に対しては感度に問題があると考えられる。マイクロ波 LIBS（MW LIBS）は、レーザープラズマをマイクロ波により再加熱し、発光時間を延ばすことができることから、プラズマ発光量の増大と検出感度の向上が期待できる。本報告では、雰囲気条件を変えた時の発光強度を測定した。

2. 実験方法

レーザーには出力 5mJ の Nd:YAG レーザーの第 2 高調波を用い、プラズマへのマイクロ波の導入にはケーブル先端の正負間に約 0.5mm のギャップを設けた電極を用いた。マイクロ波は 2.45GHz、ピーク出力 1500W、パルス幅 500μs とした。試料には酸化 Gd を用い、真空容器内に設置した。プラズマからの発光を、レーザービームの入射と同軸方向から光ファイバーに集光し、エッシェル型分光器により分光した。

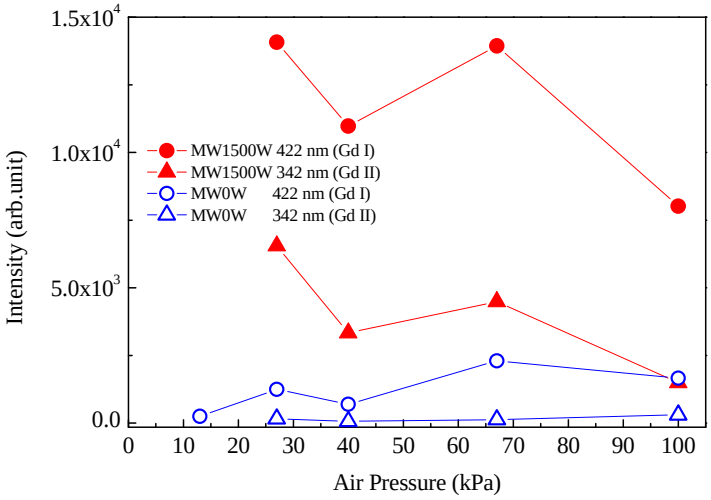


図 1　発光強度の圧力依存性

3. 結果

図 1 に発光強度の圧力依存性を示す。422nm の中性原子と 342nm のイオンのピークを用いて、マイクロ波を入れた場合とレーザーパルスのみの場合を比較した。レーザーパルスのみの場合、大気圧に近い方で発光強度が強く、マイクロ波を導入した場合では減圧下で発光強度が強くなり、レーザーパルスのみの約 6 倍であった。

本報告は、文部科学省の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委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

*Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Masabumi Miyabe[1]and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-2
4. 最小二乗法を用いた LIBS スペクトルの推定

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-2

4. Estimation of LIBS spectra using the least-square method

*赤岡克昭、大場正規、宮部昌文、若井田育夫

日本原子力研究開発機構

レーザー誘起ブレークダウン発光分光法（LIBS）により取得した Zr/Fe と Zr/U の混合物スペクトルを「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」により評価し、未知の組合せのである Fe/U 混合物スペクトルを推定した。実測値と良い一致を示すことから、混合物スペクトルを推定できる可能性があることが示された。

キーワード：レーザー誘起ブレークダウン発光分光、最小二乗法、LIBS、燃料デブリ、ウラン

1. 緒言

レーザー誘起ブレークダウン発光分光（LIBS）による定量分析では、スペクトルの同定や解析に多くの労力を要する。更に、福島第一で発生した燃料デブリには核燃料物質以外に FP や構造材等、多くの種類の元素が含有される。それら全てを LIBS で分析するためには莫大な数の組合せの混合物データーが必要になる。そこで、専門性の高いスペクトルの同定や解析を要しない手法として導入した「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」を用いて、測定されていない未知の元素の混合物スペクトルの推定を試みた。

2. 解析手法

測定されたスペクトルの強度 I を波長 λ の関数とし、混合物の測定スペクトルの強度を $I(\lambda)$、元素 m の測定スペクトルの強度を $i(m,\lambda)$とする時、測定スペクトルの強度はこれらの元素スペクトルの線形の重ねあわせと仮定すれば、$I(\lambda)$は、その線形係数 $a(m)$と $b(m)$とすると以下のように表される。

$$I(\lambda)=\sum_m (a(m)\cdot i(m,\lambda)+b(m))$$

この線形連立方程式を最小二乗法により解くことにより、混合物のスペクトルを再現する線形係数を得ることができる。

3. 結果

単体元素の測定スペクトルを用いて、Zr/Fe 混合元素と Zr/U 混合元素の測定スペクトルの質量比に対する線形係数を、最小二乗法により機械的に求め、Fe/U 混合元素のスペクトルを推定し、実測結果と比較した。その結果、右図に示すように両者はよく一致し、スペクトルの推定が妥当であることが分かった。この結果から、詳細な測定が比較的困難な U に対する各元素のスペクトルを直接準備することなく、例えば、Zr との混合物を測定することにより、U との混合物のスペクトルを推定できる可能性のあることが示された。

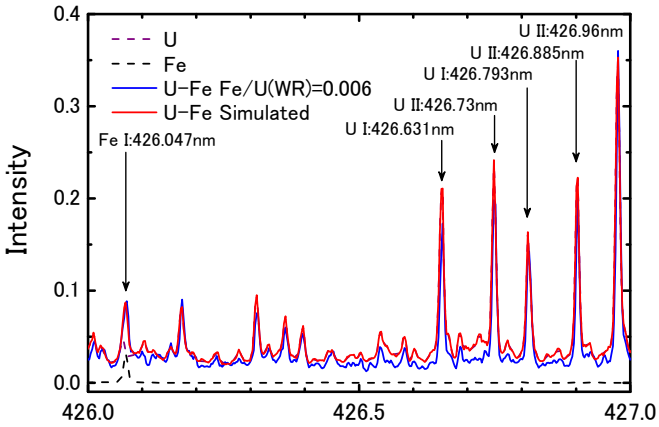


Fig. 1　Simulated spectra of Fe/U

本報告は、文部科学省の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委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

---

*Katsuaki Akaoka, Masaki Ohba, Masabumi Miyabe, and Ikuo Wakaida

Japan Atomic Energy Agency.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[1H05-06] Solution chemistry

Chair: Noriko Asanuma (Tokai Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 11:25 AM - 12:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H05] Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2], Yuji Shibahara[2] （1.Graduate School of Engineering, Osaka University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University）

11:25 AM - 11:40 AM

[1H06] A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*Ryuichi Toritsuka[1], Kazuki Hasimoto[1], Masanobu Nogami[1] （1.Kindai University）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

濃厚塩化物溶液中における５価ネプツニウムの陽イオン－陽イオン相互作用

Cation-Cation Interaction of Np(V) in Concentrated Chloride Solutions

*藤井 俊行[1]，　上原 章寛[2]，　芝原 雄司[2]

[1]阪大工，　[2]京大炉

ネプツニウムを含有するアルカリ元素及びアルカリ土類元素の濃厚塩化物溶液を調製しラマン分光分析を行った。塩化リチウムおよび塩化カルシウムの濃厚溶液系において、５価ネプツニウムのネプツニルイオンと溶媒カチオンとの陽イオン－陽イオン相互作用が観測された。

キーワード：ネプツニウム、ラマン分光法、陽イオン－陽イオン相互作用

１．緒言　ネプツニウムは、ネプツニルイオンの酸素を介して、溶液中に共存する他の陽イオンと錯イオンを生成することがある。この現象は、陽イオン-陽イオン相互作用として、特に５価のアクチニルについて注目されている。本研究では、アルカリ金属およびアルカリ土類金属の濃厚塩化物水溶液系における、溶媒カチオン（アルカリおよびアルカリ土類カチオン）とネプツニルイオンの陽イオン－陽イオン相互作用を研究した。

２．実験　ネプツニウム（^{237}Np）を含有する硝酸溶液を乾固し、そこに塩酸を添加して乾固する作業を繰り返し、化学形を塩化ネプツニルに調整した。乾固した塩化ネプツニルを、塩化物溶液（LiCl、CsCl、$CaCl_2$,および $BaCl_2$）に溶解し、0.01 mol dm^{-3} の溶液を調製した。溶液を蓋付き石英セルに封じ、ラマン分光分析を行った（日本分光製、NRS-3100）。

３．結果・考察　ネプツニルイオンの O=Np=O 分子の対称伸縮振動（ν_1）に着目し、ラマンシフトを測定した。塩酸系について、測定から得られた O=Np=O 分子の振動エネルギーが文献値を再現していることを確認した。Np(VI)について分子振動エネルギーは系中の塩素濃度の増加に伴い減少することが明らかになった。このことは、ネプツニルイオンの赤道面の水和水が塩素イオンで置換されることにより、O=Np=O 分子の対称伸縮振動エネルギーが緩和されていることを意味する。Np(V)については振動エネルギーの変化は小さかった。濃厚な LiCl 溶液および $CaCl_2$ 溶液系において、本来ラマン活性である Np(V)のネプツニルイオンのν_1 振動が不活性になり、800 cm^{-1} 付近に新たなラマンシフトが観測された。文献より、このピークは Np(V)のネプツニルイオンの逆対称伸縮振動（ν_3）である。ν_3 振動は赤外活性（すなわちラマン活性ではない）であるため、O=Np=O の酸素が溶媒カチオンと近接することにより、X-Y-X 型の分子が X-Y-Z 型の分子に変化したこと、すなわち、ネプツニルイオンと溶媒カチオンとの陽イオン－陽イオン相互作用が起こったことを示唆する。

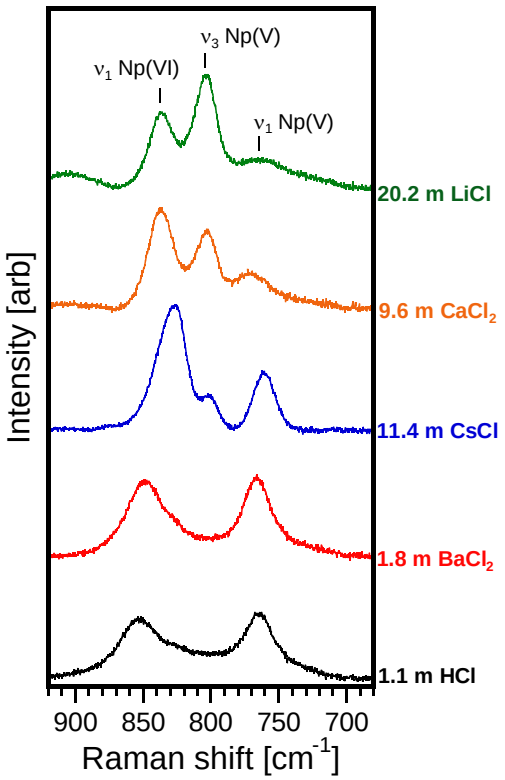


図１　ネプツニルのラマンスペクトル

*Toshiyuki Fujii[1], Akihiro Uehara[2] and Yuji Shibahara[2]

[1]Graduate School of Engineering, Osaka University, [2]Research Reactor Institute, Kyoto University.

海水ウラン回収用キレート吸着剤の二官能効果に関する研究

A Study on bifunctional Effect of Chelating Adsorbent for Recovery of Uranium from Seawater

*鳥塚 竜一，橋本 和樹，野上 雅伸
近大院総合理工

海水ウラン回収用吸着剤として研究している PPTPT-RCSPO 含浸吸着剤の二官能性の効果について、PPTPT、および RCSPO の交換基と同様の構造を有する化合物である IPPA を用いて検討した。

キーワード：海水ウラン、吸着、ホスフォンオキシド、二官能性

【緒言】 我々は、海水ウラン回収用吸着剤として、低酸濃度領域でU(VI)を他の金属よりも非常に選択的かつ特異的に吸着するが、塩水溶液との親和性にやや問題のある1,1,3,5,5-pentaphenyl-1,3,5-triphosphapentane trioxide (PPTPT(Fig.1 (上))[1]を、海水ウラン回収の実績はあるが、U(VI)の選択性にやや難のあるRCSPO(Fig.1 (中))に含浸させたPPTPT-RCSPO含浸吸着剤[2]の開発を行っている。これまで、この吸着剤はNaCl水溶液系において、NaCl濃度の上昇と共にU(VI)に対する分配比(K_d)が上昇することが明らかとなっている[3]。このことから高濃度NaCl水溶液からU(VI)が選択的に吸着されることが示唆された。

本研究では、RCSPOの交換基と同様の化学構造を持つ5-isopropyl-2-phenylphosphonic acid(IPPA)(Fig.1(下))を用いて、金属イオン吸着における各交換基の寄与について検討した。

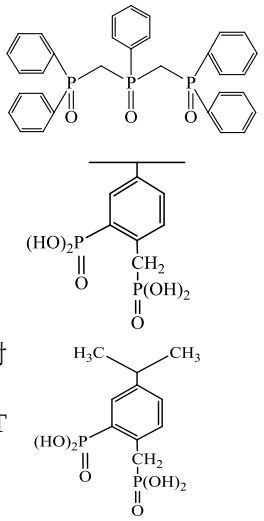


Fig.1 PPTPT(上)、RCSPO(中)及び IPAA(下)の化学構造

【実験】 IPPAは4-isopropylbenzyl chlorideを用いて合成した[2]。共に固体であるPPTPTと合成したIPPAを、Nd(III)を含む0.5MNaCl,HCl水溶液に各々室温で約12時間接触させ、固体成分の赤外吸収(IR)スペクトルを測定し、相互比較した。

【結果】 IPPA、RCSPOとNd(III)を各々接触させた試料のIRスペクトルをFig.2に示す。両者において、1200cm^{-1}のP=Oのピークが僅かに低波数シフトしていることから、両化合物のP=Oの酸素原子が共にNd(III)を吸着していることがわかる。また、IPPAは塩酸及びNaCl水溶液系でのピークシフト値が殆ど同一であった。一方、PPTPT-RCSPOの様々なPPTPTの含浸率による吸着実験により、NaCl系よりHCl系の方がPPTPTの寄与が大きいことが明らかとなっている。さらに、PPTPTはHNO_3またはHCl 6M溶液からのNd(III)抽出においてPPTPTが3分子関与していることも明らかとなっている[4]。これらより、例として、中性付近ではRCSPOの2つの交換基とPPTPT 1分子が吸着に寄与し、一方、酸性水溶液ではRCSPOの交換基1つに対してPPTPT 2分子が吸着するというように、酸性水溶液中ほどPPTPTの寄与が大きくなることが示唆された。

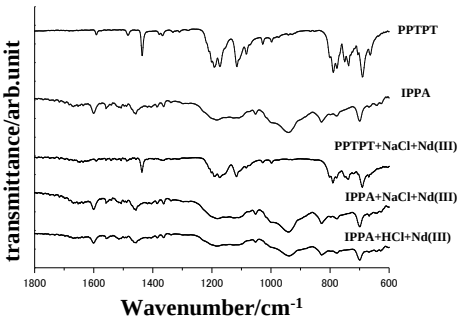


Fig.2 Nd(III)吸着前後の PPTPT及び IPPA の IR スペクトル

【まとめ】 PPTPT 及び RCSPO の両者のホスホリル酸素が NaCl 系における吸着に関与していることが明らかとなった。RCSPO においては中性塩、酸性水溶液系に関わらず Nd(III)と結合し、一方、PPTPT は酸性水溶液中において Nd(III)と結合しやすいことが明らかとなった。

謝辞 本研究の一部は科研費基盤研究(C)(KAKENHI NO.15K06671)の助成を受けたものです。

参考文献

[1] M. Nogami, et al. J. Radioanal. Nucl. Chem., 2010;**284**:195.
[2] H. Egawa, et al. J. Appl. Polym. Sci., 1984;**29**:2045.
[3] K. Hashimoto, et al. Abst. of ASNFC 2015, 2015 Dec. Tokyo, Japan, 2B-24.
[4] M. Nogami, et al. Energy Procedia, 2015;**71:**123.

*Ryuichi Toritsuka, Kazuki Hashimoto and Masanobu Nogami
Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H07-09] Actinides separation and recovery

Chair: Kazuyoshi Uruga (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H07] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1] (1.LANE, TokyoTech)

2:45 PM - 3:00 PM

[1H08] Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*Yuki Uemoto[1], yuka Makino[1], Kouichi Matsumoto[1], Masanobu Nogami[1], Masayuki Harada[2], Yasuhisa Ikeda[2] (1.Kindai university, 2.Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[1H09] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

*Hideya Suzuki[1], Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki [1], Hiroshi Sagawa[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究 （1）ピロリドン系沈殿剤の分子設計†

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant (1) Molecular Design of Pyrrolidone-type Precipitant†

*鷹尾 康一朗, 風間 裕行
東工大 先導原研

次世代のトリウム燃料湿式再処理における U(VI)と Th(IV)の分離を簡易に達成するため、ウラン選択性沈殿剤であるピロリドン誘導体を用いた沈殿再処理法の利用を提案する。沈殿技術の更なる高度化を図るため、本研究では新しい概念に基づくピロリドン誘導体の分子設計を行った。

キーワード：再処理, ウラン, トリウム, 沈殿

1. 緒言　使用済み核燃料の再処理および核燃料サイクルの実現は、今後ますます増加する世界のエネルギー需要を満たす上で非常に重要である。ウラン資源の獲得競争や可採年数に対する懸念から、現行のウラン燃料に代わる有望かつ現実的なバックアップ策の一つとしてトリウムの利用が考えられる。過去に我々はウラン選択性沈殿剤としてピロリドン誘導体(NRP)が有効であることを見出しており、この現象に基づいて使用済み FBR 燃料に対する簡易再処理技術の開発を行ってきた。トリウム燃料再処理における最大の目的は ^{232}Th と ^{233}U の分離であるため、同様の NRP を用いた簡易再処理法の適用が期待される。一方、Th 濃度が高く U 濃度が低いなど燃料溶解液の組成がかなり異なるため、トリウム燃料再処理に特化した NRP の開発が必要である。本研究では、錯体化学および結晶学の観点からウラン選択性沈殿剤である NRP の分子設計を行い、その有効性の検証を目的とする。

2. 実験　各種ジアミンおよび 4-クロロブチリルクロリドからショッテン-バウマン反応と分子内環化を経て図 1 に示す架橋 NRP を合成した。これら架橋 NRP を含む硝酸ウラニル錯体を合成し、得られた結晶について単結晶 X 線回折等を用いた構造解析を行った。

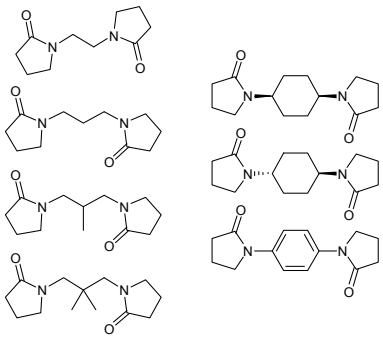


図 1. 架橋 NRP の分子構造.

3. 結果と考察　トリウム燃料再処理へ沈殿法を適用するためには、Th(IV)を沈殿させることなく U(VI)を高効率に沈殿回収する必要がある。しかし、NRP の疎水性の最適化により選択性を制御する従来の分子設計概念ではこの目的の達成は困難である。本研究では架橋部位を挟んで 2 個のピロリドン環を有する図 1 に示したような架橋 NRP の利用を提案する。これは、硝酸ウラニルが沈殿剤分子により架橋されて不溶性 1 次元錯体分子鎖を形成することで U(VI)沈殿能を向上させると同時に、架橋 NRP が有する 2 個のアミド部位の存在により低疎水性を付与することで Th(IV)沈殿生成の防止を狙ったものである。この新規分子設計概念に基づいて合成した図 1 の架橋 NRP について硝酸ウラニル錯体を合成したところ、架橋部位が−$(CH_2)_2$−, −$(CH_2)_3$−, −$(CH_2C(CH_3)_2CH_2)$−, *trans*-シクロヘキシルである各架橋 NRP については期待通り 1 次元錯体分子鎖の形成が確認された。

†本研究は文科省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として東工大が実施した「ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究」の成果です。

*Koichiro Takao and Hiroyuki Kazama
LANE, TokyoTech

硝酸水溶液系での U(VI)選択的分離用 環状モノアミドの抽出挙動

Extraction Behavior of Cyclic Monoamide for Selective Separation of Uranium(VI) from Nitric Acid Media

*植本 裕貴[1], 牧野 友佳[2], 野上 雅伸[1], 松本 浩一[1], 原田 雅幸[3], 池田 泰久[3]
[1]近畿大院総合理工, [2]近畿大理工, [3]東工大先導原子力研究所

U(VI)を使用済燃料の他の核種から高純度で分離するための C,H,O,N の元素で構成された新規抽出剤 1,3-dibutyl-2-pyrrolidone(DBP)及び 1,3-dihexyl-2-pyrrolidone(DHP)を合成した。本研究では U(VI)を含む各種金属イオンに対する抽出特性、相分離性に関する基礎的なデータ取得を行った。

キーワード： ウラン、抽出剤、モノアミド

1. **緒言** ウランの中で最も安定なウラニルイオン(UO_2^{2+}, U(VI))を硝酸酸性水溶液中で選択的かつ高い抽出容量で分離するための新規環状抽出剤の開発を行っている。U(VI)を使用済燃料の他の核種から高純度で分離するための新規環状モノアミド抽出剤 1,3-dibutyl-2-pyrrolidone(DBP)及び 1,3-dihexyl-2-pyrrolidone(DHP)を合成し、U(VI)を含む各種金属イオンに対する抽出特性及び相分離性を、両者の比較を行いつつ検討した。

2. **実験** *n*-ドデカンで希釈した 30vol%(≒1M) DBP 及び DHP を有機相とし、U(VI)や代表的な核分裂生成物元素（FP）等の金属イオン 1 mM を含む各々 0.1 ~ 1M、0.1 ~ 6 M の硝酸水溶液を O/A=1:1(各 3 cm^3)で分液漏斗に入れ室温で撹拌した。10 分後、水相と有機相を分液し、水相中の金属イオン濃度を ICP-AES で測定した。抽出特性は分配比 D で評価した。なお、予備平衡時 30vol%DBP 及び DHP は、各々3M 及び 9M 硝酸との接触により第三相が生成されたため、3M 及び 9M における抽出実験が出来なかった。

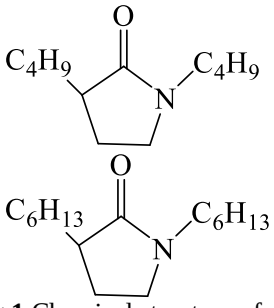


Fig.1 Chemical structure of DBP(top) and DHP(bottom)

3. **結果及び考察** DBP と DHP の硝酸水溶液系での金属イオンに対する抽出特性をそれぞれ Fig.2, 3 に示した。U の D 値は、硝酸濃度の増加に伴い増加していることが分かる。他の金属イオンでは、DBP では見られなかった Pd(II), Re(VII) の低濃度硝酸領域での抽出がわずかに見られた。これらの高濃度硝酸領域での良好な二相分離性や、U(VI)に対する高い抽出特性から、炭素鎖が長い DHP の方が DBP より優れた抽出剤であることが示唆された。今後は、さらに炭素鎖の長い抽出剤を合成していく予定である。

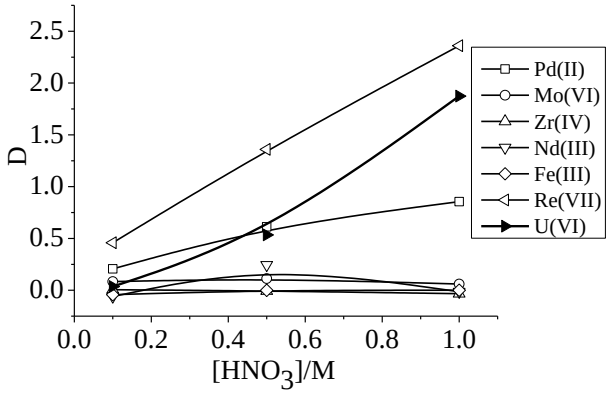


Fig.2 Extraction behavior of DBP for various metal ions in HNO_3

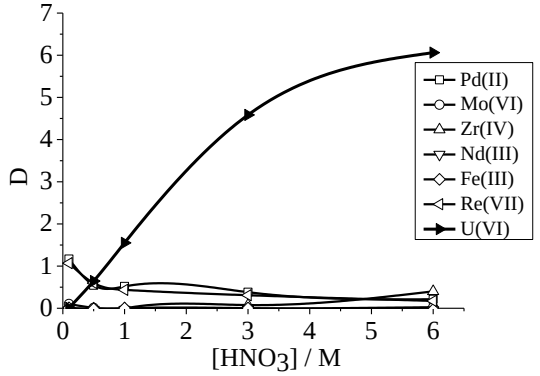


Fig.3 Extraction behavior of DHP for various metal ions in HNO_3

*Yuki UEMOTO[1], Yuka MAKINO[2], Masanobu NOGAMI[1], Kouichi MATSUMOTO[1], Masayuki HARADA[3], and Yasuhisa IKEDA[3]
1: Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2: Faculty of Science and Engineering, Kindai University, 3:Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

ADSによる核変換サイクルの確立を目指したMA分離プロセスの開発
(8) MA/RE分離のための新規抽出剤の検討

R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

(8) Examination of Novel Extractants for MA/RE separation

*鈴木英哉[1]，佐々木祐二[1]，津幡靖宏[1]，柴田光敦[1]，黒澤達也[1]，川崎倫弘[1]，佐川浩[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

現在、日本原子力研究開発機構では、核変換専用サイクルによる分離・変換技術の確立を目指し、マイナーアクチノイド(MA)を分離・回収する技術を開発している。本研究では、MAであるアメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)と希土類元素(RE)との相互分離のための新規抽出剤、連続抽出試験について検討した。

キーワード：MA/RE分離、ADS、溶媒抽出、ソフトドナー抽出剤、ハードドナー抽出剤、ミキサセトラ

1. 緒言

高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれる長寿命核種であるAmやCmを加速器駆動システム(ADS)により短半減期核種に核変換するための分離プロセスとして、HLLW中から3価のMA(MA(III))と3価のRE(RE(III))を一括回収した後、MA(III)とRE(III)とを相互分離(MA/RE分離)する方法を検討している。しかしながら、これらは化学的性質が酷似しているため、相互分離は極めて困難である。図1に示したNドナーとOドナーを持つ多座配位子のニトリロ三酢酸アミド(NTAアミド)を用い、溶媒抽出法によるMA/RE分離試験、及び抽出剤の性能評価を実施した。

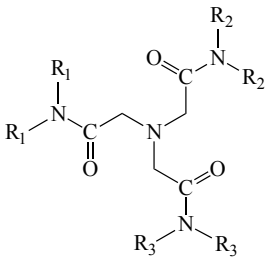


図1　NTAアミドの構造
R_1, R_2, R_3はアルキル基

2. 実験

バッチ試験を以下のように実施した。トレーサー量の^{241}Am、^{244}Cm、及びREを含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤：NTAアミドを溶解した*n*-ドデカン溶液(有機相)を等容量混合し、振とう機を用い10分間振とうして抽出平衡に到達させた後、5分間の遠心分離(3000 rpm)により相分離した。水相と有機相の試料溶液のα線を計測し、Am(III)、及びCm(III)を定量した。Nd(III)及び他のREの濃度はICP-MS、またはICP-AESを用いて測定し、分配比を算出した。

3. 結果・考察

側鎖の異なる数種のNTAアミドについて検討した結果、6本の*n*-オクチル基を有するヘキサオクチルNTAアミド(HONTA)がMA/RE分離に対し優れた抽出能、分離能を持つことがわかった。HONTAによるAm(III)、Cm(III)、及びNd(III)抽出における分配比と抽出剤濃度との関係を図2示す。その結果、Am(III)、Cm(III)とNd(III)(RE中で最も分離が困難)との分離係数(*SF*)は、それぞれ$SF_{Am/Nd} \geqq 3.7$、$SF_{Cm/Nd} \geqq 2.3$となった。さらに、HONTAは希釈剤への溶解性、相分離性に優れ、第3相を生成しない等、抽出剤としての高い実用性を確認できた。HONTAを抽出剤として用い、向流式多段ミキサセトラ(MS)によるMA/RE分離のための連続抽出試験を実施した。MS試験結果についても報告する。

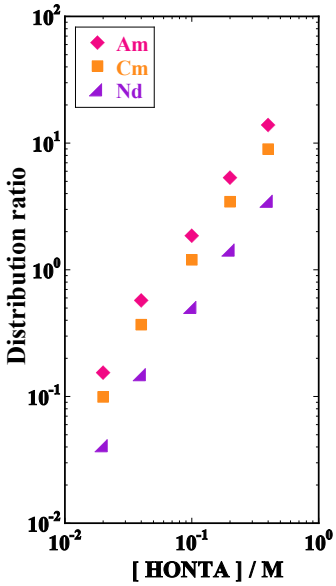


図2　MA(III), Nd(III)の分配比とHONTA濃度との関係
有機相: [HONTA] = 0.02～0.4 M / *n*-ドデカン
水　相: [HNO_3] = 0.1 M = 一定

*Hideya Suzuki[1], Yuji Sasaki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Hiroshi Sagawa[1] and Tatsuro Matsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

本報告は、文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成27年度「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果です。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H10-13] Aqueous process

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 4:40 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H10] Development of U and Pu co-processing process

*kazuaki kurabayashi[1], atsunari kudo[1], takehiko sato[1], kazuhito tada[1], tomoyuki ohbu[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）

3:35 PM - 3:50 PM

[1H11] Development of U and Pu co-processing process

*Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:50 PM - 4:05 PM

[1H12] Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2], Satoshi Sekita[2] （1.JAEA, 2.NECO）

4:05 PM - 4:20 PM

[1H13] Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System

*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuro Matsumura[1] （1.JAEA, 2.ASCEND）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

コプロセッシング法の抽出フローシート開発
還流型遠心抽出器を用いた U,Pu,Np 共回収フローシートの設定

Development of U and Pu co-processing process
Studies of U, Pu and Np co-recovery flow sheets with centrifugal contactors

*倉林　和啓[1]、工藤　淳也[1]、佐藤　武彦[1]、多田　一仁[1]、大部　智行[1]
[1]原子力機構

コプロセッシング法（U,Pu 共回収法）の抽出ﾌﾛｰｼｰﾄ開発において、MA の一つであり長寿命核種である Np についても共回収する U,Pu,Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄの設定について報告する。

キーワード：コプロセッシング法，U,Pu,Np 共回収，ﾌﾛｰｼｰﾄ，MIXSET-X，遠心抽出器

1. はじめに

将来、使用済燃料中の MA(Am, Cm, Np)は核燃料サイクルに閉じ込め、原子炉で燃焼させることにより高放射性廃液の有害度の低減が図れるため、MA の共回収技術開発は重要である。MA のうち、Am, Cm は TBP に抽出されないため共除染部の抽出残液から回収する新溶媒が必要となるが、Np は TBP への抽出性を有しているため、本ﾌﾛｰｼｰﾄにおいて、Np 共回収の技術開発を行っている。これまで、U,Pu 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄ開発では、軽水炉から高速炉に至る Pu 含有率の異なる使用済燃料を想定し、分配部を対象とした小型ミキサセトラのホット試験により、U,Pu を共回収できることを確認しており、Np についても共回収するﾌﾛｰｼｰﾄを設定したので報告する。

2. 抽出器の設定

Pu 含有率の高い使用済燃料処理時の溶媒劣化を抑えるため、抽出器には溶液滞留時間の短い遠心抽出器を用い、また、分配部における有機相と水相の幅広い流量比（O/A 比）に適用させるため、遠心抽出器には高抽出効率を保ち易い還流型を用いた（図 1）。

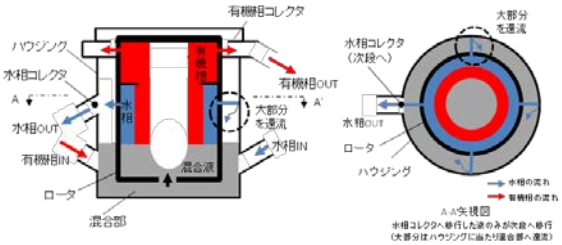


図 1　還流型遠心抽出器の概要

3. U, Pu, Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄの設定

分配部を対象としたﾌﾛｰｼｰﾄ検討を抽出計算コード(MIXSET-X)により行い、Np を 99%以上回収可能な U, Pu, Np 共回収ﾌﾛｰｼｰﾄを設定した。

①Pu 含有率 1%：O/A 比が高い Pu 含有率 1%では、分配部の酸濃度が高くなるため、Pu 還元剤に U(IV)を用いる必要がある。この U(IV)は供給段付近で溶媒に抽出され、U(IV)供給段より後段側に分布する。U, Pu, Np 共回収の場合には、U(IV)供給段より前段側で HAN により Np を非抽出性の Np(V)に還元することが有効となるため、U, Pu 共回収の場合よりも後段側の中段位置に U(IV)を供給することとした（図 2）。

流量は、U, Pu, Np 共回収の許容流量範囲が広く、Pu リーク濃度が最少となり、その中でも製品 Pu/U 比が高くなる条件を選定した(図 3)。

②Pu 含有率 3%、5%：O/A 比が 1%より低く酸濃度が低下するため、Pu 及び Np 還元剤に HAN を用いた。Pu 含有率 3%では、Pu の補助還元剤として少量の U(IV)を中段位置に供給し、1%と同様に Pu リーク濃度が最少となり、製品 Pu/U 比が高くなる流量条件を選定した。

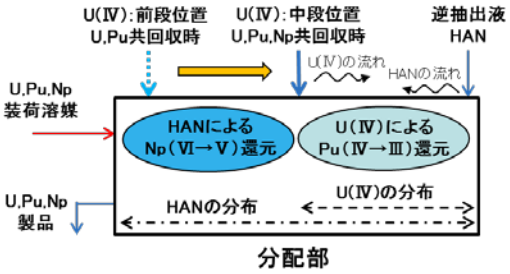
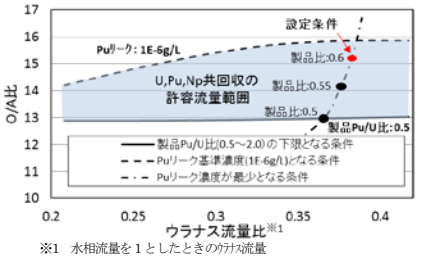


図 2　U(IV)供給段の変更による Np 共回収の概念



※1　水相流量を 1 としたときのｳﾗﾅｽ流量

図 3　MIXSET-X による流量条件の設定
(Pu 含有率 1%)

* Kazuaki Kurabayashi[1], Atsunari Kudo[1], Takehiko Sato[1], Kazuhito Tada[1], Tomoyuki Ohbu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果の一部です。

コプロセッシング法の抽出フローシート開発
還流型遠心抽出器を用いた U,Pu,Np 共回収試験

Development of U and Pu co-processing process

Demonstration of U, Pu and Np co-recovery with centrifugal contactors

*工藤　淳也[1]，倉林　和啓[1]，柳橋　太[1]，佐藤　武彦[1]，藤本　郁夫[1]，大部　智行[1]

[1]原子力機構

U,Pu,Np 共回収フローシートに基づき還流型遠心抽出器を用いた試験を行い、U,Pu,Np 挙動を確認した結果について報告する。

キーワード：コプロセッシング法，U,Pu 共回収，Np，遠心抽出器，還流型

1. 試験目的

前報において設定した U,Pu,Np 共回収フローシートに基づき、Pu 含有率 1 %,3 %,5 %での試験を行い、U,Pu,Np の共回収性について確認した。また、Pu 含有率 1 %において、U (Ⅳ)の供給を前段位置とした試験を行い、U (Ⅳ)供給位置が Np 挙動に与える影響について確認するとともに、これまでのミキサセトラ試験との比較により、還流型遠心抽出器の抽出性能について評価した（表 1)。

表 1　試験目的及び条件

試験№	Pu 含有率 (%)	目的	O/A 比※	還元剤 U(Ⅳ) 前段	還元剤 U(Ⅳ) 中段	還元剤 U(Ⅳ) 後段	還元剤 HAN
1	1	共回収性	15	無			
2	1	Np 挙動への影響 抽出性能の評価	17		無		
3	3	共回収性	6	無			
4	5	共回収性	5	無	無		

※　最前段における O/A 比

Pu 主還元剤：　Pu リーク防止：
Pu 補助還元剤：　Np 還元剤：

2. 試験方法

試験時間は約 8 時間とし、遠心抽出器の停止後、各段の試験液について、蛍光 X 線分析法、放射能分析法による Pu 濃度分析、α線スペクトロメトリによる Np 濃度分析を行った。

3. 試験結果・評価

① U,Pu,Np 共回収性

Pu は 10^{-5} g/L オーダーまで濃度低下し、製品は一定の Pu/U 割合（0.7～0.9）で共回収した。また、Np は中段位置で検出下限値未満まで濃度低下し、U,Pu,Np 共回収が可能であることを確認した（図 1)。

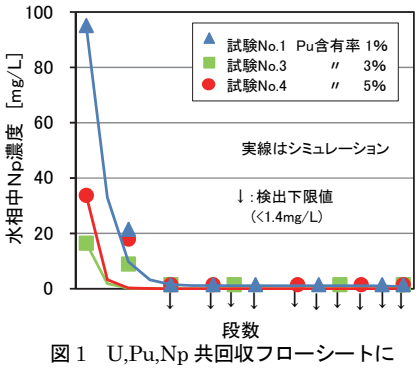


図 1　U,Pu,Np 共回収フローシートにおける Np 挙動

② U(Ⅳ)供給位置が Np 挙動に与える影響

試験 No.2 において、Np は前段側にて濃度低下したものの検出下限値に達せず、Np 回収率は約 78 %であったのに対し、試験 No.1 の Np 回収率は 97 %以上であった（図 2)。U(Ⅳ)と Np が接触すると Np は逆抽出されにくい Np(Ⅳ)まで還元されるため、U(Ⅳ)を前段へ供給した試験 No.2 では回収率が低く、一方、試験 No.1 では U(Ⅳ)を中段へ供給させることで、前段側では Np は HAN と接触し、逆抽出されやすい Np(Ⅴ)を生成することで、回収率が高くなったと考えられる。

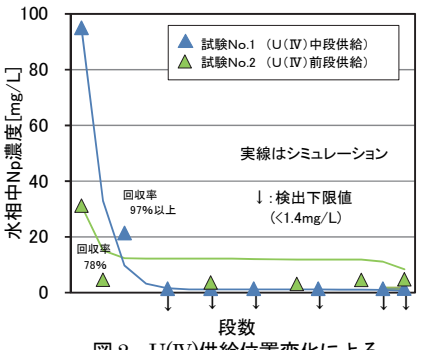


図 2　U(Ⅳ)供給位置変化による Np 挙動の違い

③ 還流型遠心抽出器の抽出性能

過去のミキサセトラ試験[1]と同条件である試験 No.2 を比較したところ、Pu 濃度はともに中段位置で検出下限値未満に達したことから、還流型遠心抽出器はミキサセトラと同様な抽出性能があることを確認した。

参考文献 [1]藤本ら、コプロセッシング法の抽出フローシート開発他、 2013年春の年会F13

Atsunari Kudo[1], Kazuaki Kurabayashi[1], Futoshi Yanagibashi[1], Takehiko Sato[1], Ikuo Fujimoto[1], Tomoyuki Ohbu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果の一部です。

遠心抽出器のスラッジ耐性に関する検討
（8）スラッジ堆積による抽出性能への影響評価

Durability of Centrifugal Contactors under Sludge Inclusion Condition

(8) Effect of sludge accumulation on extraction performance

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，松浦 孝信[2]，坂本 幸生[2]，関田 智[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力エンジニアリング（株）

遠心抽出器のロータ内壁にスラッジが堆積した際の抽出性能に及ぼす影響について評価した結果、スラッジの堆積は抽出性能に影響を及ぼさないことが確認された。

キーワード：遠心抽出器，スラッジ，抽出性能

1. 緒言

遠心抽出器（図 1）は遠心力を利用した二相（水相／有機相）の迅速な相分離や、二相の激しい混合による効率的な抽出が可能であり、比較的小型で溶液滞留時間が短いという特徴を有する。このため、溶媒劣化の抑制や臨界安全性の向上等の観点から、軽水炉 MOX 燃料等の多量の Pu を含む燃料の処理を行う将来の再処理プラントへの適用が期待されている。処理液中にスラッジが流入した場合、スラッジはロータ内壁（相分離部）に堆積し、ハウジングとロータ間に形成される二相混合領域には堆積しないこと、並びにスラッジの堆積進行が相分離性能に影響を及ぼすことを明らかにしている[1]。さらに遠心抽出器の処理性能に与えるスラッジ堆積の影響を評価する上では、相分離性能に加えて抽出性能への影響の把握が重要である。本研究では、スラッジ堆積状態を模擬した遠心抽出器を用いてウランを対象とした抽出試験を実施し、段効率を明らかにするとともに、二相の混合時間及び分散状態を測定することで抽出性能に及ぼす因子についても検討した。

2. 試験方法

ロータ内径φ55 mm の遠心抽出器を対象に、スラッジの堆積がない通常のロータ、及び相分離性能への影響が生じ始める 30%のスラッジ堆積率[1]を模擬したロータをそれぞれ用いた。抽出試験では、水相として硝酸ウラニル溶液（U：23 g/L、H^+：3 mol/L）、有機相として 30%TBP-ノルマルドデカンをそれぞれ 60 L/h（計 120 L/h）の流量で遠心抽出器に供給した。抽出前後の水相中ウラン濃度、並びに、バッチ試験により求めたウラン平衡濃度により、それぞれのロータにおける段効率を評価した。また、二相の混合時間は混合部の液量とその際の流量との比より、分散状態は高速度カメラによる混合部での液滴径の計測によりそれぞれ評価した。

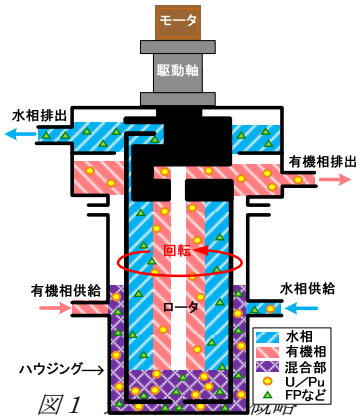


図 1

3. 結果と考察

抽出試験では、スラッジ堆積の有無に関わらず、段効率は同等の性能を示すことが確認された（図 2）。また、混合部における二相の混合時間、並びに液滴径についても、スラッジ堆積の有無に関わらず同等の値を示し、ロータ内壁へのスラッジの堆積は、これらに影響を与えないことが確認された。なお、処理液にスラッジが混入した場合においても、実際のスラッジの混入量は少なく、かつ混合部に留まることなく速やかにロータ内へ移行・堆積する[2]ことから、水相と有機相の混合時間や液滴径に対するスラッジの影響は極めて小さく、スラッジ混入による抽出性能への影響は殆ど無いと思われる。

以上のことから、将来プラントへの遠心抽出器適用に向けては、主に相分離性能確保の観点から、現在進めている洗浄技術の最適化が必要である。

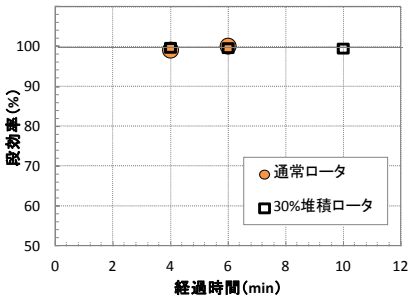


図 2　抽出性能への影響評価

参考文献

[1] 坂本 他、日本原子力学会 2015 年秋の大会 J36

[2] 日本原子力研究開発機構「平成 22 年度高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発成果報告書」（2011）

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 27 年度高速炉等技術開発」の成果です。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1] , Masayuki Takeuchi[1], Takanobu Matsuura[2], Yukio Sakamoto[2] and Satoshi Sekita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Engineering Co., Ltd.

遠心抽出器による TDdDGA 溶媒系での向流多段抽出／逆抽出試験

Countercurrent Extraction/Stripping Experiments Using TDdDGA Solvent Extractant in a Centrifugal Contactor System

*木部 智[1]，藤咲 和彦[2]，坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，
鈴木 英哉[1]，津幡 靖宏[1]，松村 達郎[1]，
[1]原子力機構，[2]アセンド

分離変換技術におけるマイナーアクチノイド（MA）を回収するプロセス開発の一環として、抽出剤に *N, N, N', N'*–テトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA)を用いたフローシートの開発を進めている。本試験では、遠心抽出器を用いて抽出／逆抽出試験を実施し、各元素の抽出・逆抽出挙動を評価するとともに、ミキサセトラを用いた際の同挙動との違いについて報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド，溶媒抽出，TDdDGA，遠心抽出器，ミキサセトラ，抽出/逆抽出挙動

1. 緒言

PUREXプロセスの抽出ラフィネートからMAを回収するプロセス開発の一環として、抽出剤にTDdDGAを用いたフローシートの開発を進めている。本試験では、油水間の相分離性に優れる遠心抽出器[1]を用いて、模擬ラフィネートを対象とした向流多段抽出/逆抽出試験を実施し、各元素の抽出・逆抽出挙動を評価するとともに、ミキサセトラを用いた際の同挙動との違いについて、比較・検討した。

2. 実験

表 1 に示す組成を有する模擬ラフィネートを対象に、遠心抽出器（ローター径 27mm、16 段／1 バンク）2 バンクを用いた向流多段抽出／逆抽出試験を実施した。フローシートを図 1 に示す。有機相には 0.1 M TDdDGA、20% 2-エチル-1-ヘキサノールを溶解した n-ドデカン溶液を用いた。各溶液の供給流量は遠心抽出器の運転条件を考慮し、設定した。酸-溶媒平衡運転後、本運転を 80 分実施した。運転終了後、各段より水相及び有機相の溶液を採取し、各金属元素の濃度を測定した。

表 1　模擬ラフィネート組成

元素	H	Sr	Y	Zr	Mo	Ru	Rh	Pd	Cs	Ba	La	Nd	Eu	EDTA	H_2O_2
濃度	2 M	1.7 mM	0.9 mM	9.6 mM	6.6 mM	9.9 mM	2.9 mM	7.7 mM	9.4 mM	3.9 mM	7.8 mM	14 mM	3.1 mM	0.1 M	0.5 M

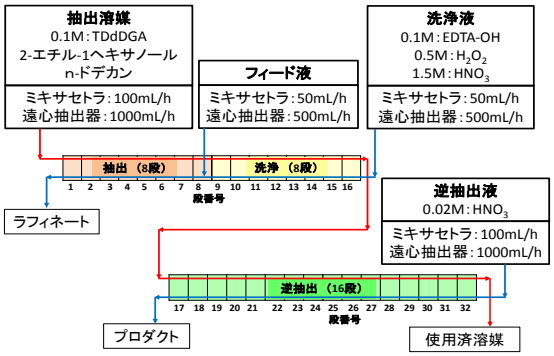


図 1 フローシート

3. 結果・考察

試験を通して、エントレイメントやオーバーフロー等の異常は認められなかった。MA と類似挙動を示す希土類元素については、ミキサセトラを用いた試験と同様の抽出挙動が得られるとともに、同試験に対して逆抽出効率の向上が確認された（図 2）。逆抽出効率の向上は、遠心抽出器の高い相分離性に起因するものと推定され、本系における遠心抽出器の適用の有効性が示された。

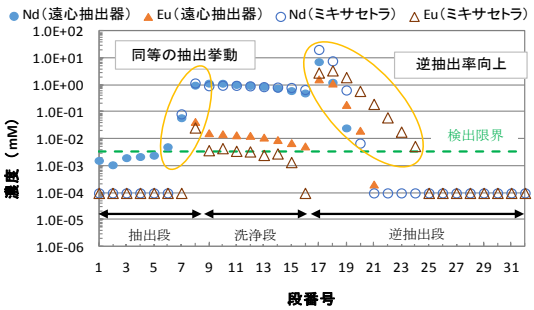


図 2　Nd、Eu 濃度プロファイル（水相）

参考文献

[1] Takeuchi M. et al., J. Nucl. Sci. Technol., **2009**, *46*, 217.

*Satoshi Kibe[1], Kazuhiko Fujisaku[2], Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1] and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ascend Co.,Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[1H14-18] Pyroprocessing, Risk evaluation of reprocessing facility

Chair: Koichiro Takao (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 4:40 PM - 6:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H14] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2], Tsuyoshi Murakami[2] (1.Toshiba Corporation, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:40 PM - 4:55 PM

[1H15] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

*Masatoshi Iizuka Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2], Kazuo Arie[2] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry, 2.Toshiba Corporation)

4:55 PM - 5:10 PM

[1H16] Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1], Benoit Claux[2], Alcide Rodrigues[2], Pavel Soucek[2], Jean-Paul Glatz[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)

5:10 PM - 5:25 PM

[1H17] Studies on the palladium effects in high-level liquid waste

*Taisuke Tsukamoto[1], Naoki Ogawa[1], Shuji Fujii[1], Yousuke Mukai[1], Yuki Maehashi[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Tatsuya Kudo[2], Yuki Oota[2], Naoya Sakagami[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. , 2.Japan Nuclear Fuel, LTD.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1H18] Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant

*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1], John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.DBD Limited)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （7）Zr 高含有金属燃料の電解精製

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(7) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel

*大森 孝[1]，中村 等[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]，飯塚 政利[2]，村上 毅[2]

[1](株)東芝，[2](一財)電力中央研究所

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を U-40wt%Zr 等を用いた電解試験にて評価した。合金からの U 優先的溶解のためには電解電流密度を低く抑える必要があることが分かった。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，乾式再処理，電解精製，高 Zr 合金燃料，U 無し TRU 金属燃料

1. 研究の背景と目的

軽水炉使用済み燃料中のプルトニウム(Pu)とマイナーアクチニド(MA)を回収し、ウラン(U)を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。U を含まない TRU 金属燃料では燃料融点の低下を避けるため、Zr 含有率を従来の約 10%から約 40%（TRU-40wt%Zr）に増やし、電解精製は、Zr を溶解させないで燃料のみを陽極溶解し、Zr の分離など後工程の負荷を少なくすることを想定している。本稿では、この Zr 高含有金属燃料の電解精製試験の現状成果を報告する。

2. 試験方法

Zr 含有率(10wt%、20wt%、40wt%)や電流密度(10~1000mA/cm^2)をパラメータとしてクロノポテンショメトリー(CP)を測定し、Zr 合金燃料の溶解電位の推移を U 単体金属及び Zr 単体金属と比較することにより、Zr 高含有金属燃料の陽極溶解挙動を評価した。試験では TRU の模擬物質として U を用いた。電気化学測定は、LiCl-KCl-UCl_3（U 濃度 2.03wt%、浴温 500℃）中で行った。陽極反応表面積は 0.196cm^2 又は 1.039cm^2 とし、φ10mm の SUS 陰極及びパイレックスガラス中に LiCl-KCl-1wt%AgCl を装荷した Ag/AgCl 参照極を用いた。

3. 試験結果

各 Zr 含有率(10wt%、20wt%、40wt%)の CP 測定結果を、Zr(φ3mm)、U(φ4.7mm)の結果とともに右図に示す。10wt%では 500mA/cm^2 で U の溶解電位から Zr の溶解電位のプラトーへ移行した(図 1)。20wt%では 100mA/cm^2 にて U の溶解電位のプラトーを示した(図 2)。40wt%では 50mA/cm^2 で電解開始直後に Zr の電位に近づき(図 3(b))、燃料を優先的に溶解させるには電流密度を 20mA/cm^2(図 3(a)) 程度に低減する必要があることが分かった。

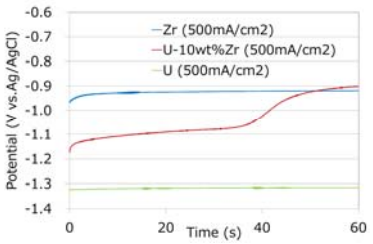


図 1　U-10wt%の CP

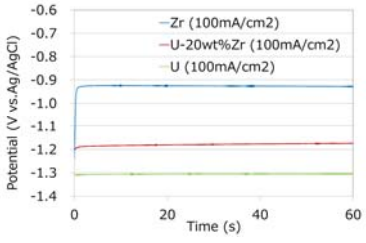
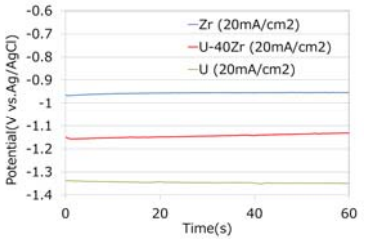
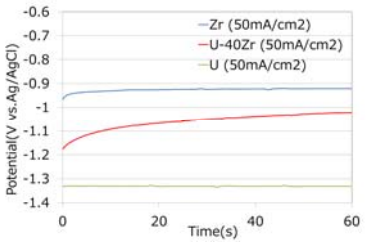


図 2　U-20wt%の CP



(a)20mA/cm^2



(b)50mA/cm^2

図 3　U-40wt%の CP

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1], Masatoshi Iizuka[2] and Tsuyoshi Murakami[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （8）金属廃棄物溶融固化試験

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
(8) Studies on metal waste consolidation

*飯塚 政利[1]，魚住 浩一[1]，村上 毅[1]，大森 孝[2]，有江 和夫[2]
[1]（一財）電力中央研究所，[2]㈱東芝

TRU 高速炉金属燃料の乾式再処理で生じる高 Zr 比の金属廃棄物（SUS-Zr-貴金属）処理方法として溶融固化技術の適用性を検討した。SUS-20/30wt%Zr については 1600℃で溶融し均質な固化体が作成可能であったが、40wt%Zr では 1700℃で溶融するものの固化体表面の凹凸が著しく内部に亀裂や引け巣が多く発生する上に機械的に脆くなる傾向が見られた。貴金属元素は Pd>Ru>Rh>Mo の順で FeZr 相を好んで分配した。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，ウラン無し TRU 金属燃料，乾式再処理，金属廃棄物

1. 背景と目的

軽水炉等で発生するプルトニウム（Pu）とマイナーアクチニド（MA）を高効率で燃焼できる、ウラン（U）を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料：Pu-MA-Zr）を用いた高速炉サイクル[1]の研究が進められている。TRU 金属燃料の Zr 含有率は 40wt%程度と非常に高いため、溶融塩電解精製による TRU 回収後の陽極には Zr 比の高い残留物が生じる。この廃棄物処理に、通常の金属燃料（～10wt%Zr）乾式再処理のために開発された溶融固化技術を適用する場合の処理条件を調べた。

2. 試験方法

想定される照射後の TRU 金属燃料組成から、考えられる金属廃棄物中 Zr 比を 20～40wt%と算出した。市販のフェライト系ステンレス（SUS430、～16wt%Cr）チップと Zr 小片あるいはスポンジを混合して合計 10～300g 程度を各種るつぼに装荷し、1600～1700℃、真空あるいは Ar 雰囲気下で溶解した。

3. 結果と考察

SUS-20/30wt%Zr については 1600℃で溶融し均質な固化体が作成可能であったが、40wt%Zr では 1700℃で溶融するものの固化体表面の凹凸が著しく内部に亀裂や引け巣が多く発生した。いずれの固化体もフェライト固溶相（Fe, Cr）と Zr リッチな金属間化合物相（Fe_xZr）とから成るが、Zr 比の増加に伴って前者の割合は著しく減少し、固化体が機械的に脆くなる傾向が見られた。模擬 FP として加えた貴金属元素は Pd>Ru>Rh>Mo の順で FeZr 相を好んで分配した（図 1）。MCC-1 法に準じた浸出試験（90℃純水、14 日間）の結果、固化体構成元素の規格化浸出率は 1g/m^2 以下であり、模擬ガラス固化体からの Si 浸出率よりも低かった。

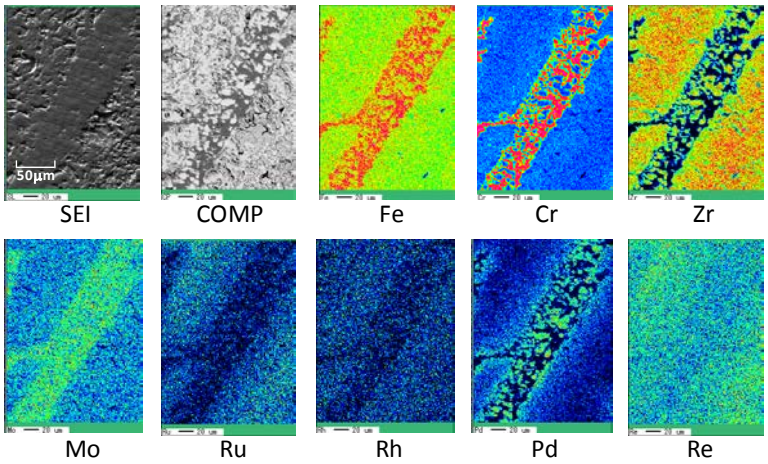


図1　SUS-40wt%Zr溶融固化体試料の断面における元素分布

謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48.

*Masatoshi Iizuka[1], Koichi Uozumi[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2] and Kazuo Arie[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Corporation

乾式再処理法における不活性陰極を用いた U-Pu 共析条件の検討

Conditions of U-Pu co-deposition on solid inert cathode in electrorefining process

*宇留賀 和義[1]，村上 毅[1]，飯塚 政利[1]，塚田 毅志[1]

Benoit Claux[2]，Alcide Rodrigues[2]，Pavel Soucek[2]，Jean-Paul Glatz[2]

[1]電力中央研究所，[2]欧州超ウラン元素研究所

低炭素鋼を陰極に用いて，電解槽中に含まれるアクチニド(An)の電解精製試験を行った。LiCl-KCl 浴塩中の An 濃度や Pu/U 比, 電流密度を変化させた試験を行い, U-Pu 共析条件についての基礎データを取得した。

キーワード：乾式再処理，アクチニド，電気化学，溶融塩，共析

1. 緒言

使用済燃料の再処理方法の 1 つに, 溶融塩浴中での電解精製によって An を陰極に回収する乾式再処理法がある。An と反応しない低炭素鋼等の不活性な材料を陰極に使用した場合，元素ごとの析出電位差が大きいため，比較的高純度の U を電析できる利点がある。一方，廃塩処理等においては，U と伴に Pu や MA を同時に回収できると処理の簡素化が見込めるため, 不活性陰極への An 共析に関する定量的な知見を得ることは有益である。本試験では，溶融塩組成や電解条件を系統的に変化させて，不活性陰極への U-Pu 共析に関する基礎データを取得した。

2. 試験方法

U，Pu の塩化物を含む LiCl-KCl 共晶塩をアルミナるつぼに入れ，500℃で溶融した。この浴塩中において，低炭素鋼(φ3mm)を陰極とし，An を含む液体 Cd を陽極として，浴塩中 U，Pu 濃度や Pu/U 比，電流密度をパラメータとした定電流電解を行った。得られた陰極電析物および浴塩の組成を ICP-MS で分析した。

3. 試験結果および考察

表 1 に電解条件および陰極電析物の分析結果を示す。得られた電析物の形状は, U 濃度の高い試験 5, 10, 11 ではデンドライト状であったが，その他の試験では綿菓子状の不定型となった。また，Pu を含む電析物は電解を中断すると陰極から容易に剥離する性質があり，電極との密着性が低いことがわかった。電析物中の Pu 濃度は，電流密度の増加あるいは浴塩中の Pu/U 比の増加とともに増加する傾向を示した。しかしながら，U に対して有意な量の Pu を電析できたのは塩中 U 濃度が最も低い試験 1 のみであった。よって，U-Pu 共析には，浴塩中の高い Pu/U 比に加え，U 濃度を十分に低くする必要があるといえる。一方で，試験 2-4，6-9 においても，初期の陰極電位は Pu の析出が起こる電位(<-1.63V vs Ag/AgCl)であり，電析物中の Pu 濃度は，電位から推定された濃度よりも小さかった。また，An 電析の電流効率は，電流密度が高く，電析物中の Pu 濃度が高い場合に大きく低下する傾向であった。これらの結果から，一旦電析した Pu の一部は，電解中に陰極から剥離した可能性が示唆された。加えて，電極との密着性の低い電析 Pu は，溶融塩中の U^{3+}と化学反応により再溶出した可能性も考えられ，これらが総じて電析物中の Pu 濃度や電流効率の低下をもたらしたと考えられた。試験 2-11 の定電流電解では，陰極電位が時間とともに貴側にシフトし，最終的にはいずれも U のみ析出する電位に至った。この電位シフトは，電析物付着による電極面積の増大に因ると考えられ，一定の U/Pu 比で継続的に共析させるためには，電解中に電流値の調整等の対策が必要と思われる。今後は，得られた数値を用いて，電解条件と電析物組成の関係について解析していく計画である。

表 1　電解条件と電析物分析結果

Run No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
$[U]_{salt}$ (wt%)	0.09	0.53			1.83					2.72	
$[Pu]_{salt}$ (wt%)	0.96	1.94			3.43					3.74	
$[U]_{salt}+[Pu]_{salt}$	1.05	2.47			5.26					6.46	
$[Pu]_{salt}/[U]_{salt}$	10.7	3.66			1.88					1.37	
$j_{cathode}$ (mA/cm^2)	17-69[†]	17	35	52	53	165	247	256	330	46	93
$[U]_{deposit}$ (wt%)	15.0	99.6	99.2	99.1	99.9	99.7	99.8	99.8	99.2	99.9	99.9
$[Pu]_{deposit}$ (wt%)	81.2	0.286	0.356	0.493	0.099	0.225	0.173	0.135	0.687	0.071	0.083
current eff. (%)	36	59	21	42	96	70	79	89	38	72	93

[†]試験 1 のみ-1.9V (vs Ag/AgCl)の定電位電解

*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Takeshi Tsukada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Institute for Transuranium Elements

高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究
（1）水素消費反応メカニズムの検討

Studies on the palladium effects in high-level liquid waste
(1) Examination of the hydrogen consumption reaction mechanism

*塚本 泰介[1]，小川 尚樹[1]，藤井 秀治[1]，向井 洋介[1]，前橋 佑樹[1]，
玉内 義一[2]，工藤達也[2]，太田祐希[2]，坂上直哉[2]
[1]三菱重工業株式会社，[2]日本原燃株式会社

高レベル濃縮廃液中のパラジウムイオンによる水素消費効果（以下パラジウム効果）における水素消費反応メカニズムを水素消費実験及び分子シミュレーションによる反応経路解析から推定した。推定結果より，パラジウムを触媒とし，溶液中の NO_2^-イオンと水素が反応する可能性が示唆された。

キーワード：高レベル濃縮廃液，パラジウム，水素，亜硝酸イオン，分子シミュレーション

1. 緒言

再処理工程で発生する高レベル濃縮廃液等のパラジウムイオンを含有する溶液では，放射線分解により発生する水素がパラジウム効果により消費され，水素発生量が抑制されることが知られている[1][2]。しかし，パラジウム効果による水素消費メカニズムに関して十分に解明されていない。そこで本研究では，硝酸パラジウム溶液を用いた水素消費実験及び分子シミュレーション（Materials Studio）を用いた解析により，パラジウム効果による水素消費反応メカニズムを推定した。

2. 水素消費実験

排水処理分野で硝酸性窒素を処理する方法として以下に示す反応メカニズムが報告されている[3]。

○反応メカニズム①

$2NO_3^- \rightarrow 2NO_2^- + O_2$ （式 1）

$2NO_2^- + 3H_2 \rightarrow N_2 + 2OH^- + 2H_2O$ （式 2）

○反応メカニズム②

$2NO_3^- + 5H_2 \rightarrow N_2 + 2OH^- + 4H_2O$ （式 3）

そこで，パラジウム効果による水素消費反応も同様の反応メカニズムであると仮定し，硝酸パラジウム溶液を用いた水素消費実験により，水素消費反応のマスバランスを求めた。試験結果（表 2-1）より，硝酸イオンと水素の消費速度比は約 2：3 となった。これは，反応メカニズム①と一致する結果となり，パラジウム効果は反応メカニズム①にて水素が消費されている可能性が高いと考えられる。

表 2-1：水素消費実験結果

各物質量	試験前	試験後
NO_3^- [mmol]	5.50	3.55
H_2 [mmol]	4.19	1.49
消費速度比	**NO_3^-:H_2=2:2.9**	

3. 分子シミュレーションによる反応経路解析

パラジウム効果において，パラジウムの触媒反応により，水素と NO_x イオンが反応し，水素を消費していると考えられる。そこで，分子シミュレーションを用いて Pd 錯体での配位子構造及び各反応経路における活性化エネルギーを計算し反応経路を推定した。想定される反応経路を図 3-1 に示す。各反応経路中における脱離及び付加によるエネルギー変化，及び活性化エネルギーの計算結果を表 3-1 に示す。経路(1)における NO_x イオンの脱離では，約 700kJ/mol の不安定化（エネルギー増大）が発生するが，これは NO_x 以外の各種結合も切断するエネルギーレベルであり，このような経路は生じないと考えられる。また，経路(2)と経路(3)の活性化エネルギーを比較すると，経路(2)では最小値として 58kJ/mol を取り得る一方，経路(3)では最小でも 120kJ/mol となり，経路(2)よりエネルギー障壁が大きい。従って，パラジウム効果における水素消費反応は経路(2)にて進行すると考えられる。

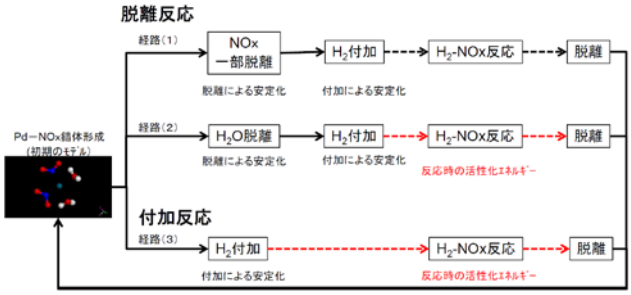


図 3-1：パラジウム効果 反応経路概略図

表 3-1：各反応経路のエネルギー計算結果

反応経路	ｴﾈﾙｷﾞｰ変化[kJ/mol]		活性化ｴﾈﾙｷﾞｰ[kJ/mol]
	脱離	H_2 付加	
(1)	691～820 (NO_x)	（脱離反応が生じる可能性が低いため，未評価）	
(2)	64～111 (H_2O)	-68～-10	58～343
(3)	—	-41～-29	120～313

参考文献

[1] T.KODAMA et al., Nuclear Technology, 172, 77 (2010)
[2] 玉内 義一他，高レベル濃縮廃液からの放出水素の抑制効果(7)，日本原子力学会「秋の大会」予稿集，(2012)
[3] 真辺 俊勝，環境保全と環境修復のためのナノクラスター触媒の研究，NanotechJapan Bulletin Vol.1, No.8 (2008)

*Taisuke TSUKAMOTO[1], Naoki OGAWA[1], Shuji FUJII[1], Yousuke MUKAI[1], Yuki MAEHASHI[1],
Yoshikazu TAMAUCHI[2], Tatsuya KUDO[2], Yuuki OOTA[2], Naoya SAKAGAMI[2],
[1]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD, [2]Japan Nuclear Fuel, LTD,

再処理工場を対象とした ALARP 解析ガイドの検討

Examination of ALARP analysis guideline for Reprocessing Plant

*衣旗 広志[1], 玉内 義一[1], 山本 将寛[1], 武部 和巳[1], 髙橋 直紀[1],
John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2]
[1]日本原燃㈱, [2]DBD Limited

ALARP とは合理的に実現できるかぎり低く(As Low As Reasonably Practicable)という意味であり、英国の原子力施設では ALARP の原則に基づき、安全性向上対策を検討(ALARP 解析)している。六ヶ所再処理工場の安全性向上に資するため、英国の事例を参考として ALARP 解析ガイドの検討を行った。
キーワード：ALARP，再処理工場，リスク評価

1. 緒言

原子力施設に対して十分な安全設計・安全管理を図っても、なお残ってしまうリスク(残存リスク)が存在する。ALARP の原則は、残存リスクを減少させることが合理的に実現できるかについて、事業者が判断することを可能にするものである。福島事故以降、我が国においても残存リスクを系統的かつ定量的に評価する手法として確率論的リスク評価(PRA : Probabilistic Risk Assessment)等のリスク評価の重要性が再認識されており、六ヶ所再処理工場もリスク評価の整備を進めているところである。リスク評価を活用して ALARP の原則に基づいた安全性向上対策を検討するため、英国の事例を参考として ALARP 解析ガイドの検討を行った。

2. ALARP 解析ガイドの検討

英国における ALARP 解析の主な流れは「①起因事象の特定」、「②起因事象の発生頻度の検討」、「③安全性向上対策の検討」、「④リスク評価」であり、この流れについては、基本的に準用できることを確認したほか、一部の実施内容については、拡充を図ることとした。「①起因事象の特定」では、英国において HAZOP を使用した起因事象の特定が行われているが、トップダウンの系統的分類方法であるマスターロジックダイアグラムも使用する。「②起因事象の発生頻度の検討」では、PRA 等のリスク評価と同様の方法により起因事象の発生頻度を検討する。「③安全性向上対策の検討」では、ブレンストーミングにより安全性向上対策を列挙し、これらが国内外の官民が定めた基準、ガイドラインの良好事例に適合していることを確認するとともに、図 1 に示す Safety Hierarchy 等を適用し、信頼度の高い順に採用の可否を検討する。なお、英国において起因事象の発生頻度が 10^{-5}/年未満である場合、安全性向上対策の検討を不要としているが、発電炉への航空機落下確率に対する評価基準[1]である 10^{-7}/年までを考慮する。「④リスク評価」では、PRA または QSA(Quantitative Safety Assessment)[2]のような簡易リスク評価によって安全性向上対策を加味したリスク評価を実施し、その結果を英国の原子力規制機関が定めた指針(SAP : Safety Assessment Principles)に示される判断基準と比較する。再処理施設では影響の異なる多種多様な事故が想定されることから、リスク評価の判断基準については、事故の発生頻度と事故の影響のリスクマトリクスに示される階段状の判断基準を用いることが適切であるため、SAP に示される判断基準と比較することとした。

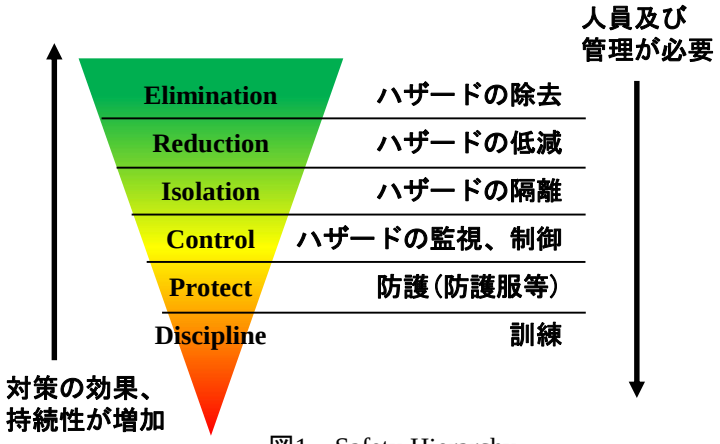


図1　Safety Hierarchy

3. 結論

ALARP 解析ガイドの検討を行い、主たる解析方法を取りまとめた。今後は、六ヶ所再処理工場に対して本ガイドラインに沿った試解析を実施し、本ガイドラインの検証及び必要な改訂を行っていく。

参考文献

[1] 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 14・07・29 原院第 4 号(平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定))
[2] Y.Tamauchi, et al., New Risk Assessment Method for a Reprocessing Plant: Quantitative Safety Assessment, Nuc. Technol., Vol. 181, 303-316, February 2013.

*Hiroshi Kinuhata[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Naoki Takahashi[1],
John Taylor[2], Ian Jones[2], Paul Coley[2], Jenna McIntyre[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]DBD Limited

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

[1H19-20] Isotope enrichment

Chair: Yu Tachibana (Nagaoka Univ. of Tech.)

Wed. Sep 7, 2016 6:00 PM - 6:35 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[1H19] Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin

*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2], Msao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[3] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Tech., 2.Research Center for Nuclear Physics, Osaka Univ., 3.Graduate School of Science, Osaka Univ.)

6:00 PM - 6:15 PM

[1H20] Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1], Shinichi Namba[1] (1.Hiroshima University)

6:15 PM - 6:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

クラウンエーテル樹脂を用いる Ca-48 濃縮法

Ca-48 Isotope Enrichment by Means of Crown-Ether Resin

*藤井 靖彦[1], 奥村 森[1], 梅原 さおり[2,3], 野村 雅夫[1], 金敷 利隆[1], 矢野 豊彦[1], 岸本 忠史[2,3]
[1]東工大先導原子力研, [2]阪大理, [3]阪大核理研

クラウンエーテルをシリカビーズ内で縮合重合し細粒径で同位体交換速度の速い樹脂を得た。これを分離塔に充填し Ca-48 の同位体濃縮研究を行っている。これまで各種溶離液システムでの分離係数、一段の分離段高さに関する各種操作条件の影響を検討しており、劣化部を回収するバンドクロマトフィーも試みた。

キーワード：Ca-48, Isotope Separation, 充填塔, クラウンエーテル, クロマトグラフィー,

1. 緒言

二重β核種 Ca-48（天然同位体比 0.187%）の濃縮がニュートリノ研究のために望まれている。しかし Ca は常温で気体とならず、ウラン濃縮の方法は用いられない。現実的な方法は化学交換法と電気泳動法である。著者らはベンゾ 18 クラウン 6 エーテルをシリカビーズ内で重合することにより、塩酸溶液で Ca が吸着し、同位体交換が生ずるが樹脂を作り。各種溶液で分離係数 ε 、分離段高さ HETP を測定している。

2. クラウンエーテル樹脂による Ca 同位体分離実験

2-1. 各種溶液系の分離特性

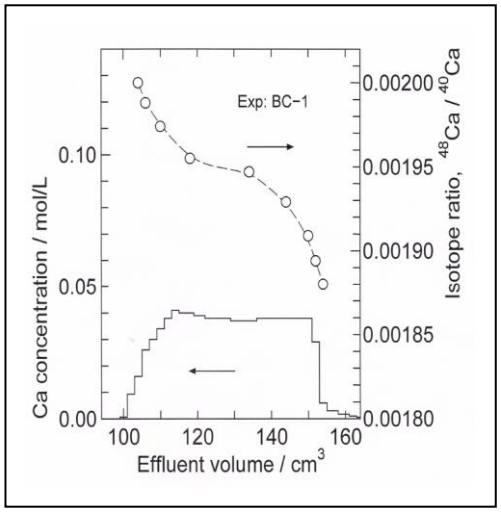
クロマトグラフィー実験により、これまで観測された代表的系での分離係数 ε 、HETP を表に示す。

供給溶液	カラム長 / m	温度 /℃	吸着量 q (1m 当) / mmol	移動速度 Bv / m/d	ε x10^3	HETP / mm	分離パワー指標 P
HCl 9M	3	35	8.0 (2.7)	21	3.7	7.4	104
エタノール 75%HCl2M	3	40	8.7 (2.9)	11.9	3.8	6.0	83
酢酸 95%、水 5%	1	25	2.7	8.2	4.6	22	21
HBr 8.78 M	3	40	8.8 (2.9)	9.2	4.3	2.9	172

$P = \varepsilon^2 q\, Bv 10^6 / HETP$

2-2. バンドクロマトグラフィー

初段の濃縮はブレークスルー方式で、先端に濃縮物を得、これを集めで次段の濃縮を行うため、濃縮物と劣化物両者を得るバンドクロマトを検討した。Ca を押すイオンとして選択性の強い Sr を選び、温度を室温 21℃、40℃、60℃と変えて、Ca 吸着帯クロマトグラムを得た。室温で展開を行った実験の Ca 吸着帯内の同位体比の変化を右図に示す。前端、後端で濃縮・劣化が生じることが確認される。



3. プラントサイズの試算

これまでの基礎試験で得られた結果を基に、1%濃縮 Ca-48, 1kg を得るプラントのサイズを試算した。工学的 ε =2.5x10^{-3}, HETP=4mm とすると、1%Ca-48 を得るための最少理論段数 1400 段、その 2 倍を吸着帯とするとその長さ 5.6 m. 必要な樹脂量は 2 m^3 であった。直径 20cm 長さ 4m カラム 4 本を 1 組とし、4 セットを並列的に運転する事が考えられる。

謝辞：本研究は文部科学省科研費基盤研究(S):24224007「^{48}Caの2重ベータ崩壊の研究」（研究代表者:岸本忠史)の助成を受けて行った。

*Yasuhiko Fujii[1], Shin Okumura[1], Saori Umehara[2,3], Masao Nomura[1], Toshitaka Kaneshiki[1], Toyohiko Yano[1], Tadafumi Kishimoto[2,3], [1]Tokyo Insti. Technol., Lab for Adv. Nucl. Energy, [2]Osaka Univ. Graduate School of Sci., [3]Osaka Univ. Res. Center for Nucl. Sci. .

光誘起ドリフトによる放射性セシウムの高効率同位体分離の数値解析

Numerical analysis on highly-efficient isotope separation of radioactive cesium by light-induced drift

*結城謙太[1]，松岡雷士[1]，小林孝徳[1]，難波愼一[1]

[1]広島大学

Cs-135 の核変換の前処理として、光誘起ドリフト効果を用いた Cs-133 と Cs-135 の同位体分離の成立性の検討を行った。本研究では、レーザー光によって結合された二つの量子準位の衝突断面積の差によって生じる巨視的な粒子の流れである光誘起ドリフトの同位体による速度差を数値的に計算した。強衝突を仮定した数値計算の結果、450 K のヘリウムガスにおいて最大の分離効率が得られることが示された。

キーワード：レーザー同位体分離，原子法，核変換，衝突断面積

1. 緒言

Cs-133 は Cs-135 より中性子捕獲断面積が大きいため、核変換処理の際には同位体分離が必須となる。しかし、レーザー同位体分離法を含む既存の手法では十分な効率が見込めない。そこで我々は、基底状態と励起状態での衝突断面積の差を利用して巨視的な粒子の流れを作ることができる光誘起ドリフトという現象に着目した（図 1）。光誘起ドリフトは日本でも過去に研究されており、2008 年に東北大学のグループが Rb における光誘起ドリフト効果の観測実験を行っているが[1]、Cs-135 分離への適用可能性の検証は未だ行われていない。

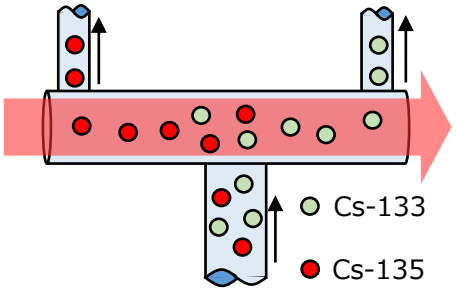


図 1 光誘起ドリフトによるセシウム同位体分離の概念図

2. 数値計算と結果

光誘起ドリフト速度は既往の論文[2]で提案されている方法に基づいて導出した式を用いて、定常状態の仮定の下で計算を行った。衝突断面積は第一原理計算によって求めた原子間相互作用ポテンシャルから、WKB 近似を用いて算出した。

セシウムガス圧力には各温度でのセシウムの蒸気圧を用い、バッファーガス圧力はセシウムガス圧力の 1000 倍とした。また、分離レーザー強度とリポンプレーザー強度はそれぞれ、0.1 W/cm^2、1 W/cm^2 とし、それぞれのレーザーの伝播方向は同じ方向とした。ヘリウムバッファーガス中での Cs-133、Cs-135 の D1 線遷移を利用した場合には、温度 350 K、バッファーガス圧力 12.2 Pa の条件下で、図 2 に示すように互いに反対方向に 1000 cm/s 程度の光誘起ドリフト速度が得られる周波数域が存在することがわかった。また、温度 450 K、バッファーガス圧力 3379 Pa の条件下では、光誘起ドリフト速度は温度 350 K のときと比較して減少するものの、セシウム蒸気圧が大きくなるため、結果としてセシウム年間処理量の見積もりは実験室レベルの小型レーザー装置においても最大で 600 g 程度となることがわかった。

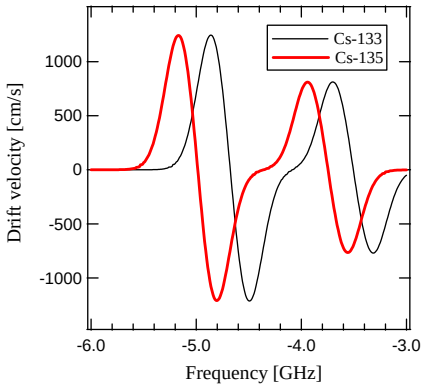


図 2 光誘起ドリフト速度のレーザー照射周波数依存性の一例（D_1線、ヘリウムバッファー）

参考文献

[1] M. Okamoto, T. Nakamura and S. Sato, Mat. Trans. **49**, 2632-2635 (2008).

[2] A. I. Parkhomenko, A. M. Shalagin: Quantum Electronics **44**, 10, 928-938 (2014).

*Kenta Yuki[1], Leo Matsuoka[1], Takanori Kobayashi[1] and Shinichi Namba[1]

[1]Hiroshima University

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I01-04] Environmental Safety Assessments

Chair: Kimiaki Saito (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:55 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I01] Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*Tomohiro Jumonji[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Shigekazu Hirao[1,3], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu Electric power, 3.Fukushima Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I02] Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi yamazaki[2], Kazuo Matsui[2] (1.Nagoya Univ., 2.Chubu erectric power)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I03] A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Choonsik Lee[2], Wesley Bolch[3] (1.JAEA, 2.NCI, 3.Univ. Florida)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I04] Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

*Yoshitaka Yoshhida[1] (1.INSS)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

メソスケール大気拡散数値モデルを用いた原子力施設周辺の大気拡散特性解析

Analysis of atmospheric dispersion characteristics around a NPS with a mesoscale atmospheric dispersion model

*十文字 倫大[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]、山崎 直[2]、松井 計雄[2]、平尾 茂一[1,3]
[1]名大院工、[2]中部電力、[3]福島大学

本研究では大気拡散数値モデルを用いて実際の原子力施設周辺を対象として定常放出を仮定した放射性物質の大気中濃度と地表面沈着量を計算し、気象場再現性の検証や大気中濃度や地表面沈着量の風下距離依存性の評価、気象状況との関連性について発表する。

キーワード：大気中濃度、地表面沈着量、大気拡散モデル

1. 諸言　放射性物質の環境放出を伴う原子力施設事故時には、放出した放射性物質による線量率等を把握するとともに、一般公衆への速やかな防護措置の立案及び実施が重要である。本研究では大気拡散数値モデルを用いて実際の原子力施設周辺を対象として放射性物質の大気中濃度と地表面沈着量を計算し、１年間における施設周辺の拡散特性を解析した。

2. 解析方法　使用したモデルは、気象モデル WRF と物質の輸送・沈着過程を計算するラグランジュ型移流拡散モデルから成る。気象場計算では気象庁メソ客観解析データと海面温度データ、米国地質調査所の土地利用データを入力とし、原子力施設周辺 600 km 四方及び 199 km 四方の 2 領域によるネスティング計算を行った。放射性物質を 1 年間において定常放出し続けたと仮定した場合の大気中濃度と地表面沈着量を計算した。その後、大気中濃度と沈着量の分布から対象地域に特有の拡散状況及び発生確率の高い状況の解析を行った。対象期間は 2011 年の 1 月から 12 月とした。

3. 結果・考察　Fig,1、2 に冬期（2 月）および夏期（8 月）の平均地上濃度の風下距離分布をそれぞれ示す。冬期は他の月に比べて、風下方向の減少傾向が大きい。これは陸上から吹く寒冷な空気が温暖な海面を通過することにより、乱流混合が促進されて希釈が進むことによると解釈される。また夏期は、放出地点近傍の濃度が高く、風下方向での濃度の減少が緩慢である。前者は大気安定度が不安定であることに起因し、後者は海上でのより安定な大気成層によるものと考えられる。

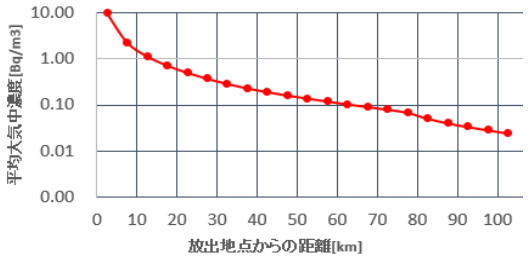


Fig.1 平均地上濃度の風下距離分布(2 月)

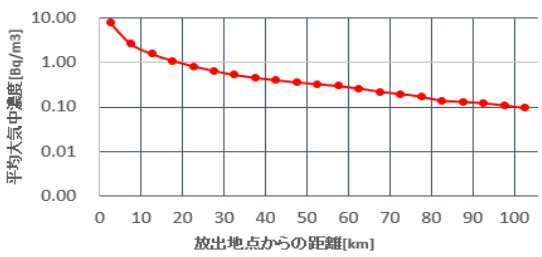


Fig.2 平均地上濃度の風下距離分布(8 月)

Tomohiro Jumonji[1] ,Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Tadashi Yamazaki[2], Kazuo Matsui[2], Shigekazu Hirao[1,3]
[1] Nagoya Univ. [2]Chubu Electric Power [3]Fukushima Univ.

NaI 波高分布を用いた地面上核種濃度評価に対する土壌中浸透の影響評価

Evaluation of in-soil infiltration effects to surface concentration estimation of radionuclides from NaI pulse height distribution.

*齊藤 杏介[1]、奥 安人夢[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]、山崎 直[2]、松井 計雄[2]
[1]名大院工、[2]中部電力

本研究では福島事故起源 FP 核種の影響を含むモニタリングポスト(MP)で測定された NaI 波高分布を利用し、各地点周囲の MP 局舎、地形等の幾何学的構造、核種の浸透を考慮した地面上 FP 核種放射能濃度推定を行った。推定値と実測値を比較し、推定精度の妥当性を検討した。周辺の幾何学的構造が異なる MP 間での波高分布の光子輸送計算による再現性の差異を検討し、土壌浸透の影響を評価できるかを議論する。

キーワード：地面濃度、FP 核種、NaI(Tl)検出器、EGS5、浸透

1.諸言　原子力発電所事故時の周辺住民の内部・外部被ばく線量を評価するためには、大気中・土壌中放射能濃度の測定および空間γ線線量率の測定が必要である。しかし福島第一原子力発電所事故(以下、福島原発事故)初期、それらは限られた地点でしか測定されなかった。先行研究では、大気中放射能濃度を正確に推定するには、地面上放射能濃度をより正確に推定する必要があることが示された。そこで本研究では 7 地点の MP で測定された NaI(Tl)波高分布を利用し、土壌中への浸透を考慮した核種別地面上放射能濃度の推定を行い、土壌浸透の影響を評価できるかを議論する。

2.推定方法　対象核種は静岡県内にある MP の波高分布実測値から光電ピークを確認できた人工放射性核種(^{131}I、^{132}I、^{134}Cs、^{137}Cs、^{132}Te)とラドン壊変生成物(^{214}Bi、^{214}Pb)とした。対象核種の主要なγ線エネルギーの光電ピークが一つのエネルギー幅(BIN)に収まるように核種毎に BIN を設定した。電磁カスケードモンテカルロコード(EGS5)により計算した各 BIN の光電ピーク部の計数率が測定された計数率と一致するように、最小二乗法を用いて核種別に地面上放射能濃度を計算した。EGS5 計算では検出器の大きさ、形状および MS 周辺の幾何学的構造(MS 建屋、周囲の地形、素材)を再現した。放射性物質は MP 建屋上および道路上に一様に存在すると仮定した。また、土壌面上では浸透を考慮し指数分布に従って存在する場合と地表面一様に存在する場合を仮定した。解析期間は 2011 年 3 月 20 日から 4 月 30 日とした。

3. 推定結果・考察　重量緩衝深度 β の値を変えて、実測の波高分布の低エネルギー側(120～180 keV)と計算により再構築した波高分布で最も良く一致する β 値に決定した。ある MP での核種の地表面浸透を考慮した濃度推定値の時間変化(β=2 cm^2/g)を Fig.1 に、浸透を考慮せずに求めた濃度推定値を Fig.2 に示す。本手法で算出した ^{131}I 地面上濃度推定値は 2011 年 4 月 15 日に測定された ^{131}I の in-situ 測定値と概ね一致した。^{131}I、^{132}I、^{132}Te および ^{136}Cs の 3 月中の推定値から求めた見かけの半減期は各核種の物理学的半減期と概ね一致していた。放射平衡の関係である ^{132}I と ^{132}Te は、概ね近い値で濃度が推定された。^{132}I/^{132}Te 比の 3 月中平均は浸透考慮時には 0.88、浸透考慮無では 0.71 であった。浸透を考慮することで低エネルギー側に光電ピークを持つ ^{132}Te の推定精度が向上することが示された。

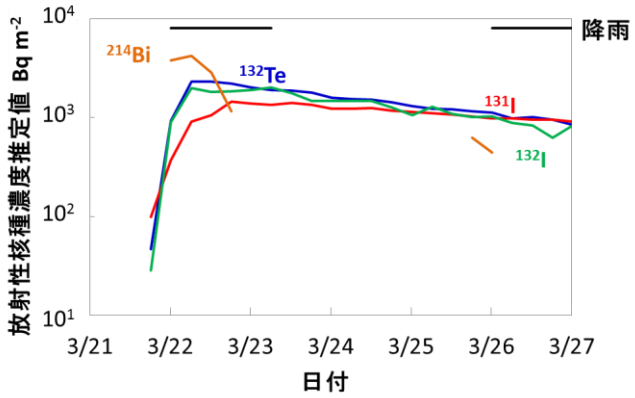


Fig.1　濃度推定値の時間変化(浸透考慮有　β=2 cm^2/g)

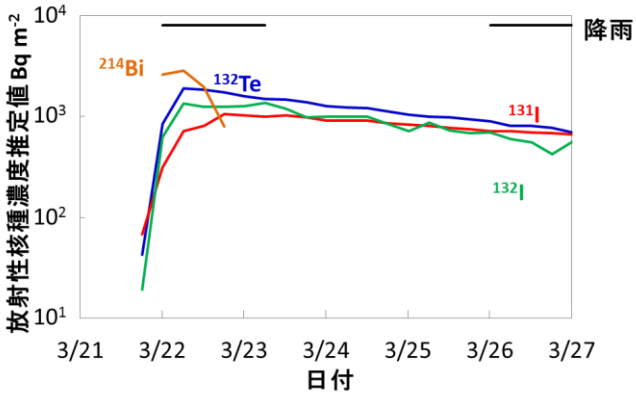


Fig.2　濃度推定値の時間変化(浸透考慮無)

*Kyousuke Saitou[1], Atomu Oku[1] , Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1],Tadashi Yamazaki[2] and Kazuo Matsui[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Chubu Electric Power

土壌に分布した放射性セシウムによる外部被ばくに対する個人線量当量のシミュレーション研究

A simulation study of personal dose equivalent for external exposure to radioactive cesium distributed in soil

*佐藤 大樹[1]，古田 琢哉[1]，高橋 史明[1]，W. Bolch[2]，C. Lee[3]
[1]原子力機構，[2]フロリダ大学，[3]米国立癌研究所

土壌に分布した放射性セシウムによる外部被ばくに対する年齢別の個人線量当量 *H*p(10)を、モンテカルロ法に基づく放射線輸送計算コード PHITS を用い解析した。さらに、先行研究[1]で求めた同じ被ばく条件下の周辺線量当量 *H**(10)および実効線量と比較し、諸量の相関関係を明らかにした。

キーワード：放射性セシウム，モンテカルロ計算，PHITS，個人線量当量，福島第一原発事故

1. 緒言　原子力規制委員会は、福島第一原発事故による避難者の帰還に対して、従来の空間線量率から推定される被ばく線量ではなく、個々人の線量を測定し管理することを基本にすべきとの指針を示した。通常、個人モニタリングでは、適切に校正された線量計を身体に装着して、個人線量当量 *H*p(10)を測定する。帰還後の住民の被ばく線量管理のためには、土壌に放射性セシウムが沈着した環境で線量計が与える個人線量当量の値を解析し、規制値を与えている実効線量との相関関係を明らかにすることが有用となる。

2. 計算方法　放射線輸送計算コード PHITS により、実際の個人線量計の校正に利用されている ^{137}Cs 線源から放出される光子を ICRU の定めるスラブファントムに前面から照射する条件を模擬し、ファントム表面での空気カーマとファントム内 10mm 深さでの線量当量を計算した。この結果に基づき、本解析で用いる線量計の校正定数を決定した。次に、先行研究[1]において解析した土壌深さ 0.0, 0.5, 2.5, 5.0, 10.0 および 50.0g/cm^2 に一様分布した放射性セシウム（^{134}Cs および ^{137}Cs）による地表面での環境放射線場を用い、新生児、1 歳、5 歳、10 歳、15 歳および成人を表す人体ファントムの胸部前面における空気カーマを計算した。その後、計算した空気カーマに校正定数を適用することで、線量計による測定で得ることが想定される各年齢の個人線量当量 *H*p(10)を導出した。

3. 結論　図 1 に土壌中の ^{134}Cs に対する実効線量と個人線量当量の比を示す。個人線量当量は、実効線量を僅かに上回り、環境放射線場においても、防護量である実効線量を合理的に評価できる実用量であることが分かった。発表では、他に周辺線量当量 H*(10)との比較や、任意の土壌分布に対する解析結果も示す。

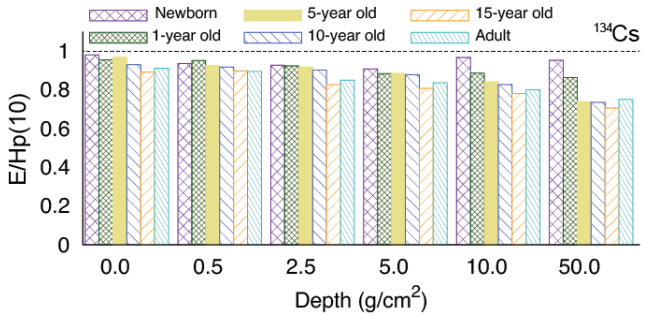


図 1　年齢別の実効線量と個人線量当量 *H*p(10)との比.

参考文献

[1] D. Satoh et al., Age-dependent dose conversion coefficients for external exposure to radioactive cesium in soil, J. Nucl. Sci. and Technol, Vol. 53, No. 1, 69-81, 2016.

*Daiki Satoh[1], Takuya Furuta[1], Fumiaki Takahashi[1], Wesley Bolch[2] and Choonsik Lee[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Florida, National Cancer Institute

OIL に基づく被ばく線量評価の検討

（3）飲食物摂取量の OIL6 被ばく線量への影響

Study on Radiation Dose Evaluation based on the OIL

(3) Influence by intake of foods and drinks for OIL6 dose

*吉田　至孝[1]

[1]原子力安全システム研究所

運用上の介入レベル（OIL）のうち、OIL6 飲食物摂取制限の判断基準に基づく被ばく線量を評価する上で、飲食物摂取量は重要なパラメータである。飲食物摂取制限は加工前の食品や加工に用いる飲料水等を対象としており、作物等を細かく分析して個別に評価される。そこで、近年実施されている国民健康・栄養調査における飲食物摂取量データから飲食物摂取制限の判断基準レベルの汚染があった場合の被ばく線量を計算し、年齢層別、男女別、地域別の影響を検討した。その結果、被ばく線量は平均で 5mSv/y 未満となり、地方間での差は小さい結果が得られた。

キーワード：運用上の介入レベル、公衆防護措置、原子力災害、被ばく線量、飲食物摂取制限

１．緒言

運用上の介入レベル（OIL）に対する包括的判断基準である被ばく線量に着目して、OIL 観測値に基づく被ばく線量評価手法の検討を行っている。本研究では、OIL6 飲食物摂取制限に着目して、飲食物摂取量の不確かさによる OIL6 被ばく線量への影響を検討した。

２．OIL6 被ばく評価手法の概要

OIL6 被ばく線量は、年間の飲食物摂取量、単位重量あたりの放射性物質濃度および核種毎の放射性物質摂取線量換算係数の積で求められる。飲食物中の放射性物質の減衰に伴う濃度低下および年間均等摂取を仮定して摂取時期による被ばく期間の短縮効果を見込んだ。

３．飲食物摂取量の分析

厚労省の平成 23～25 年度国民健康・栄養調査[(1)]の結果から、飲食物摂取量を抽出して年齢層別（幼児、小児、成人）、男女別、地方別の平均値と 95%上限値（2σ）を求めた。ただし、食品の加工に伴う希釈・濃縮効果は無視するとともに、飲料水についてはデータが無いため、飲食物摂取制限の指標の検討[(2)]で用いられた値を参考に幼児 360 kg/y、小児と成人 600 kg/y とした。

４．OIL6 被ばく線量の試計算

すべての飲食物が飲食物摂取制限の放射性物質濃度まで汚染されていたと仮定し、対象核種をヨウ素 131 とセシウム 137 として OIL6 被ばく線量を試計算した。その結果、平均で幼児 4.6 mSv、小児 3.1 mSv、成人 2.7 mSv、95%上限値で幼児 7.2 mSv、小児 4.5 mSv、成人 4.1 mSv となった。成人を地方別に見ると 95%上限値で 3.9～4.1 mSv の間にあり、地方間での差はほとんど見られなかった。男女別では、何れの年齢層においても飲食物摂取量が多い男性の被ばく線量が、95%上限値で幼児 0.23mSv、小児 0.38 mSv、成人 0.52 mSv 程度上回った。

表１　OIL6 被ばく線量の試計算結果

単位：mSv/y

		平均	95%上限値
幼児	全体	4.60	7.15
	男性	4.67	7.26
	女性	4.52	7.03
小児	全体	3.12	4.49
	男性	3.22	4.68
	女性	3.01	4.30
成人	全体	2.67	4.09
	男性	2.82	4.34
	女性	2.54	3.82
	北海道	2.54	3.90
	東北	2.68	4.11
	関東Ⅰ	2.64	4.00
	関東Ⅱ	2.66	4.06
	北陸	2.71	4.13
	東海	2.56	3.87
	近畿Ⅰ	2.59	3.94
	近畿Ⅱ	2.60	3.92
	中国	2.66	4.06
	四国	2.64	4.01
	北九州	2.58	3.91
	南九州	2.57	3.91

５．考察と今後の課題

対象核種をヨウ素 131 とセシウム 137 に限定して計算した結果、飲食物摂取制限の指標検討[(2)]で介入線量レベルの指標とされた 5 mSv/y を平均で下回ったが、95%上限値では幼児が上回った。原子炉では多様な核種が生成されており、測定されていない核種や同位体の寄与を考慮していく必要がある。

参考文献

(1): 厚生労働省国民健康・栄養調査, http://www.mhlw.go.jp/bunya/kenkou/kenkou_eiyou_chousa.html

(2): 飲食物摂取制限の指標について, 原安委防災対策専門部会環境 WG, 平成 10 年 3 月 6 日, (1998).

*Yoshitaka Yoshida[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I05-08] Radiation Dose Assessment

Chair: Yoshiaka Yoshida (INSS)

Wed. Sep 7, 2016 3:55 PM - 5:05 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I05] Development of S value evaluation code for organ doses

*Sakae Kinase[1] （1.JAEA ）

3:55 PM - 4:10 PM

[1I06] Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1], Masanori Kimura[1], Masahiro Munakata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:10 PM - 4:25 PM

[1I07] Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] （1.JAEA）

4:25 PM - 4:40 PM

[1I08] Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS.

*kazuji miwa[1], taro shimada[1], shizuka takai[1], nobuhide nabekura[1], seiji takeda[1] （1.JAEA）

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

内部被ばく臓器S値評価コードの開発

Development of S value evaluation code for internal dosimetry

*木名瀬　栄[1,2]

[1]原子力機構，[2]茨城大学連携大学院

本研究では，国際放射線防護委員会(ICRP)の最新の核データ(Publ.107)を用いた内部被ばく臓器 S 値(mGy/Bq・s) 評価コードを開発した。

キーワード：内部被ばく，ICRP，核データ，S 値，比吸収割合

1. 緒言

ヒトの内部被ばく臓器線量評価には，一般的に S 値(mGy/Bq・s)が適用される。S 値は, ICRP Publ.30 で規定する比実効エネルギー(SEE)と本質的に同じものであり，「線源臓器内の放射性核種の単位累積放射能あたりの標的臓器の平均吸収線量」を示す。これまでのヒトの内部被ばく臓器 S 値は，米国で開発された SEECAL コードを用いて，光子/電子などに対する比吸収割合(SAF)および核データ情報に基づき算出した。しかし, SEECAL コードは，放射線防護上用いるべき人体モデルの SAF や核データを参照していないことなどの理由により，改良する必要がある。本研究では，ICRP ボクセルモデルを対象とする SAF データを参照可能な構造とした, ICRP の最新の核データを用いた内部被ばく臓器 S 値(mGy/Bq･s)評価コードを開発した。

2. 開発コード

内部被ばく臓器 S 値評価コードは，放射性核種の放出放射線に対する SAF データを指定することにより S 値(mGy/Bq・s)を算出する。核データは ICRP Publ.107 のデータファイルを適宜参照することとした。

2-1. SAF データ

ICRP はボクセルモデル(Publ.110)を対象にした SAF のデータセットを公開予定としている。開発したコードでは，今後公開される ICRP の SAF データセットが利用できるよう，10keV～10MeV の単色光子/電子の SAF について標的/線源臓器の組み合わせを行方向，放射線エネルギーを列方向とするテキストファイルを参照可能にした。また, SAF の補間には区分的 3 次エルミート補間法を適用した。

2-2. 核データ

本コードでは, ICRP Publ.107 に用意された 5 つの核データファイル(NDX, RAD, BET, ACK, NSF)を活用した。NDX ファイルは 1252 核種の物理的半減期などの情報, RAD ファイルは 1252 核種の放出放射線のエネルギー情報, BET ファイルはベータ線エネルギースペクトル情報, ACK ファイルはオージェ電子情報(S 値評価では利用しない), NSF ファイルは自発核分裂核種の中性子情報が収録されている。

3. 甲状腺ヨウ素 131 の S 値評価

開発したコードにモンテカルロ計算により評価した ICRP ボクセルモデルの光子/電子 SAF[1]を入力し，放射性ヨウ素 131 に対する甲状腺 S 値(自己吸収)を算定した。その結果，成人男性モデルは 1.6×10^{-9} mGy/Bq・s, 成人女性モデルは 1.8×10^{-9} mGy/Bq・s であり，これまで放射線防護上用いられてきた MIRD の値(1.61×10^{-9} mGy/Bq・s)と同程度であることを確認した。

参考文献[1] 木名瀬栄，本間俊充, ICRP/ICRU ボクセルファントムを用いた甲状腺比吸収割合評価，日本原子力学会「2011 年春の年会」P07

*Sakae Kinase[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Ibaraki Univ.

オフサイトにおける防災業務関係者の線量評価モデルの検討 （1）福島第一原子力発電所事故時の防災業務関係者の活動内容と被ばくに寄与する核種の検討

Consideration of Dose Evaluation Model of Emergency Responders in Off-site
(1) Consideration of Emergency Responder's Actions and Dose Contribution by Radionuclides in Fukushima-Dai-ichi Nuclear Power Station Accident

*嶋田 和真[1]，廣内 淳[1]，木村 仁宣[1]、宗像 雅広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設の緊急事態状況下のオフサイトにおいて住民の避難誘導等を行う防災業務関係者の線量評価モデルを検討するために、福島第一原子力発電所事故時（1F 事故時）のオフサイトで活動した防災業務関係者の活動内容・外部被ばく個人線量及び被ばく線量に寄与する放射性核種の組成に関して検討を行った。

キーワード：防災業務関係者，福島第一原子力発電所事故，オフサイト，外部被ばく線量，大気拡散計算

1. 緒言　原子力施設の発災初期は事故進展が不明であり、放射性物質の放出の予測を行うことは難しいため、発災初期の対応は事故が起こる前にあらかじめ準備することが必要不可欠である。本研究は、防災業務関係者の安全確保を事前に検討するための線量評価モデルの構築を目的としている。今回の報告では、1F 事故時の情報を基に防災業務関係者の線量評価モデル構築に向けた課題を検討する。

2. 手法及び結果　2-1. オフサイトの空間線量率の推定

1F 事故を例としてオフサイトの空間線量率の経時変化等を推定した。国連科学委員会のソースターム[1]から大気拡散計算を用いて放射性核種の大気中濃度と地表面沈着量を求めた。防災業務関係者の活動地域における空間線量率に関する情報を得るため、モニタリングポストの観測値と計算値を比較して計算値が観測値のプルーム通過時刻等を概ね再現していることを確認した。次に、空間線量率に寄与している核種の割合をプルームの通過前後で評価した。12 日において放射性プルームが通過する際の外部被ばくに寄与する主な核種は希ガスの Xe-133 であったこと、15 日以降の 2 週間の外部被ばくに寄与する主な核種は I-131 と Te-132、I-132 であったことが示唆された。これより、1F 事故直後における防災業務関係者の外部被ばく線量に寄与する核種は半減期が数日の核種が主である可能性が示された。

2-2. 防災業務関係者の活動内容・外部被ばく線量の分析

上記の推定と合わせて線量評価モデルを構築するために、1F 事故時の防災業務関係者(警察、消防)の活動内容、外部被ばく線量のデータを時系列に沿って分析した（図）。個人線量計によるデータの分析から最も線量が高かった関係者の場合、15 日までの間に線量が増加しており、16 日以降の線量は漸増となっていた。これは、15 日までは活動時間が 1 日 21 時間以上となった避難支援・誘導が主な活動だったのに対し、16 日以降の活動内容は警戒活動等に変化し、それに伴って屋外での活動時間が 1 日 12 時間以内に減少したためである。

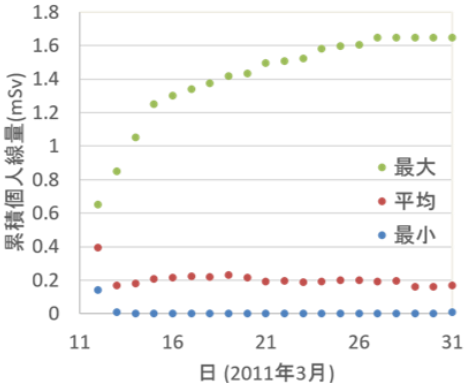


図　防災業務関係者の累積個人線量の推移

3. 結論　以上の検討により、防災業務関係者の線量評価モデル構築のためには、1F の様なケースでは事故直後の短寿命核種からの被ばくと、事故経過日時に応じた活動内容の変化を考慮する必要があることが分かった。

参考文献　[1]UNSCEAR. Report Volume 1 (2013)

本発表は、内閣府受託（平成 27 年度地域の原子力防災体制の充実・強化に係る技術的情報の整備事業）の成果である。

*Kazumasa Shimada[1], Jun Hirouchi[1] Masanori Kimura[1] and Masahiro Munakata[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

コーカソイドの体格を基準とした内部被ばく線量係数の日本人への適用に関する検討

Application of dose coefficients for internal exposures based on Caucasian physique to Japanese

*真辺 健太郎[1]，佐藤 薫[1]，高橋 史明[1]
[1]原子力機構

様々なβ-γ核種の摂取に対し、平均的成人日本人ファントム（男性: JM-103、女性: JF-103）に基づく線量係数を評価し、ICRP 標準ファントムに基づく性平均線量係数と比較した。その結果、線量係数の差が±10%以内となったケースは、JM-103 で 87%、JF-103 で 73%であった。

キーワード：内部被ばく、線量係数、ICRP 標準ファントム、平均的成人日本人ファントム、放射線防護

1. 緒言　国際放射線防護委員会 ICRP は、実効線量はコーカソイドの標準的な体格及び臓器質量（以下、身体的特性と呼ぶ。）を有する ICRP 標準ファントム（男性: RCP-AM、女性: RCP-AF）に基づく男女別等価線量を男女間で平均し、これに組織加重係数を適用して評価することを、2007 年基本勧告で定めた。現在、ICRP は、標準ファントムの比吸収割合 SAF を評価するとともに体内動態モデルを見直すことで、内部被ばく線量係数（放射性核種 1 Bq 摂取当たりの預託実効線量、単位 Sv/Bq）の改訂を進めている。そこで、ICRP の新しい線量係数を我が国の防護体系に今後取り入れる際には、身体的特性の異なる日本人男女に対して、どの程度の過小又は過大評価となるかを把握しておくことが重要となる。本研究では、成人日本人の平均的な身体的特性を有する日本人ファントム（男性: JM-103、女性: JF-103）[1]による線量係数を評価し、RCP-AM 及び RCP-AF を用いて評価した性平均の線量係数と比較した。

2. 線量係数の計算方法　線量係数の導出に必要な SAF データとして、JM-103 の光子・電子 SAF は真辺らが既に公開したデータ[2]、ICRP 標準ファントム（男性: RCP-AM、女性: RCP-AF）の電子 SAF は Zankl らのデータ[3]を用いた。JF-103 の光子・電子 SAF、RCP-AM 及び RCP-AF の光子 SAF は、新たに MCNPX を用いて評価した。摂取した核種の体内挙動を与える組織系動態モデルは、現在 ICRP により見直しが進められているが、正式な刊行物として公開されていない。そこで、摂取した核種の各組織・臓器における壊変数は、1990 年勧告に基づく線量係数（ICRP Publ. 68）の評価に使用された組織系動態モデルを適用して算出した。放射線加重係数及び組織加重係数は ICRP2007 年勧告に従い、核種の放出放射線や半減期に関するデータは ICRP Publ. 107 を採用した。以上のデータやモデルを用いて、916 種類のβ-γ核種に対し、化学形の違いを考慮して経口摂取は 1,014、吸入摂取は 1,863 の全 2,877 ケースについて線量係数を計算した。

3. 結果と考察　全 2,877 ケースにおける JM-103 及び JF-103 の線量係数と ICRP 標準ファントムの性平均線量係数との差について、図 1 にヒストグラムとして示す。体格の違いから、ICRP 標準ファントムに基づく性平均線量係数に対し、JM-103 及び JF-103 の線量係数はそれぞれ小さく、又は大きくなる傾向が確認された。最も過小評価となる場合の差は JM-103 で+47%、JF-103 で+110%であったが、+30%以上の差が確認されたのは男女合わせて 18 ケースのみで、JM-103 で 87%、JF-103 では 73%のケースで差が±10%以内となった。以上のことから、身体的特性の異なる日本人の男女それぞれに対し、コーカソイドの身体的特性を反映し、かつ性で平均化された線量係数を適用したとしても、放射線防護において著しく過小又は過大評価するケースは限定的であると考えられる。

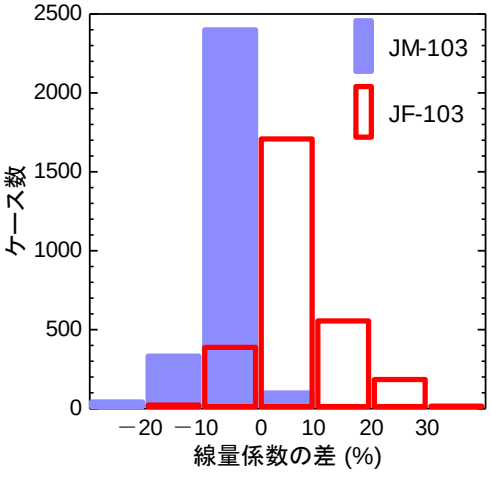


図 1 JM-103 及び JF-103 の線量係数と ICRP 標準ファントムの性平均線量係数との差

参考文献

[1] K. Sato, et al., JAEA-Data/Code 2011-013 (2011).
[2] 真辺ら, JAEA-Data/Code 2014-017 (2014).
[3] M. Zankl, et al., Phys. Med. Biol. **57** 4501 (2012).

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所敷地内での汚染がれきの限定再利用可能な放射性セシウム濃度の試算

Evaluation of radiocesium concentration in contaminated debris for restricted recycling in the site of Fukushima Daiichi NPS

*三輪　一爾[1]，島田　太郎[1]，高井　静霞[1]，鍋倉　修英[1]，武田　聖司[1]
[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

東京電力福島第一原子力発電所（1F）内で保管されている汚染がれきを 1F 敷地内で限定的に再利用する際に、再利用可能な放射性セシウムのめやす濃度を試算した。
キーワード：限定再利用、汚染がれき、福島第一原子力発電所、放射性セシウム濃度　バックグラウンド線量率

1. 緒言：1F 敷地内に保管されている汚染がれきを資源化物として敷地内のある特定の用途に限定して再利用すること（限定再利用）が検討されている。本研究では、1F 敷地内での道路材（舗装材、路盤材）への再利用を想定し、再利用可能とする資源化物中の放射性セシウム濃度のめやす値を試算した。

2. 限定再利用の考え方：現行のクリアランス制度においては、制約のない自由な流通を想定し、放射線による障害防止のための措置を必要としないレベルとされる 10μSv/y を再利用物からの被ばく線量の上限値として、その条件を満たす濃度（クリアランスレベル）が設定されている。一方、1F 敷地内では廃止措置に向けた作業に従事する作業者はすべて放射線業務従事者として登録され、被ばく線量管理が行われている。こうした状況下において、限定的に再利用される資源化物のめやす濃度を設定した例は国際的にもなく、新たな考え方を導入する必要がある。そこで、本研究では、現状の 1F 敷地内のバックグラウンド（BG）線量率に着目し、汚染がれきから取り出された放射性物質を有する資源化物を汚染されていない資材の代わりに使用することによって上昇する空間線量率が、BG 線量率を超えないことを必要条件とした。これによって限定再利用による追加被ばく線量は一定程度に抑制され、本来の廃止措置作業に充てられる時間が大きく減少することも避けることが可能となる。図 1 に本評価のフローチャートを示す。現在の 1F 敷地内サーベイマップから 1μSv/h が広範囲に数多くみられることから、BG 線量率を 1μSv/h と設定し、再利用によって上昇する空間線量率がこれを超えないように、各再利用用途のめやす濃度を試算した。そのうえで、めやす濃度で道路材への再利用をした際に線源から受ける放射線業務従事者の年間追加被ばく線量並びに東京電力が目標とする 1F 敷地境界上での空間線量 1mSv/y への再利用による寄与を評価して、限定再利用のめやす濃度の妥当性を確認することとした。

3. めやす濃度の試算：汚染コンクリートがれきから取り出した資源化物をコンクリート道路あるいはアスファルト道路（幅 9m、長さ 100m）の舗装材あるいは路盤材として利用した場合について、道路中央高さ 1m の位置における線量率が 1μSv/h となるように資源化物中の放射性セシウムのめやす濃度を試算した（表 1）。1F 敷地内で限定的に再利用可能なめやす濃度はアスファルト道路の舗装材で最小の 7,400Bq/kg、コンクリート道路の路盤材で最大の 10 万 Bq/kg となった。発表では試算した資源化物中のめやす濃度の妥当性確認のための評価についても報告を行う。

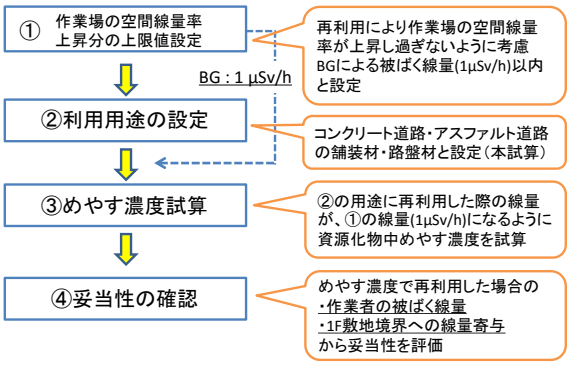


図 1：1F 敷地内の限定再利用評価のフローチャート

表 1：道路材への再利用における適用個所別のめやす濃度

舗装形態	用途（放射線源）	舗装厚さ（cm）	路盤厚さ（cm）	1μSv/h 相当核種濃度（Bq/kg）
アスファルト	路盤材	5	80	1.3×10^{4}
	舗装材	20	－	7.4×10^{3}
コンクリート	路盤材	15	80	1.0×10^{5}
	舗装材	30	－	8.1×10^{3}

*Kazuji Miwa[1], Taro Shimada[1], Shizuka Takai[1], Nobuhide Nabekura[1], Seiji Takeda[1],
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 27 年度廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである。

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1I09-12] Biological Effects

Chair: Toshihiro Shibata (IES)

Wed. Sep 7, 2016 5:05 PM - 6:15 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[1I09] Migration in environment and microscopic analysis of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry, 2.Facalty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, Tsukuba University, 3.Department of Environmental Management Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research Laboratory for advanced Nuclear Energy, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperaion Stanford University)

5:05 PM - 5:20 PM

[1I10] Molecular Science for the role of microorgansims governing migration of radionuclides

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2], Michael F Hochella[3] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, 3.Department of Geosciences, Virginia Tech)

5:20 PM - 5:35 PM

[1I11] Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

*Yuriko Nakano[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Kyushu University Department of Chemistry)

5:35 PM - 5:50 PM

[1I12] Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University)

5:50 PM - 6:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島表層環境に存在する高濃度セシウム含有微粒子の原子スケール特性とその環境動態

Migration in environment and atomic scale properties of the particle containing high concentration of radioactive cesium present in Fukushima

*古木　元気[1], 井元　純平[1], 落合　朝須美[1], 山﨑　信哉[2], 難波　謙二[3],
大貫　敏彦[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6], 宇都宮　聡[1]
[1]九大院理, [2]筑波大, [3]福島大, [4]東工大, [5]ナント大, [6]スタンフォード大

熊川河口堆積物、河川流域表層土壌から福島第一原発由来の高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)を単離し、原子スケールで解析したところ、内部組織は他の CsMP と同様に Fe-Zn 酸化物ナノ粒子の凝集体が SiO_2 のマトリックスに覆われていた。河川流域と河口堆積物で同様の粒子が検出されたことから、CsMP の表層における動態が明らかになり、その後の海洋への流出が示唆された。

キーワード：高濃度放射性セシウム含有微粒子

1. 緒言

福島原発由来の放射性 Cs は土壌中の粘土鉱物に吸着し、環境中を移行していると考えられてきた。その中で高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)は環境中における放射性セシウムの移行に関して、これまでとは異なる重要な要素であると考えられる。しかし CsMPs の詳細な内部構造や移行形態は明らかになっていないため、本研究では熊川河口堆積物、河川流域表層土壌から CsMPs を検出し、電子顕微鏡技術を用いたナノスケール分析により、CsMPs の内部構造、構成元素、元素分布を明らかにすることで、環境中における放射性セシウムの化学形態と移行挙動を解明することを目的とした。

2. 実験

本研究では、福島県で採取した土壌と河川堆積物から CsMPs を単離した。各々の試料のオートラジオグラフィー測定を行い、放射能の強いスポットをカーボンテープで分取した。そのカーボンテープを細分化して走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分光装置により粒子を検出した。ゲルマニウム半導体検出器を用いて放射能を測定した後、集束イオンビームにより粒子を 200 nm 以下まで薄片化した。その超薄切片を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて詳細に分析した。

3. 結果および考察

γ線測定の結果から、CsMPs の単位質量当たりの放射能が福島の環境土壌に比べて $10^{7\sim8}$ 倍であることが分かった。TEM-EDX の分析結果から CsMPs の主な構成元素として O, Si, Fe, Zn, Cs, Sn, Rb, Cl, Mn が検出され、これらの元素は粒子内部に不均質に分布していた。また高分解能 TEM 観察により、CsMPs のマトリックスは非晶質な SiO_2 で構成されており、その内部には Fe, Zn からなる結晶性を持つナノ粒子が取り込まれていることが明らかになった。ナノ粒子の EDX 分析により Fe-Zn に相関関係が見られ、フランクリナイト($ZnFe_2O_4$)の存在が示唆された。さらに粒子内部において CsCl および CsOH の内包物が同定された。以上の結果から、環境中の CsMPs 内部における Cs の化学状態が明らかになった。またこれらの粒子は同様の元素由来、形成過程を経ていると考えられ、環境中における CsMPs の土壌から河川への移行プロセスとその後の海洋への流出が示唆された。

---

*Genki Furuki[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohonuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6] and Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst.Tech., [5]Nantes Univ., [6]Stanford Univ.

放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究
（1） 地圏微生物ー環境ナノ粒子間相互作用

Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(1) Interaction between microorganisms and environmental nanoparticles in subsurface

*宇都宮 聡[1]，正木 翔太[1]，中野 友里子[1]，市吉 健太[1]，大貫 敏彦[2]，Michael F. Hochella, Jr.[3,4]，
[1]九大院理，[2]東工大，[3]バージニア工科大，[4]PNNL，

微生物ーナノ粒子間相互作用の機構解明のために、酵母菌と不溶性セリアナノ粒子を用いた室内実験を行ったところ、ナノ粒子に対する暴露によって放出物、内部タンパク質（Eno2p）の変異を明らかにした。また、微生物放出物はナノ粒子のコロイド安定性を向上させることが分かった。

キーワード：地圏微生物，環境ナノ粒子

1. 緒言

地下環境中には多種の微生物、ナノコロイドが普遍的に存在し、放射性核種コロイドが微生物と相互作用を理解する必要がある。本研究では(ⅰ)ナノ粒子が微生物に与える影響、(ⅱ)微生物がナノ粒子に与える影響について双方向から研究を行い、元素移行に対するナノ粒子ー微生物間相互作用の影響を評価することを目的とした。

2. 実験

(ⅰ)CeNPs を 100 ppm 添加した培地を用いて培養した *S.cerevisiae* を分離回収し、pH=2, 3, 5, 7 に調整した 1 mM NaCl 水溶液中に入れ浸透した。溶出した細胞外放出物(EPS)は誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)、イオンクロマトグラフィー(IC)、 高速液体クロマトグラフィー(HPLC)、全有機炭素計(TOC)を用いて分析した。CeNPs による *S.cerevisiae* に対する毒性（viability）はメチレンブルー染色法によって定量し、CeNPs による *S.cerevisiae* のタンパク質変異については二次元電気泳動を行った後に Peptide Mass Fingerprinting (PMF)分析によって同定した。

(ⅱ)YPD 培地にて培養した *S.cerevisiae* を分離回収し、pH 3 に調整した 1 mM NaCl 水溶液中に添加した。72 時間後 *S. cerevisiae* を除去して EPS 溶液を得た。pH 6 に調整した EPS 溶液中での CeNPs の凝集過程について動的光散乱(DLS)装置及び紫外可視分光光度計を用いて測定し、ζ電位も測定した。比較として 1 mM NaCl (control)、0.16 mM H_3PO_4 においても同様の測定を行った。EPS を 1 時間吸着させた CeNPs に対して、全反射測定法によるフーリエ変換赤外分光分析(ATR-FTIR)と X 線光電子分光分析(XPS)を用いることで吸着化学種を特定した。

3. 結果と考察

(ⅰ)HPLC の結果から CeNPs に暴露させた *S.cerevisiae* は、CeNPs 非存在下と比較して放出された有機物種の相対的量に変化がみられ認められるとともに、リンの放出量の減少が確認された。これらの相違は CeNPs が酵母の生育段階を変化させたことを示唆している。培養中に CeNPs を暴露させた酵母をに対してタンパク質の PMF 分析を行ったところ、解糖系に関わる酵素である Eno2p の過剰発現が見られ、CeNPs が酵母の代謝活動に影響を与えていることが示唆された。

(ⅱ) *S. cerevisiae* 由来 EPS は分子量が 3000 以下のタンパク質や多糖類、リン酸、有機リン化合物を含有し、CeNPs 表面に対する多糖類とリン酸の優先的な吸着が確認された。Control、 Phosphate、EPS 水溶液中における CeNPs の臨界凝集濃度[mol L-1]は 0.01、0.14、0.25 であり、リン酸と多糖類の吸着は凝集を抑制することが分かった。しかし、各溶液中でのζ電位は+23 mV (Control)、-40 mV (Phosphate)、~0 mV (EPS) であり、凝集の抑制機構は多糖類の有無によって異なることが示唆された。リン酸のみの場合、凝集抑制は CeNPs のζ電位減少に伴う粒子間静電斥力の増大に起因する。一方、EPS の系では多糖類の吸着により形成された立体斥力によって凝集が抑制される。このように EPS によるナノ粒子の凝集抑制効果は共存している陰イオンの影響を受けないことが考えられる。

以上のことから微生物ーナノ粒子間相互作用を解析するために、酵母菌と不溶性セリアナノ粒子の混合実験を行い、放出物、内部タンパク質（Eno2p）の変異を明らかにした。また、微生物放出物はナノ粒子の安定性を向上させることが分かった。

---

*Satoshi Utsunomiya[1], Shota Masaki[1], Yuriko Nakano[1], Kenta Ichiyoshi[1], Toshihiko Ohnuki[2] and Michael F. Hochella, Jr.[3,4]
[1]Kyushu Univ., [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Virginia Tech, [4]Pacific Northwest National Lab.

放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究 (2) 有機分子の吸着によるナノ粒子の凝集機構への影響評価

Molecular Science for the role of microorgansims goveming migration of radionuclides

(2) Effects of Organic Molecules on the Aggregation of CeO_2 Nanoparticles

*中野 友里子[1]，宇都宮 聡[1]

[1]九州大学大学院理学研究員化学部門

本研究では糖、アミノ酸及びリン酸の吸着によるコロイド凝集挙動への影響を実験的に評価し、糖の吸着はリン酸の吸着を促進し、アミノ酸の吸着はζ電位のみを変化させる効果があった。細胞外放出物の吸着による凝集抑制効果は主にリン酸の静電反発によることが分かった。

キーワード：凝集挙動，有機物質，吸着，ζ電位

1. 緒言

地下水中において放射性核種などの有害元素はナノ粒子のコロイドに吸着することで移行が促進される。[1]コロイドの移行速度はその粒径に依存し、粒径は凝集によって変化するため地下水の組成に依存する。凝集挙動に関与する因子の一つとして地下水中に多量に存在している微生物が放出する細胞外高分子物質(EPS)の影響は大きいと考えられる。EPS にはさまざまな成分が含まれているが、そのうちリン酸と多糖、タンパク質などが CeO_2 ナノ粒子(CeNPs)に吸着し、またこれにより凝集抑制されることが確認されている。[2] しかし吸着した EPS 成分がどのように凝集挙動に関与しているかは未解明である。そこで本研究では EPS の吸着による凝集抑制効果のメカニズムの理解につなげるために糖とリン酸の吸着による凝集挙動への影響を実験的に明らかにすることを目的とした。

2. 実験

本研究では、四種類の糖 D-glucose、D-maltose、stachyose、α-cyclodextrin、及び二種類のアミノ酸 L-glutamic acid、L-histidine を用いた吸着、凝集実験を室温、pH 6.0、イオン強度 1-1000 mM NaCl の条件で行った。有機物もリン酸も含ない系(control)、糖のみの系(type S)、アミノ酸のみの系(type A)、リン酸と糖の混合系(type S+P)、リン酸とアミノ酸の混合系(type A+P)、リン酸のみの系(type P)に CeNPs を加えて反応させた。各系に関して UV-Vis を用いた濁度の経時変化及び凝集速度の解析、溶液組成分析に基づくリン酸及び有機物の CeNPs への吸着量の定量、粒子のζ電位測定を行った。

3. 結果と考察

濁度の経時変化及び凝集速度測定からリン酸を含む系では凝集が抑制され、リン酸吸着による静電斥力の効果を示唆した。glucose とリン酸の混合系では凝集速度が他の系より小さくなっていた。液相分析から有機物とリン酸の混合系におけるリン酸の吸着量はリン酸のみの系の吸着量の 1-1.5 倍になることが分かった。ζ電位測定からリン酸の吸着量が増加しているにも関わらず type S+P は type P と同じ結果となった。これは糖の吸着により粒子のすべり面の面積が大きくなりすべり面における電荷密度がリン酸のみが吸着した場合の電荷密度と同程度になったためと考えられる。また pH 3-6 で type A+P は type P よりもζ電位の絶対値が小さくなっていた。これはアミノ酸が両性イオンであるため電気二重層の厚みが小さくなったためと考えられる。以上のことから糖の吸着はリン酸の吸着を促進し、アミノ酸の吸着はζ電位のみを変化させる効果があった。ESP の吸着による凝集抑制効果は主にリン酸の静電反発によることが分かった。

参考文献

[1] A.P. Novikov *et al*., 2006, *Science* 314 (5799) 638-641

[2] S. Masaki *et al*., submitted

---

*Yuriko Nakano[1] and Satoshi Utsunomiya[1]

[1] Kyushu University Department of Chemistry

放射性核種移行挙動に対する微生物影響因子の分子科学的研究
（3）*Saccharomyces cerevisiae* 由来の細胞外放出物と希土類元素間の相互作用

Molecular Science for the role of microorganisms governing migration of radionuclides
(3)Interaction of Extracellular polymeric substances from *Saccharomyces cerevisiae* and Rare Earth Elements

*市吉 健太[1]，落合 朝須美[1]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学理学府化学専攻

抄録:アクチノイドの代替元素である希土類元素と微生物の細胞外放出物(EPS)による結晶化プロセスを調べ、無機的合成と同様のラブドフェン構造希土類リン酸塩に EPS の取り込みが起きた。

キーワード:細胞外放出物(EPS)、バイオミネラリゼーション、セリウムリン酸塩、ホスホジエステル結合

1. 緒言

希土類元素(REE)は三価アクチノイドの代替元素として用いられるため、その地下圏での地球化学的挙動の解明は放射性核種移行挙動の予測に重要な知見を与える。地下水帯には微生物が普遍的に存在し、元素移行を支配するプロセスの一つと考えられている。これまでの研究では微生物を Ce 溶液と反応させると細胞内部から放出されるリン酸と微生物表面に吸着した Ce^{3+}が結合して $CePO_4$ ナノ結晶を生成することが分かっている[1]。この反応は微生物の表面官能基、代謝、EPS が関与しているが、各プロセスを詳細に解明した研究は少ない。本研究では EPS のみの反応性に注目し、EPS によるナノ結晶化プロセスの解明を目的とした。

2. 実験操作

YPD 培地で *S. cerevisiae* X-2180 を 24 時間培養し、培地を除去した後 1mM NaCl 溶液中で 72 時間 EPS を放出させた。EPS 放出開始時の pH を 3 か 5 とし、その後の EPS による pH 変化はそのままとした(pH3, pH5)。初期 pH3 の溶液は Ce イオンを加える前に pH3 に再調整した条件も作成した(pH3→3)。EPS を微生物から分離した後、それに Ce^{3+}溶液を加えて 72 時間撹拌させながら反応させ、0.10 μ m メンブレンフィルターでろ過した。この時[P]/[Ce^{3+}] > 1 と[P]/[Ce^{3+}] < 1 の 2 通りを用意した。回収した EPS、上澄み液は誘導結合プラズマ発光分光分析(ICP-AES)で測定した。固体は X 線回折(XRD)、透過型電子顕微鏡(TEM)、フーリエ変換赤外分光光度(FTIR)で分析した。また、[Ce^{3+}], pH に関して同様の実験を RNA で行った。

3. 結果・考察

EPS 中のリン酸基と Ce^{3+}によって $CePO_4$ が形成された。溶液中の全リンのうち約 80%がオルトリン酸で残りは有機リンであり、反応後は pH5(P/Ce<1, P/Ce>1)でリン濃度が～0 となったため、有機リンも沈殿形成に関与したことが分かる。ナノ結晶は針状のラブドフェン構造で結晶子サイズが pH3 は 3~12 nm, pH3→3 は 3~25 nm, pH5 は 2~5 nm であった。リン酸塩の結晶子サイズ依存性は無機的なものと同様であった。また、FT-IR によってアミド結合中の N-H 結合(変角振動)、C-N 結合(伸縮振動)に由来する 1541～1576cm^{-1} の範囲のピーク、核酸由来のホスホジエステル骨格に由来する 1200cm^{-1} 周辺のピークが検出され、ラブドフェンが結晶化するときにタンパク質、核酸が取り込まれることが示唆された。pH5, [P]/[Ce^{3+}] > 1 条件では希土類炭酸塩のランタナイトが析出したことから、EPS 中の CO_2 の存在も示唆された。また RNA と Ce^{3+} による沈殿形成も確認され、ホスホジエステル結合中のリンも反応性を有することが分かった。この時、ナノ結晶は針状ではなく球状であった。本研究の結果として EPS のみでも希土類と反応し、希土類リン酸塩ナノ結晶を形成することが分かった。

参考文献

[1] M. Jiang, T. Ohnuki, N. Kozai, K. Tanaka, Y. Suzuki, F. Sakamoto, E. Kamiishi, S. Utsunomiya *Chem. Geol.* 277(2010) , 61-69

*Kenta Ichiyoshi[1], Asumi Ochiai[1] and Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J01-04] Environmental Behavior 1

Chair: Hideki Kakiuchi (IES)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:05 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J01] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Takahiro Nakanishi[1], Hiroki Hagiwara[1] （1.JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1J02] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[1J03] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Tadahiko Tsuruta[1], Hisaya Harada[1], Toshiharu Misonou[1], Toshiyuki Matsuoka[1] （1.JAEA, Sector of Fukushima Research and Development, Fukushima Environmental Center）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J04] Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1], Kenso Fujiwara[1] （1.JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島長期環境動態研究
（18）福島県浜通り地域の河川における放射性セシウムの移行挙動

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima
(F-TRACE project)
(18) Migration behavior of radioactive cesium in a river system in eastern Fukushima

*中西 貴宏，萩原 大樹
原子力機構

福島県浜通り地域の河川における放射性セシウムの移行挙動を把握するため、水位・濁度連続観測、河川水中放射性セシウムの定期観測、河川敷土壌の深度分布等を調査してきた。本発表では、これまでに得られた結果から、放射性セシウムの起源や移動量について議論する。

キーワード：福島原発事故，放射性セシウム，河川

1. 緒言

福島原発事故により陸域に沈着した放射性セシウムは、河川に流入後、下流～海洋へと移行していき、一部は生活圏である下流の河川敷に堆積する。生活圏への放射性セシウム堆積挙動の理解は、外部被ばく線量変化の評価に重要である。(9) 河川敷における放射性セシウムの堆積挙動（2015 年秋の大会）では、下流の高水敷に放射性セシウムが蓄積しており、その濃度が集水域の沈着量と相関を示すことを報告した。本発表では、上～下流での水位・濁度連続観測と浮遊懸濁物質（SS）中 ^{137}Cs 濃度、及び ^{137}Cs 濃度の土壌深度分布調査から、放射性セシウムの起源や移動量について議論する。

2. 実験

福島県浜通り地方に位置する 5 河川（小高川・請戸川・前田川・熊川・富岡川）に河川連続観測装置を設置し、水位・濁度をモニタリングした。請戸川・富岡川は上～下流の複数地点で観測した。現地観測より求めた水位流量曲線から河川流量及び SS 移動量を推定した。観測地点において、自動採水器またはバケツにより採水を行い、SS 中 ^{137}Cs 濃度等を測定した。また、下流の高水敷において定期的にスクレーパープレート法による深度別（1 cm 間隔、～30 cm 深さ）土壌採取を実施し、^{137}Cs 蓄積量を算出した。

3. 結果・考察

上流観測地点間の結果比較から、侵食作用により SS 移動量が増加し、SS 中 ^{137}Cs 濃度も流域沈着量の違いにより変化することが確認された。下流では観測地点間で SS 移動量が徐々に減少する一方、SS 中 ^{137}Cs 濃度の変化は小さかった。地点間で SS 中粘土鉱物組成に変化がみられないことからも、侵食作用は小さく、運搬・堆積作用が主であることが示された。

下流の河川敷への土砂堆積量について、河川敷土壌の ^{137}Cs 深度分布から推定される堆積量と、観測地点間の結果比較から推定される堆積量は同程度であった。今後、高水敷の堆積速度及び土壌・SS の ^{137}Cs 濃度変化を継続的に観測し、外部被ばく線量の将来予測を実施する予定である。

---

*Takahiro Nakanishi, Hiroki Hagiwara
JAEA.

福島長期環境動態研究
（19）福島県浜通り地域の貯水池における放射性セシウムの動態

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (F-TRACE project)

(19) Transport and accumulation behavior of radioactive cesium in reservoir system

*舟木 泰智[1]，吉村 和也[1]，佐久間 一幸[1]，成田 哲也[1]

[1]原子力機構　福島環境安全センター

貯水池の底質を採取し，その放射性セシウムの蓄積履歴を用いて流域を移動する粒子の放射性セシウム濃度の時間変化を推定した．

キーワード：放射性セシウム，貯水池

１．緒言

貯水池での放射性セシウム（^{137}Cs）の移動・堆積挙動を把握するとともに，今後の移動・堆積挙動予測手法を開発することを目的として，浜通り地域に位置する 5 つのダムと大熊町と双葉町の 13 の小規模なため池で ^{137}Cs の動態調査を進めている．本報では，請戸川水系の中腹に位置する大柿ダムの底質調査，セディメントトラップ調査および水質調査から流域を移動する粒子の ^{137}Cs 濃度の時間変化について報告する．

２．方法

柱状採泥器およびセディメントトラップを用いて貯水池の底質および沈降粒子を採取した．また，採水器等を用いて放流水を採取した．底質・沈降粒子は，Ge 半導体検出器により放射能濃度を測定するとともに粒度試験を行った．放流水は ϕ0.45 μm のメンブレンフィルターでろ過後，Ge 半導体検出器により浮遊懸濁物質（SS）の放射能濃度を測定した．

３．結果・考察

底質および沈降粒子は，既往の土壌試料などの調査結果 [1] と同様に粒径が小さい画分ほど ^{137}Cs 濃度が高い傾向を示した．一般に比表面積（粒径）と ^{137}Cs 濃度の関係はべき乗の関数で表現できるとされ[2]，大柿ダムの底質および沈降粒子から推定された指数値は 0.22 であった．求められた指数値は事故から 5 年程度の期間においてほとんど変化しないため，今後もダム湖へ供給される粒子の比表面積（粒径）と ^{137}Cs 濃度の関係は，概ね上記の関数で説明できるものと考える．一方，放流水中の SS と粒径や ^{137}Cs 濃度などが類似していると考えられるダム湖の放流工付近で採取した底質の ^{137}Cs の蓄積履歴を復元し，粒径ごとの ^{137}Cs 濃度の時間変化について検討した結果，^{137}Cs 濃度は時間に依存して指数関数的に減少することがわかった．加えて，底質の採取後から継続的に捕捉している沈降粒子と放流水中の SS の ^{137}Cs 濃度の時間変化は，上記の底質の ^{137}Cs の蓄積履歴から推定した濃度の減少傾向と概ね一致した．以上のことから貯水池の底質は，流域を移動する SS の ^{137}Cs の濃度変化の履歴を保持しており，定期的に実施されている河川のモニタリング等を補完する上でも有効な情報を提供する．

参考文献

[1] Kato et al., 2012, *J. Environ. Radioact.* 111, 59–64.

[2] He and Walling, 1996, *J. Environ. Radioact.* 30, 117–137.

---

*Hironori Funaki[1], Kazuya Yoshimura[1], Kazuyuki Sakuma[1], Tetsuya Narita[1]

[1]JAEA

福島長期環境動態研究
（20）福島県沿岸域における海底土の放射性セシウム濃度変化等について

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant
in the environment of Fukushima (F-TRACE project)
(20) Spatiotemporal change of Cs in seabed sediment off the Fukushima coast

*鶴田 忠彦[1]，原田久也[2]，御園生敏治[1]，松岡稔幸[1]
[1]原子力機構，[2]サンコーコンサルタント

福島県の沿岸域（沖合約 20km 程度まで）の海底土の放射性セシウムの分布状況について調査を行った。沿岸域の多くの地点では，2013 年から 2015 年にかけて，放射性セシウムの濃度は明瞭な低下傾向を示すことが確認された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，福島県沿岸，海底土

1. 緒言

福島県沿岸域における水産業の再開等にあたっては，海底土の放射性セシウム（^{137}Cs）の分布予測が重要である。特に河川起源の ^{137}Cs は，今後も沿岸域に継続的に供給されることから，河川起源の ^{137}Cs の供給量，主要な供給イベント，供給範囲の特徴等の把握が重要である。そこで原子力機構では，2013 年から福島県の沿岸域において海底土の ^{137}Cs の分布を継続的に調査している。本報告では，特に ^{137}Cs 濃度等の変化について報告する。

2. 調査手法・範囲

福島県浜通り地域の 6 つの河川の沖合約 20km までにかけて，2013 年から 2015 年にかけて海底土の採取と ^{137}Cs の濃度等の分析を行った。採取地点は音波探査による海底地形や堆砂分布の特徴に基づき選定した。海底土はグラブ式及び柱状式（アシュラ及びバイブレーション式）を用いて採取した。 採取した海底土は Ge 半導体検出器により ^{137}Cs 濃度や粒径分布等を測定した。特に柱状式で採取した試料は試料を深度 1～2cm ごとに取り分けて ^{137}Cs 濃度等を測定した。

3. 結果・考察

グラブ式により採取した 2013 年と 2014 年の海底土の ^{137}Cs 濃度を比較したところ，多くの地点で ^{137}Cs 濃度の明瞭な低下が確認された（濃度低下率の平均は 61%）。また，2013 年と 2015 年の柱状試料を比較したところ，海底面下 5～10cm にかけての ^{137}Cs 量が 40～80%程度減少していることが確認された。さらに，柱状式により海底面下約 80cm までの ^{137}Cs 分布が把握できた試料について，海底土の粒度毎の ^{137}Cs 濃度の鉛直変化では，ほとんどの粒径の ^{137}Cs は，海底面に近づくほど低下することが判明した。これらの結果は，河川中の浮遊懸濁物質中の ^{137}Cs 濃度が 2012 年以降低下している結果[1]と矛盾しない。したがって沿岸域において，^{137}Cs 濃度の高い領域が将来的に形成される可能性は極めて低いと考えられる。

参考文献

[1] 中西貴宏ほか，2015. 福島長期環境動態研究:(9)河川敷における放射性セシウムの堆積挙動，日本原子力学会 2015 年秋，L36

---

*Tsuruta Tadahiko[1], Hisaya Harada[2], Toshiharu Misono[1] and Toshiyuki Matsuoka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]SUNCOH CONSULTNTS. Co., Ltd.

福島長期環境動態研究
(21)福島県浜通りの除染済みエリアにおける空間線量率の減少速度

Long-term assessment of transport of radioactive contaminant in the environment of Fukushima (T-TRACE project) (21) Decrease rate of air dose rates on decontamination area in Fukushima-Hamadori

*中間　茂雄[1]，吉村　和也[1]，藤原　健壮[1]
[1]原子力機構

福島県浜通りの除染したエリアにおいて、長期的な空間線量率の変化を測定した。約 3 年間の測定結果を解析した結果、地表面の材質、周辺環境の違いにより空間線量率の減少速度に有意な差が確認された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，除染，空間線量率，減少速度

1. 緒言

福島長期環境動態研究(F-TRACE project)の一環として、除染モデル実証事業により 2011 年度後半に除染が行われた帰還困難区域および居住制限区域において、住民の被ばく線量評価・予測に重要な、除染後の空間線量率の減少速度の把握を目的として、空間線量率測定を実施し、長期的な変化を調査した。

2. 調査・解析

福島県浜通りの除染済みエリア 6 地区内の計 198 点において、月 1 回空間線量率を測定した。2012 年度後半から 3 年間測定した空間線量率の減少速度 λ を、最小二乗法により指数関数近似し算出した。

3. 結果・考察

解析評価したλの分布を箱ひげ図により示す(図 1)。ほとんどの測定点で物理減衰(λ=5.1×10^{-4})よりも速い減少となった。土とアスファルトとの比較(図 1(a))では、λはアスファルトで有意に高い(P < 0.05)。土では、放射性物質の深度方向への移行により空間線量率の減少が物理減衰より速かったと考えられる。一方、アスファルトにおける放射性物質の深度方向への移行は構造上浸透しにくく小さい。よって、アスファルトにおける速い減少速度は、放射性物質の水平方向への流出に由来していることを示唆する。

図 1(b)および図 1(c)はそれぞれ地表面が土およびアスファルトについて、測定点の場所を森林内、森林近傍、開けた場所に分類した結果である。土での λ は、森林内＜森林近傍＜開けた場所の関係(P < 0.05)となり、アスファルトでは、森林近傍＞開けた場所の関係(P< 0.05)となった。地表面の材質の違い、森林の有無が影響した減少速度分布となっており、これらの考察について本発表にて報告する。

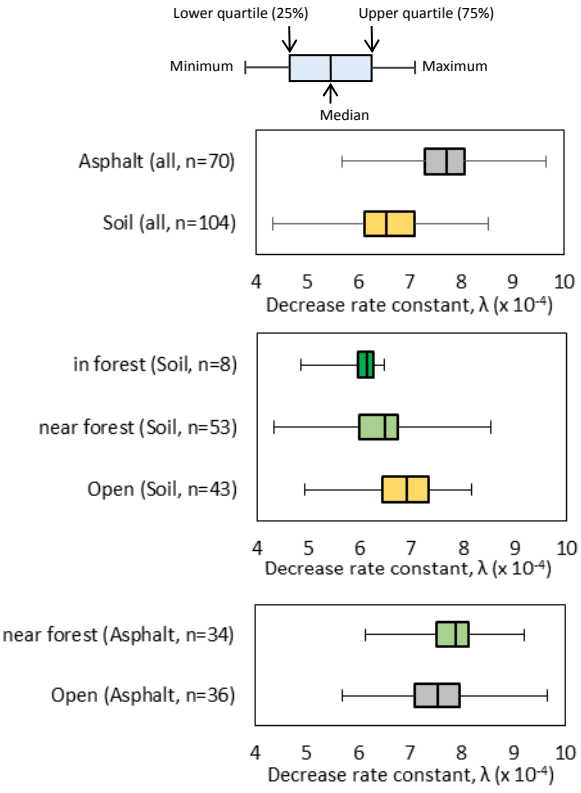


図 1　空間線量率の減少速度を表す定数 λ の分布
(a) 全測定結果（分類: アスファルト／土)
(b) 地表面: 土（分類: 森林内／森林近傍／開けた場所)
(c) 地表面: アスファルト（分類: 森林近傍／開けた場所)

*Shigeo Nakama[1], Kazuya Yoshimura[1] and Kenso Fujiwara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J05-07] Environmental Behavior 2

Chair: Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 11:05 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J05] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:05 AM - 11:20 AM

[1J06] Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1], Masahisa Watanabe[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[1J07] Analysis of cesium-bearing micro particles in the sediment samples obtained by a ROV in Fukushima coastal waters

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2], So Kamada[1], Blair Thornton[3] （1.National Maritime Research Institute, 2.Mitsui Engineering and Shipbuilding, 3.Tokyo University）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価：（１）モニタリングデータ分析による放射性核種の動態評価

Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants: (1) Insight of nuclide transport obtained by analyzing monitoring data

*町田 昌彦[1]，山田 進[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。こうした状況下、原子力機構では組織を超え、様々な研究者によって「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース)」が組織され、多種多様な視点から１Ｆが有するリスクの評価を行ってきた。本講演と次講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している、１Ｆ港湾内での核種の移流・拡散等の動態について、得られた知見を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、放射性核種モニタリング、汚染水、統計解析

１．はじめに

福島第一原子力発電所（１Ｆ）の事故以来、原子力建屋の地下に流れ込んだ地下水が放射性物質により汚染された後、その一部は地下水となり港湾内へと流入し、海洋への大量流出が危惧されたていたが、現在では、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少し、放射性物質の濃度も港湾内各点にて減少傾向にある。その一方、建屋付近も含めて敷地内に降った雨水は、排水路を通して港湾内に流入しているが、降雨時に排水路を通過する放射性物質の濃度が高くなり、排水量もまた、平常時と比べて増加することが、排水路のモニタリング結果から示されており、降雨時に、放射性物質の動きが活発になることが分かっており、森林・河川等の自然環境中での放射性物質動態の傾向と共通である。

以上、１Ｆでは未だに微量ながらも放射性核種の動きが観測され、最終的には海洋への流出リスクを有していると考えられ、このような１F の現状と潜在的リスクを科学的見地から系統的に評価するため、原子力機構では、「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース」を組織し活動してきた[1,2]。

本研究では、東電が海側遮水壁閉合という対策を、昨年秋に実施した前後での港湾内での海水の放射性核種濃度の推移を分析すると同時に、排水路のモニタリング結果の分析も併せて実施することで、１F での放射性核種の動態についての現状評価と今後の推移についても予測を試みる。

2. １F 港湾内の海水濃度のモニタリング結果と排水路モニタリング結果の分析

本研究では、海側遮水壁の完全閉合前後の状況を主に、他の対策施工の効果とも併せて（排水路敷設等）、１Ｆ港湾内海水濃度の推移と排水路モニタリングのデータを、統計解析手法等を用いて分析し、放射性核種の１Ｆ及び港湾での動態について、得られた知見を報告する。詳細な分析結果については当日報告する。

参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（１）モニタリングデータの分析と核種濃度の推移」, 原子力学会 2016 年春の大会

[2]山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（２）3 次元シミュレーションによる港湾内流動解析」、原子力学会 2016 年春の大会

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価 （２）3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション

Assessment of radioactive nuclide transport in the harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants: (2) Flow simulation for 3D hydrodynamic model

*山田 進[1]，町田 昌彦[1]，渡辺 将久[1]

[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故以来、汚染水の海洋漏洩が危惧されており、港湾内各地点にて各核種のモニタリングが定期的に実施されている。このような状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり、「１F 廃炉対策タスクフォース（旧称：汚染水タスクフォース）」が組織され、多種多様様な視点から汚染水の有するリスク評価を行ってきた。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している 3 次元流体モデルによる港湾内の海水流動及び核種の拡散過程のシミュレーション結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、3 次元動態解析シミュレーション，汚染水

１．はじめに

福島第一原子力発電所（１F ）の事故以来、原子力建屋の地下に流れ込んだ地下水が放射性物質により汚染された後、その一部は地下水として港湾内へと流れ込んでいると考えられていたが、現在では、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少し、港湾内の観測地点における放射性物質の濃度も減少傾向にある。その一方、敷地内に降った雨水は、排水路を通して港湾内に流入するが、排水路を通過する放射性物質の濃度は降雨時に高くなること等がモニタリングによって示されており、未だ、放射性物質の動きが観測されている。原子力機構では、こうした１F の現状や将来へのリスクを科学的見地から系統的に評価するため、「１F 廃炉対策タスクフォース」を組織し、その評価を行っている[1,2]。

本研究では、国・東電が対策を施した港湾内での海水の流れに対して、3 次元数値シミュレーションを実施し、その結果を報告すると共に１F の潜在的リスクの評価を試みる。

2. １F 港湾内の海水および放射性物質の移動に対する３次元シミュレーション

本研究では、海側遮水壁の完成後の状況（海底土被覆、シルトフェンス、排水路敷設等）を計算条件に反映させた 3 次元モデルに対して、シミュレーションを実施し、海水の振る舞い、および、排水路から流入した放射性物質の濃度分布とその時間変化を計算すると同時に、港湾外への影響を評価する。

詳細なシミュレーション結果については当日報告する。

参考文献

[1] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（１）モニタリングデータの分析と核種濃度の推移」, 原子力学会 2016 年春の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内海水環境評価：（２）3 次元シミュレーションによる港湾内流動解析」、原子力学会 2016 年春の大会

---

*Susumu Yamada[1], Masahiko Machida[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島県沿岸海域における ROV 採泥試料に含まれるセシウム含有粒子の分析

Analysis of cesium-bearing particles included in the sediments sampled by a ROV in Fukushima coastal waters

*大西 世紀[1]，小池 敏和[2]、鎌田創[1]、ソーントン・ブレア[3]
[1]海技研，[2]三井造船，[3]東京大学

福島沿岸海域において ROV を用いた海底土の採泥を行った。サンプル内の放射性セシウム含有粒子を分離し電子顕微鏡で分析した結果、放射性セシウム含有粒子は Si 酸化物主体であり、中には Al や Ca などを含有するものも存在することが分かった。

キーワード：放射性セシウム，セシウム含有粒子，海底土，ROV， 採泥サンプル，福島県沿岸海域

1. 緒言

福島県沿岸海域に残存している海底土内の放射性セシウム濃度は漸減傾向にある[1]にあるが、局所的には濃度が高い海域も残っている。このような海域の海底土分析は環境影響評価や放射性物質挙動の把握のために役立つだけではなく、事故時の原子炉に関する情報を得られる可能性があり重要であると考えられる。このため ROV(Remotely operated vehicle)を用いた海底土の取得及び分析を行った。

2. 採泥サンプルの取得及び分析方法

海底土放射能測定ロボットを福島県沿岸域に投入し、装備された吸引式採泥装置を用いて採泥を行った。得られた海底土を分割して放射性セシウム濃度を測定した結果、分取サンプル間で 50%以上のばらつきがあったため、高濃度セシウム含有粒子が存在すると推定し、分取と測定を繰り返すことで粒子を分離した。得られたセシウム含有粒子を走査型電子顕微鏡を用いて撮像及び元素分布測定を行った。

3. 電子顕微鏡に因るセシウム含有粒子の分析結果

電子顕微鏡による撮像結果が図 1 であり、表面元素マッピングが図 2 である。

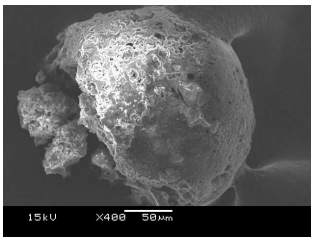


図 1 セシウム含有粒子像

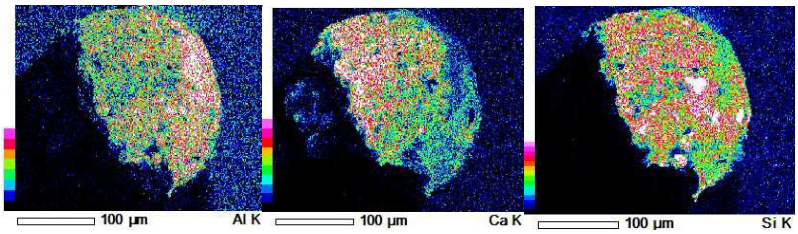


図 2 表面元素マッピング(左から Al, Ca, Si)

粒子は主にケイ素酸化物で構成されているが、表面には Al や Ca が偏在していることがわかった。また蛍光 X 線分析では粒子表面でのセシウムは検出限界以下であり既に脱落している可能性が高く、このような粒子の存在は海底土からの放射性セシウムの溶出が小さいことの一因となっていることが考えられる。

4. 謝辞

当研究は JST 先端計測分析技術・機器開発プログラム「海底土放射能分布測定ロボットの開発」の一部として実施されました。関係者の皆様に感謝致します。

参考文献

[1] 原子力規制庁 平成 26 年度海域における放射性物質の分布状況の把握等に関する調査研究事業 成果報告書

*Seiki Ohnishi[1], Toshikazu Koike[2] Kamada So[1] and Thornton Blair[3]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Mitsui Engineering and Shipbuilding, [3]University of Tokyo

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J08-12] Environmental Radioactivity 1

Chair: Takatoshi Hattori (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J08] Accumulation of ^{129}I in cropland soil caused by deposition of radioactive emissions released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Hideshi Fujiwara[1] (1.NARO)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J09] Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Yoshihiro Hirao[1], Mitsufumi Asami[1], Tamaki Ura[1] (1.National Institute of Maritime, Port, and Aviation Technology, 2.Institute of Industrial Science, the University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[1J10] Elucidation on the desorption of Cs from marine soil

*Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1], Takuya Kobayashi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1J11] Temporal changes in the vertical distribution of ^{137}Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*Kotomi Muto[1], Mariko Atarashi-Andoh[1], Jun Koarashi[1], Takeshi Matsunaga[1] (1.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1J12] Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1], Kenso Fujiwara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Univ. of Tsukuba, 3.Jikei Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所から放出された ^{129}I の農地土壌への沈着

Accumulation of ^{129}I in Cropland Soil Caused by Deposition of Radioactive Emissions Released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*藤原英司
農研機構

東電福島第一原子力発電所由来の放射性ヨウ素の大気降下は降雨時に多かった。^{129}I/^{131}I 比は大気降下物および畑地土壌から求めた値とも同等であった。畑地土壌の ^{129}I 濃度および降下物の ^{129}I/^{131}I 比をもとに表土の ^{131}I 濃度を計算により求めたところ、結果は事故当時の ^{131}I 濃度実測値とほぼ一致した。

キーワード： 放射性ヨウ素，大気降下，土壌汚染，ヨウ素 129，ヨウ素 131

1. 緒言

^{129}I は事故放出 ^{131}I の分布状況や被ばく影響を遡及推定するためのトレーサーとして活用され、指標には土壌の残留 ^{129}I がよく用いられる。しかし過去の核実験や核燃料再処理によっても ^{129}I の放出があり、その累積的な沈着は土壌中のバックグラウンドとして不均一に寄与している。信頼性の高い ^{131}I 推定のためには、このバックグラウンド分を ^{129}I 全量から差し引いて事故由来 ^{129}I 量を求める必要がある。特に東電福島第一原子力発電所事故への適用を考える場合、茨城県内の再処理施設に由来する ^{129}I の影響について検討を要する。そこで本研究では、同事故時に収集した大気降下物および畑地表土の試料から ^{129}I/^{131}I 比を求めるとともに、適切にバックグラウンド補正した表土 ^{129}I 濃度をもとに ^{131}I 濃度を計算し実測値と比較した。

2. 方法

茨城県つくば市の農業環境技術研究所の敷地内に開口部面積 1.5m^2 の水盤を設置し、2011 年 3 月 14 日以後 2 日毎に大気降下物試料を回収した。酸性化によるヨウ素の揮散を防ぐため、水盤内の水には有機アルカリ（TMAH）を添加した。一方同研究所の農場（畑）で、2011 年 3 月 19 日から 2012 年 6 月までに土壌を複数回採取した。採取には 100mL 金属円筒を用い、土壌厚み 5cm 区切りで深さ 15cm 範囲の試料を得た。採取から 1〜2 ヶ月以内に、各試料の ^{131}I 濃度を HPGe 検出器により測定した。その後試料を AMS による ^{129}I/^{127}I 原子数比測定に供し、^{129}I の大気降下量および土壌濃度を求めた上で ^{129}I/^{131}I 原子数比を計算した。

3. 結果及び考察

^{129}I および ^{131}I の降下量の推移から、これらの沈着は降雨時に多かったことが示された。降下物の ^{129}I/^{131}I 比は 19.1〜25.3 の範囲にあり、中央値は 21.4、^{131}I 降下量を加重要因とした加重平均値は 19.4 を示した。つくば市では 3 月 20 日〜24 日に ^{131}I 降下量が多く、加重平均値はこの期間の ^{129}I/^{131}I 比を反映する形であった。次いで ^{131}I 降下量が多かった 3 月 14 日〜16 日の ^{129}I/^{131}I 比は 20.5 を示した。バックグラウンド補正した畑地表土 ^{129}I 濃度および ^{131}I 濃度から求めた ^{129}I/^{131}I 比は 17.9〜20.5 であり、降下物の値と同等であった。また表土 ^{129}I 濃度および降下物の ^{129}I/^{131}I 比加重平均値をもとに計算した表土 ^{131}I 濃度推定値は、2011 年 3 月当時の ^{131}I 濃度実測値とほぼ一致した。以上より ^{129}I にもとづく ^{131}I 推定の妥当性が確かめられた。

参考文献

H. Fujiwara (2016) Observation of radioactive iodine (^{131}I, ^{129}I) in cropland soil after the Fukushima nuclear accident. Science of the Total Environment. doi: 10.1016/j.scitotenv.2016.06.004.

---

*Hideshi Fujiwara
National Agriculture and Food Research Organization (NARO)

海域における放射性物質の分布状況に関する調査研究

Research on Continuous Sea Area Monitoring for Radioactive Cesium

*鎌田創[1]，大西世紀[1]，ソーントン・ブレア[2]、浅見光史[1]、平尾好弘[1]、浦環[1]

[1]海上技術安全研究所、[2]東京大学生産技術研究所

抄録　福島県沖の海域における海底土放射能分布状況の把握を目的として、海底土放射能調査と海底地形調査を実施した。今回は曳航式ガンマ線スペクトロメータを用いて得られた、面的かつ連続的な海底土 ^{137}Cs 濃度分布、その経時変化、変動要因について報告する。

キーワード：NaI(Tl)，福島第一原子力発電所，海底土放射能分布，連続測定

1. 緒言　平成 23 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所(以下、1F)事故によって、原子力発電所から海域に放射性物質が放出された。そこで 1F 近傍海域の放射性物質の分布状況を把握し、中長期的な放射性物質の環境動態に資するデータ取得を目的として、平成 24 年度より海上技術安全研究所と東京大学生産技術研究所は、曳航型ガンマ線スペクトロメータ[1]を用いて、1F 近傍に分布する放射性物質の分布状況の調査をしてきた。本研究では、調査で得られた放射性物質の分布状況、その経時変化、さらに分布状況の変動要因を推定する。

2. 調査方法　1F 近傍の南北 50 km、東西 20 km の海域において、海底土放射能調査を実施した。調査船には、沖合 7.5 km 以内の沿岸海域では主として 20 トン未満の漁船を、沖合 7.5 km 以遠の沖合海域では 400 トン級の調査船をそれぞれ使用した。

海底土放射能調査では、NaI(Tl)を用いる曳航式ガンマ線スペクトロメータを海底に着底させて、調査船で引きずりながらガンマ線スペクトルを測定し、海底での NaI(Tl)の応答関数に基づく計数率・放射能濃度換算係数[2]を適用する事で海底土 ^{137}Cs 濃度分布を得た。採泥調査では、上記の調査船からマルチプルコアラーを用いて底質試料を採取した。得られた試料を表層からの深さで分けて、それぞれ含水率、強熱減量、粒径分布、炭素安定同位体比について分析した。

3. 結果・考察　得られた海底土 ^{137}Cs 濃度の海域全体に亘る平均は、平成 25 年度で 76Bq/kg-w、平成 26 年度で 43 Bq/kg-w であり、約 45％減少している事が分かった。また、本調査で得られた 1 F 近傍海域の ^{137}Cs 濃度分布状況を図 1 に示すが、^{137}Cs 濃度は 1F 近傍海域で高く観測される傾向にあり、特に沖合 4 km、沖合 6 km の測線上で、平成 25 年度に 1000 Bq/kg-wet を超える箇所が 20 箇所見つかった、平成 26 年度、平成 27 年度でも同様の傾向を示したが、^{137}Cs 濃度は減少傾向にある事が分かった。その他 ^{137}Cs 濃度は、沖合 10 km 付近で減少するが、沖合 20 km から南西にかけた海域では再び高い濃度が観測された。この傾向は平成 26 年度でも同様であり、当該海域では、宮城県沖から南西方向に連続する泥質帯の存在の影響が考えられた。採泥した試料も 16%-31%の含水率を持つ泥質だった。

なお、別に調査した、底質の炭素安定同位体比を分析した結果から、1F 近傍海域での海底土 ^{137}Cs 濃度に与える河川の影響が非常に小さい事が分かった。

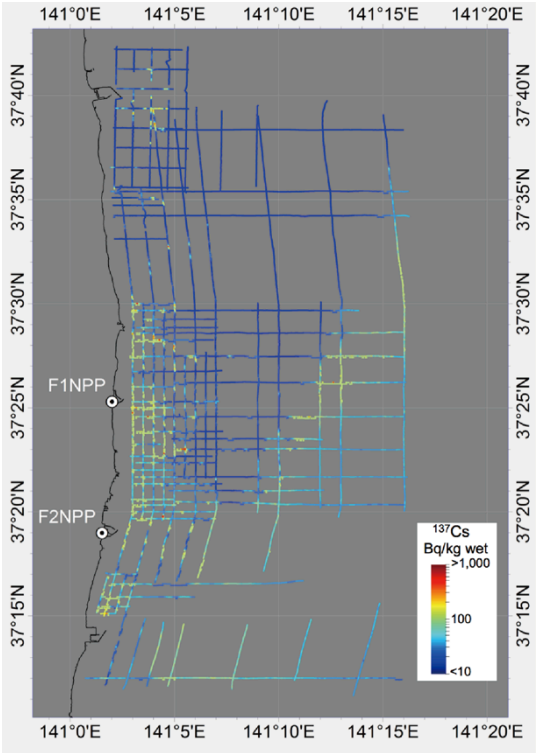


図1　1F近傍海域の^{137}Cs濃度分布測定結果

謝辞　本研究は、原子力規制庁からの受託研究平成 26 年度「海域における放射性物質の分布状況の把握に関する調査研究」の成果である。

参考文献　[1] Blair Thornton, et al., Deep Sea Res. I 79 (2013) pp. 10—19

[2] S. Ohnishi et al., Nucl. Instrum. Method A819, (2016) pp. 111—121

*So Kamada[1], Blair Thornton[2], Seiki Ohnishi[1], Mitsufumi Asami[1], Yoshihiro Hirao[1], and Tamaki Ura [1]

[1] National Maritime Research Institute [2] Institute of Industrial Science, the University of Tokyo

海底土セシウムの脱着反応過程の解明

Elucidation on the Desorption of Cs from Marine Soil

※瀬川 優佳里[1]，熊谷 友多[1]，渡邉 雅之[1]，乙坂 重嘉[1]，小林 卓也[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

海底土に人工海水を連続的に通水させる装置を制作し、放射性 Cs の溶出挙動を長期的に観測した。本講演では、製作した実験装置と 3 ヶ月間に渡る観測の結果について報告する。

キーワード：セシウム，海底土，脱着，環境放射能

1. 緒言

放射性セシウム（Cs）が海底土に吸着した場合、脱着による溶出はほぼ起こらないと考えられてきた[1]。しかしながら、福島第一原子力発電所事故後の 5 年間で、福島周辺海域の海底における放射性 Cs 濃度は緩やかな減少傾向を示しており[2]、海底土に吸着した放射性 Cs の継続的な溶出や、コロイドなどの懸濁物に付随した移行の可能性が示唆されている。海底土からの放射性 Cs 溶出・脱着反応過程を正しく理解することは、海洋における長期間にわたる放射性 Cs の移行挙動をより正確に予測する上で重要である。本研究では、海底土からの放射性 Cs 脱着反応過程を模擬するための装置を製作し、実海域で採取した試料を用いて連続観測を実施した。

2. 実験

2-1. 実験装置の概要

実験装置の模式図を図 1 に示す。リザーバー内の人工海水は送液ポンプでくみ上げられ、海底土試料を充填した試料カラム、懸濁物捕集のためのフィルタ、Cs イオン捕集のためのプルシアンブルーMC ビーズを充填した吸着カラムを通り、再びリザーバーに戻る。リザーバー内の人工海水は常に Cs を含まない状態で維持されるため、この実験系では海底土試料への再吸着反応過程が抑制され、脱着反応のみを観測することができる。

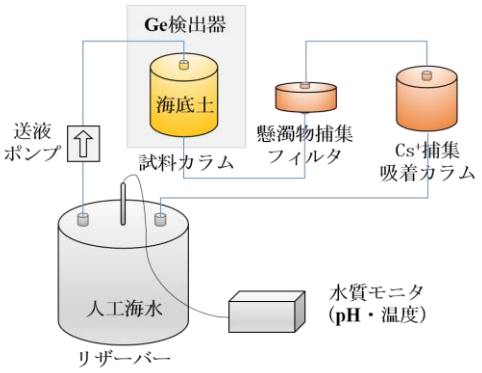


図 1　実験装置模式図

2-2. 測定

海底土試料に含まれる放射性 Cs の放射能の時間変化を試料カラムに直結した Ge 半導体検出器を用いて継続的に計測した。試料カラムには福島第一原子力発電所の沖合約 1.5 km の観測点（37°25.02’N, 141°03.01’E）で採取した海底土試料を 200g 充填した。実験開始時の ^{137}Cs の放射能は 435±3 Bq/kg 乾土であった。

3. 結果・考察

連続観測の結果、海底土試料中の放射性 Cs の放射能は長期的には有意に減少することを見出した。その減少速度は 2 段階で変化しており、実験開始から 10 日目付近までの減少速度は速く、それ以降では緩やかであった。本講演では、フィルタに捕集された懸濁物の測定結果も合わせて考慮し、海底土からの放射性 Cs の溶出・脱着反応速度や、その支配因子について詳しく議論する予定である。

参考文献

[1] Otosaka and Kobayashi. Environ, Mon. Assess. 185, 5419-5433, 2013

[2] 原子力規制庁. 沖合海域の海底土の放射能濃度の推移, http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/9000/8143/24/okiai_soil.pdf

※Yukari Segawa[1], Yuta Kumagai[1], Masayuki Watanabe[1], Shigeyoshi Otosaka[1] and Takuya Kobayashi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所事故で放出された Cs-137 の森林土壌中の深度分布とコンパートメントモデルによる下方移行評価

Temporal changes in the vertical distribution of ^{137}Cs in forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident: observations and model analysis

*武藤琴美, 安藤麻里子, 小嵐淳, 松永武
原子力機構

福島第一原子力発電所（福島第一原発）事故により森林土壌に沈着した放射性 Cs の挙動を解明するために、福島市内の植生の異なる森林において、2011 年から 2015 年の 4 年間にわたり放射性 Cs の深度分布調査を行った。
キーワード：福島第一原子力発電所事故、放射性 Cs、森林土壌、深さ分布

１．緒言 福島第一原発事故により大気中に放出された放射性 Cs は、その多くが森林に沈着し、現在も残留している。森林土壌に沈着した放射性 Cs の下層への移動は土壌の性質や植生に影響される。本研究では、日本の森林土壌における放射性 Cs の挙動を明らかにするために、植生や土壌の性質が異なる福島市内の森林において放射性 Cs の深度分布を繰り返し調査した[1], [2]。調査結果に基づいて、放射性 Cs の森林表面への沈着後の挙動をモデル化し、深度分布の中長期的な変化を予測した。

２．実験 調査地は福島第一原発から北西約 70 km に位置する福島市南西部の森林である。2 km 四方の範囲内で植生が異なる森林 2 カ所を選択し、放射性 Cs の深度分布調査を行った。調査は 2011 年 6 月から 2015 年 7 月にかけて、計 5 回実施した。試料は表層リター及び土壌に分けて採取した。表層リターは 900 cm^2 の面積から採取し、実験室で乾燥した後に摩砕した。土壌試料は表層リターを採取した後に、同じ場所からコアサンプラー（藤原製作所製、HS-25L）を用いて採取し、冷凍した状態で深さ毎に分割した。分割した試料は乾燥後に 2 mm 目開きのふるいにかけ、小石などを取り除いた。調製後の土壌試料及びリター試料の放射性 Cs 濃度を、Ge 半導体検出器(ORTEC 製、GEM20P4-70)を用いて測定した。

３．結果・考察 図 1 に深度分布調査の結果を示す。事故後 4 年を経て、リター層から土壌表層へと ^{137}Cs の移行が進行しており、その速度は植生により異なっていた。また、土壌における ^{137}Cs の分布は変化が少なく、土壌中での移行速度は遅いことが示唆された。さらに、深度分布の時間変化に対してコンパートメントモデルを適用し、コンパートメント間の移行係数を決定し、中長期的な予測計算を行った。発表では深度分布の経年変化やモデルを用いた予測計算の結果に対して詳細な議論を行う予定である。

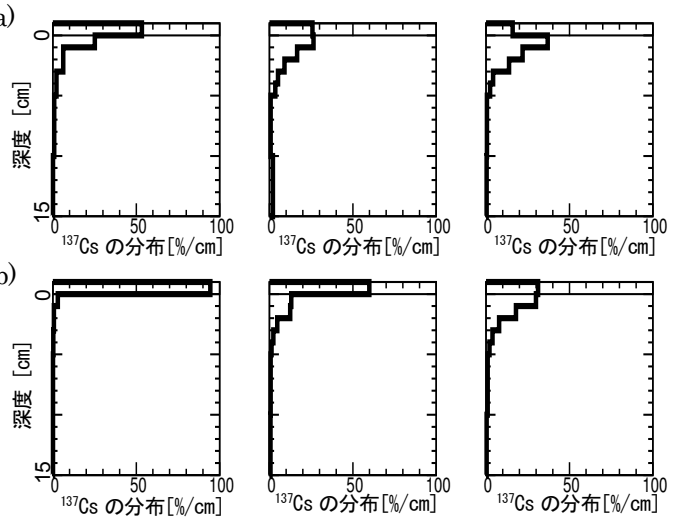


図 1 ^{137}Cs の深度分布. (a) 広葉樹優占林. (b) 針葉樹優占林. 左から 2011 年 6 月, 2012 年 3 月, 2015 年 7 月の結果。沈着した ^{137}Cs の総量に対する各層の割合を土壌 1cm 毎に示す。リター層の結果は縦軸 0 cm より上部に示す。

参考文献

[1] Koarashi et al., Sci. Total Environ. (2012)

[2] Matsunaga et al., Sci. Total Environ. (2013)

*Kotomi Muto, Mariko Atarashi-andoh, Jun Koarashi, Takeshi Matsunaga
Japan Atomic Energy Agency

福島第一原発半径 3km 圏内における放射性粒子の発生源の検討

Investigation of source of radioactive particles within 3 km from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant

*佐藤　志彦[1]，末木　啓介[2]，箕輪　はるか[3]，吉川　英樹[1]，中間　茂雄[1]，藤原　健壮[1]
[1]原子力機構，[2]筑波大，[3]慈恵医大

本研究では特に空間線量が高い福島第一原発から半径３km 圏内を中心に採取した、土壌を対象に、放射性粒子の放出に関与した放出炉を検討したので報告する。

キーワード：福島第一原発事故，放射性粒子，Cs 同位体比，

1. 緒言

福島第一原子力発電所(F1NPP)事故では事故初期において、ケイ酸を母材とした事故由来 Cs を含む放射性粒子が広範囲で見つかっている。F1NPP においても 1 号機が放出源の粒子が分離されているが、粒子全体がどの程度、F1NPP 周辺に分布しているかはまだ十分解明されていない。一方、F1NPP 周辺には複数の高線量を示す汚染の帯が報告されており[1]、これらの帯と放射性粒子の関係を明らかにすることは、粒子の放出源となった炉を特定し、事故進展プロセスを考察する上で重要な役割を果たすことが期待される。本研究では F1NPP から半径 3km 圏内の高線量地域に着目し、放射性粒子の存在と、発生源となった原子炉を検討したので報告する。

2. 実験方法

2014 年秋から 2015 年春に F1NPP 周辺 6 地点で土壌を採取した。試料に含まれるガンマ線放出放射性核種は高純度ゲルマニウム半導体検出器でその濃度を定量し、その後オートラジオグラフィ法で放射性粒子の探索を行った。発生源の検討は文科省が 2011 年に実施した広域土壌調査の結果[2]を組み合わせることで、放出時期も含めた検討を行った。

3. 結果と考察

ガンマ線放出核種の定量結果で、F1NPP から北方向で採取した土壌中の $^{134}Cs/^{137}Cs$ 同位体比は 0.92 であり先行研究より[3]、1 号機由来であると考えられる。しかしそれ以外の原発周辺は 0.96-1.02 を示し、 2、3 号機に由来する汚染が考えられた。また、3km 圏内における放射性粒子は、原発北側の 1 号機に由来する汚染地帯に加え、西側の場所からも数個の放射性粒子が見つかった。西側で得られた粒子の Cs 同位体比は 1.02-1.06 を示した。なお粒子の比放射能、構成元素、および Cs 同位体比は、これまでに見つかった 2 号機由来粒子と一致した。また銀の放出率は燃料温度に依存することが知られており[4]、文科省の調査で[2]原発西側の帯上における $^{110m}Ag/^{137}Cs$ 同位体比は 0.0002 以下で、他の原発周辺よりも 1 桁以上小さい値を示したことから、炉内の崩壊熱が抑えられてきた 15 日以降に汚染した可能性が高く、今回見つかった放射性粒子は当該地域を汚染したプリュームに含まれていたのではなく、15 日に 2 号機から放出したプリュームより飛散した可能性が高いと推定される。本発表では南側および第２の西側の帯についても報告する。

参考文献

[1] Y. Sanada, and T. Torii, J. Environ. Radioact. 139, 294-299 (2015). [2] Saito et al., J. Environ. Radioact. 139, 308-319 (2015). [3] Nishihara et al., JAEA-Data/code 2012-018 (2012), [4] Pontillon and Ducros, Nucl. Eng. Des. 240, 1853-1866 (2010).

---

*Yukihiko Satou[1], Keisuke Sueki[2], Haruka Minowa[3], Hideki Yoshikawa[1], Shigeo Nakama[1] and Kenso Fujiwara[1]
[1]JAEA, [2]Univ. of Tsukuba, [3]Jikei Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J13-17] Radiation Dosimetry

Chair: Jun Hirouchi (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J13] Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*Hideo Hirayama[1], Hioshi Matsumura[1], Yoshihito Namito[1], Toshiya Sanami[1] (1.High Energy Accelerator Research Organization)

4:05 PM - 4:20 PM

[1J14] Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi nuclear power plant

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinaya Yamasaki[2], Kenji Nanba[1,3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1.Department of Chemistry, Kyushu University, 2.Faculty of Pure and Applied Sciences and Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3.Department of Environmental Management, Faculty of Symbiotic System Science, Fukushima University, 4.Laboratoty for Advaced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology Institute of Innovative Research, 5.SUBATECH, the University and Ecole des Mines of Nantes and CNRS, 6.Department of Geological Sciences and Center for International Security and Cooperation, Stanford University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1J15] Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Daisuke Ozaki[1], Hideaki Kanehama[1], shinya Obata[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Masatoshi Shioiri[2], Mitsuhiro Imai[2], Yasuhiro Ikeda[2] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc., 2.Fuji Electric Co.,Ltd)

4:35 PM - 4:50 PM

[1J16] Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1], Masahiro Munakata[1] (1.JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[1J17] Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Toho University)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島県モニタリングポイントのNaI(Tl)波高分布データを用いた 2011年3月におけるI-131, I-132, I-133およびTe-132の挙動の研究

Research on the Behavior of I-131, I-132, I-133 and Te-132 at March, 2011 using NaI(Tl) Pulse Height Distributions at Monitoring Posts in Fukushima Prefecture

*平山　英夫、松村　宏、波戸　芳仁、佐波　俊哉
高エネルギー加速器研究機構

福島県から公開されているモニタリングポイントでのNaI(Tl)波高分布データを用いて、福島第1原子力発電所の事故で環境中に放出された放射性核種の主要な成分で、初期の内部被曝評価で重要なI-131, I-132, I-133およびTe-132の挙動について検討を行ったので、その結果について報告する。

キーワード：I-131, I-132, I-133, Te-132, NaI(Tl)波高分布，福島県モニタリングポスト

1. 緒言

福島第1原子力発電所の事故で環境に放出された主要な核種の内、内部被曝評価で重要なI-131, I-132, I-133およびTe-132の2011年3月における挙動を、福島県が公開しているモニタリングポスト（以下、「MP」という。）での波高分布数値データ[1)]を用いて検討した。

2. 使用した波高分布データとピーク計数率

公開されているMPの内、8カ所（山田（双葉町）、大熊町向畑、大野、南台、夫沢（大熊町）、松館（楢葉町）、二つ沼（広野町）、紅葉山（福島市））の１時間毎のデータを使用した。I-131については365 keV、I-132については955 keV、Te-132については228 keVのγ線の全吸収ピークに対応したネット計数率をピーク計数率とした。I-133については、530 keV近辺のγ線がI-133 (538 keV-87.0%)およびI-132(523 keV-16.0%)の合計であるとして、I-132の寄与を差し引いた計数率を使用した。波高分布データには、文献2で行った「桁あふれ補正」と「live-time補正」に加えて、空気吸収線量率が高い場合のTe-132のピーク計数率の補正及びI-131, I-132およびI-133が主要な状況でのパイルアップした波高分布からのピーク計数率推定という補正を行った。

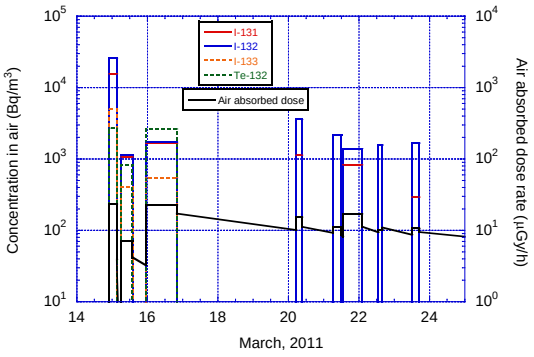


Fig.1 Time history of average concentrations of I-131, I-132, I-133 and Te-132 in plume together with air absorbed dose rates at Naraha-town Syoukan.

3. 検討結果

ピーク計数率の時系列変化から、プルーム中の放射性核種の寄与を求める手法[2)]を用いて、各核種のプルーム中濃度を求めた。原子炉停止から2～3日以内では、Te-132の濃度を求める場合に、Xe-135からの249 keVのγ線の寄与を除く必要がある。3月15日以降にプルームが飛来し、減衰によりXe-135の寄与が無視できる楢葉町松館での各核種のプルーム中濃度の時系列変化を第1図に示す。他のMPの結果を含めた検討については、当日講演で示す。

参考文献

[1]<http://hhttps://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025d/jikogo-post.html> (2016.5.25 final confirmation).

[2] H. Hirayama, H. Matsumura, Y. Namito, T. Sanami, Trans. At. Energy Soc. Jpn., 14, 1-11 (2015) .

*Hideo Hirayama, Hiroshi Matsumura, Yoshihito Namito and Toshiya Sanami
High Energy Accelerator Research Organization.

福島第一原発から放出された高濃度放射性セシウム含有粒子の生成過程

Unraveling the formation processes of Cs-rich microparticles in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*井元　純平[1]，古木　元気[1]，落合　朝須美[1]，山崎　信哉[2]，難波　謙二[3]，
大貫　敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Rodney C. Ewing[6]，宇都宮　聡[1]
[1]九大院理，[2]筑波大，[3]福島大，[4]東工大，[5]ナント大，[6]スタンフォード大

福島第一原発から高濃度の放射性セシウムを含有する粒子が放出されている。この粒子は放射性セシウムの化学状態や MCCI に関する重要な情報を有していると考えられる。本研究では電子顕微鏡技術を駆使して、この粒子の内部構造と元素分布を明らかにし、粒子生成過程と事故時の炉内環境を考察した。

キーワード：高濃度放射性セシウム含有粒子、MCCI、透過型電子顕微鏡

1. 緒言

高濃度の Cs を含有する粒子(Cs-rich micro-particles：CsMPs)は Si を主成分として炉内構成物や核分裂生成物から構成されており[1, 2]、原子炉内で起こった化学反応に関する有用な情報を保持していると考えられる。CsMPs を高分解で詳細に分析することで、未解明の初期段階の Cs 化学種や反応プロセス、炉内環境の解明が可能になる。本研究では電子顕微鏡技術を用いた CsMPs のナノスケール分析により内部構造、構成元素、元素分布を解析し、CsMPs の生成過程と炉内で起きた反応の解明を目的とした。

2. 実験

本研究では CsMPs を東京都で採取した大気フィルターと福島県で採取した土壌から単離した。各々の試料のオートラジオグラフィーを行い、放射能を放つスポットをカーボンテープで分離した。そのカーボンテープを細分化して走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分光装置により粒子を検出した。ゲルマニウム半導体検出器を用いた放射能測定後に集束イオンビームにより粒子を 200 nm 以下まで薄片化した。その超薄切片を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて詳細に分析した。

3. 結果および考察

TEM-EDX の結果より CsMPs は主に O、Si、Fe、Zn、Cs、Sn、K、Rb、Cl、Mn、Pb の元素から構成され、粒子内部ですべての元素がほぼ均一に分布していた。しかし Cs は部分的に不均一に分布していた。また高分解観察を行ったところ、マトリックスは SiO_2 で構成され非晶質であったがその内部に多数の結晶性を有する Fe-Zn 酸化物ナノ粒子が SiO_2 に溶解せずに取り込まれていた。また、Fe-Zn 酸化物ナノ粒子には Cs、Sn、Cl が吸着し、U もそれらの粒子に吸着する形で粒子内に存在することが明らかになった。さらに粒子内部には核分裂生成物により構成されるナノ粒子の内包物が同定された。以上の結果から CsMPs が形成される前に Fe-Zn 酸化物および核分裂生成物ナノ粒子が炉内で生成し、溶融燃料とコンクリートが接触した際に生じる SiO ガスがそれらを取り込み凝縮することで粒子形成が起こったことが示唆された。

参考文献

[1] K. Adachi, M. Kajino, Y. Zaizen, Y. Igarashi, Sci. Rep. 3, 2554/1-5 (2013)

[2] Y. Abe, Y. Iizawa, Y. Terada, K. Adachi, Y. Igarashi, I. Nakai, Anal. Chem. 86, 8521-8525 (2014).

---

*Junpei Imoto[1], Genki Furuki[1], Asumi Ochiai[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6] and Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst. Tech., [5]Nantes Univ., [6]Stanford Univ.,

福島第一原子力発電所における放射線のリアルタイムモニタリング

Real-time monitoring of dose rate and airborne radioactivity in working environment in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*尾崎 大輔[1]，松澤 俊春[1]，小幡 伸也[1]，金濱 秀昭[1]，池田 泰啓[2]，今井 光宏[2]，塩入 正敏[2]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]富士電機株式会社

福島第一原子力発電所構内で働く作業員が，安心して作業を行えるよう，作業現場に線量率モニタを設置するとともに，現場へ向かう前に構内の線量率及び空気中放射性物質濃度を確認できるリアルタイムモニタリングシステムを構築した。

キーワード：線量率モニタ，連続ダストモニタ，リアルタイムモニタリング

1. はじめに

福島第一原子力発電所では，長期に亘る廃炉作業を進めていくための基盤整備として，線量低減や防護装備の適正化等の作業環境改善を継続的に行っている。ここでは，その一貫として放射線環境の見える化を目的として導入したリアルタイムモニタリングシステムについて報告する。

2. 基本仕様

本システムは，実績のある放射線計測と無線技術を組み合わせた設備であり，主に線量率モニタ，連続ダストモニタ，表示端末及び無線伝送系統から構成される（図 1 参照）。以下に，特徴的な仕様を示す。

線量率モニタ：線量率モニタは，Si 半導体検出器を可搬性に優れた車輪付台車に乗せたものであり，GPS 機能を有しているため測定箇所の変化や工事干渉等に対して柔軟に対応可能である（図 2 参照）。電源は，太陽光又は交流電源のどちらからでも供給でき，数日間の連続運転が可能なバッテリーも付属している。

連続ダストモニタ：連続ダストモニタは，可能な限り欠測時間を小さくするため、連続ろ紙送り方式としている。また，電源は交流電源を数時間の連続運転が可能なバッテリーを介して供給している。

表示端末：表示端末は，視認性や操作性を考慮してタッチ操作式の大型ディスプレイを利用している。また，最新値の表示の他，過去のトレンドもグラフ表示できるようにしている（図 3 参照）。

無線伝送系統：データ伝送は，920MHz 帯の特定小電力無線を利用し，伝送の安定性を向上させるために各モニタや中継器間を相互に通信するメッシュ状のネットワークを構築している。また，過去のデータを重複伝送させており，一時的な伝送の不具合に対してもバックアップが可能である。

3. 運用状況及び評価

本システムの導入により，作業現場の線量率・空気中放射性物質濃度をリアルタイムで確認できるようになった。また，放射線管理員に限らず構内で働く作業員が自分の目で放射線環境の変動を確認することができるようになり，労働環境の改善に繋がっている。

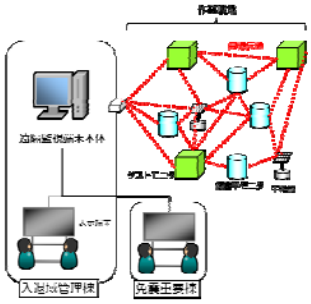


図 1　システム概要



図 2　線量率モニタ外観

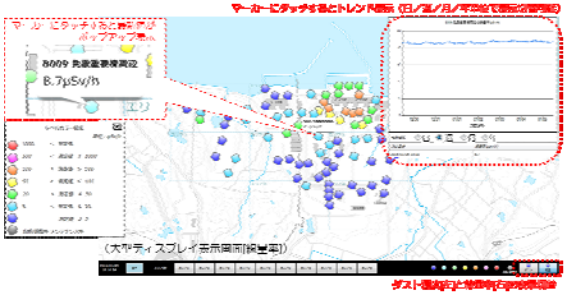


図 3　リアルタイム表示画面（表示端末）

*Daisuke Ozaki[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Shinya Obata[1], Hideaki Kanehama[1], Yasuhiro Ikeda[2], Mitsuhiro Imai[2], Masatoshi Shioiri[2]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.　[2]Fuji Electric Co., Ltd.

避難指示区域内における家屋内の汚染による被ばく線量の評価

Assessment of doses from the contamination inside house in evacuation area

*森 愛理[1]，石﨑 梓[1]，田辺 務[1]，和田 孝雄[1]，加藤 貢[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

避難指示区域内において実施した家屋内汚染状況調査およびスミア法の拭き取り効率調査の結果から家屋内の床および壁等の表面汚染密度を算出し，家屋内の汚染による被ばく線量を評価した。

キーワード：家屋内汚染，拭き取り効率，被ばく線量評価

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質の一部は家屋内へ浸入し，家屋の開口部等を中心に家屋内を汚染している可能性がある。家屋内の汚染による被ばく線量を評価するためには，直接法およびスミア法といった手法により家屋内の床や壁等の表面汚染密度を測定する必要がある。直接法では対象物の周囲の汚染も測定されることから，家屋の壁面等の汚染の測定にはスミア法が適している。しかしスミア法の拭き取り効率を JIS[1]で定められた 10%とすると，汚染を過大評価する可能性がある。よって本研究では，家屋内汚染状況調査および拭き取り効率等の調査結果から家屋内の表面汚染密度を計算し，得られた汚染分布をもとに家屋内の汚染による被ばく線量を評価した。

2.方法

2-1.家屋内汚染状況調査

避難指示区域内の 11 軒の家屋において床，壁，天井，天井裏，家具等といった様々な場所の汚染を直接法およびスミア法で測定した。スミア法の拭き取り効率は全ての部材に対し 10%とした。

2-2. 拭き取り効率等の調査

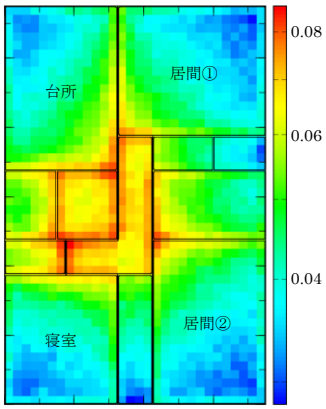
避難指示区域内の 3 軒の家屋において，8 種類の家材を対象に拭き取り効率(遊離性汚染のうち 1 回で拭き取った汚染の割合)および汚染除去率(遊離性汚染および固定性汚染の総和のうち 1 回で拭き取った汚染の割合)を算出し，2-1 におけるスミア法の測定値を再評価した。

2-3. 家屋内汚染の計算と被ばく線量評価

水平面(床や家具の上面等)の汚染は直接法の測定値，鉛直面(壁や家具の壁面等)および天井面の汚染はスミア法の再評価値を用いて家屋内の汚染を計算し，PHITS2[2]を用いて家屋内の汚染による年間被ばく線量を評価した。

3. 結果

右図は，Cs-137 および Cs-134 により床，壁，および天井がそれぞれ 2 Bq/cm^2，0.5 Bq/cm^2，および 0.2 Bq/cm^2 で一様に汚染されていたときの高さ 1 m における周辺線量当量率である。この家屋における 1 日の滞在時間を，寝室に 6 時間，台所に 4 時間，居間①に 6 時間，および居間②に 6 時間として 1 年間滞在したときの被ばく線量は，0.24 mSv/y 程度と推定される。床，壁，および天井からの線量の寄与はそれぞれ 47%，50%，および 3.5%であり，面積が大きい壁からの寄与が相対的に大きいことがわかった。



図：家屋内汚染から寄与される周辺線量当量率(μSv/h)

参考文献

[1] JIS Z 4504 (2008)，放射性表面汚染の測定方法−β 線放出核種(最大エネルギー0.15 MeV 以上)及び α 線放出核種.

[2] Sato et al. (2013), Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52

*Airi Mori[1], Azusa Ishizaki[1], Tsutomu Tanabe[1], Takao Wada[1], Mitsugu Kato[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA

α線エネルギースペクトルの解析によるろ紙内プルトニウム分布の推定

Estimation of the plutonium distribution in filter paper by the analysis of alpha-energy spectra

*右田 豊紀恵[1]，福津 久美子[1]，石井 康太[2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東邦大学

ろ紙に滴下した硝酸プルトニウム溶液から放出されるα線のエネルギースペクトルをモンテカルロシミュレーションソフトウェア AASI (advanced alpha-spectrometric simulation)で詳細に解析し、ろ紙内でのプルトニウムの分布を明らかにした。

キーワード：モンテカルロシミュレーション，プルトニウム，α線エネルギースペクトル

1. 緒言

プルトニウム (Pu)やアメリシウム (Am)等のα線放出核種を含む溶液が物質中に浸透すると、核種から放出されたα粒子がその物質の表面に至るまでの間に失うエネルギーは、核種が物質中の深さ方向のどこに位置するかによって変化する。このため、α線エネルギースペクトルは高エネルギー側から低エネルギー側まで広範囲にわたる幅の広いピークを呈する。福津らは硝酸 Pu 溶液を滴下したろ紙から得られたα線エネルギースペクトルとシミュレーション計算した結果を比較してろ紙内における Pu 分布の推定を行ったが、この分布を関数では表していない[1]。そこで本研究では、硝酸 Pu 溶液が深さ方向に対して指数関数的に減少していくモデルを構築し、数学的解析を行った。

2. 実験

厚さ 210 μm のワットマンろ紙（グレード 40）に 8.53±0.14 Bq/μL の硝酸 Pu 溶液（^{241}Am を 5%含む）を 10 μL 滴下し、1.5 μm 厚の Diafoil® (Mitsubishi Polyester Film Corp., Tokyo, Japan)で挟みこんだものを試料とした（$^{239+240}$Pu の放射能:85.3 Bq）。この試料から放出されるα粒子のエネルギーをα スペクトロメータ (Alpha Analyst Model A1200-37AM, Canberra Industries,Inc.)で 24 時間測定し、α線エネルギースペクトルを得た。測定されたスペクトルの再現にはモンテカルロシミュレーションソフト AASI (advanced alpha- spectrometric simulation) [2]を用いた。その際、擬似的に 1 μm ごとに細分化したろ紙モデルを構築し、細分化したろ紙の 1 番上の層から Pu を深さ方向に対して指数関数的に減少するように分布させた（$y = Ae^{-\mu x}$）。この減衰率 μ をパラメータとして様々に変化させて、測定されたスペクトルをもっともよく再現できる μ を探索した。

3. 結果と考察

測定で得られたα線のエネルギースペクトルには ^{239}Pu と ^{241}Am 由来の信号が観測された。さらに AASI シミュレーションにおいて、測定されたα線エネルギースペクトルと Pu および Am の割合をろ紙の深さ方向に対して均等に分布させた場合と指数関数に分布させたシミュレーションを行った結果、均等に分布させた場合よりも指数関数的に分布させた方が測定値により近い結果となった。現状では $\mu = 0.0033\ (\mu m)^{-1}$ のとき測定値を最も良く再現できたが、完全に一致しているとは言えないため、更なる検討が必要である。分布を関数で表現したことにより、放出されたα線がろ紙内で静止してしまうような深い位置まで浸透した硝酸プルトニウムについても分布を推定することが可能となった。

参考文献

[1] Kumiko Fukutsu, Yuji Yamada, Makoto Akashi, *Radiation Protection Dosimetry*, **134**, (2009), 87–93

[2] T.Siiskonen and R.Pöllänen, *Nuclear Instruments Methods in Physics Research A*, **550**, (2005), 425–434

---

*Yukie Migita[1], Kumiko Fukutsu[1], Kota Ishii[2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology., [2]Toho Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | Health Physics and Environmental Science

[1J18-22] Radiation Measurement 1

Chair: Daiki Satoh (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 5:25 PM - 6:45 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[1J18] Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hiroaki Hayashi[4], Ikuo Kobayashi[1] (1.Nagase Landauer, Ltd., 2.SOKENDAI, 3.KEK, 4.Tokushima Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1J19] Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Keiji Oda[1] (1.Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences)

5:40 PM - 5:55 PM

[1J20] Fundamental study on novel dosimetry by means of microwave dielectric absorption spectroscopy

*satoshi sakashita[1], Takeyoshi Sunagawa[2], Makoto Hirayama[1], Yoitiro Matsuo[1], Yoshinobu Izumi[1] (1.Research Institute of Nuclear Engineering, 2.Fukui University of Technology)

5:55 PM - 6:10 PM

[1J21] The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*Yutarou Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology, 3.NUCLEAR TECHNOLOGY Inc.)

6:10 PM - 6:25 PM

[1J22] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. National Institute of Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Toho university)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

蛍光飛跡検出器（FNTD）の中性子線量測定における測定精度の評価およびその改善策

Performance evaluation and improvement of fluorescent nuclear track detectors for neutrons

*橋詰 拓弥[1,2]，岡崎 徹[1]，佐波 俊哉[2,3]，萩原 雅之[2,3]，林 裕晃[4]，小林 育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]徳島大学

蛍光飛跡線量計 FNTD (fluorescent nuclear track detectors) の中性子線量測定における測定精度を実験的に評価し、測定精度向上のための方法を提案した。

キーワード：蛍光飛跡検出器、中性子

1. 背景

中性子の核反応によりポリエチレン (PE) コンバータから放出された反跳陽子は FNTD (Al_2O_3:C,Mg: 4 × 8 × 0.5 mm^3) 中に飛跡を形成する。FNTD リーダーはこの飛跡数をカウントし、校正定数を乗じて中性子線量を算出する。しかし低線量域では飛跡数が少なくなり、光子によって生じた二次電子の飛跡の影響が増すことで、中性子線量の測定精度は低下する。これを改善する方法として、①スキャン領域を拡大し、統計誤差を減少させる、②飛跡蛍光画像の空間周波数解析により二次電子飛跡の影響を除去する、などが考えられる。本研究では実測値から、飛跡カウントのバラつきを得て、測定の不確かさを評価した。

2. 方法

FNTD に 0.03~130 mSv の ^{241}Am-Be 線源からの中性子を照射し、PE コンバータ下の 1 μm 深さ、2.08 mm^2 の領域における反跳陽子の飛跡数を、FNTD リーダーにより測定した。X 個の素子において、10 つの異なる領域を測定し、飛跡カウントのバラつきを得た。また ^{241}Am-Be 線源からの中性子と ^{137}Cs 線源からの γ 線を混合照射した FNTD を用いて、① スキャン領域を拡大した測定、② 空間周波数解析による中性子線量評価、を試験した。

3. 結果、考察

Fig. 1 に 2.08 mm^2 あたりの飛跡カウントと変動係数の関係を示す。飛跡カウントと変動係数には負の相関が見られ、その関係はポアソン分布で説明ができる。したがって、素子のカウント数のバラつきは、カウント数を x として $\sqrt{x}$ に収まることが期待できる。このことから、測定下限値 0.1 μSv を精度よく得るために必要なカウント数が推定できる。

前述した測定精度向上に関するデータは発表にて示す。

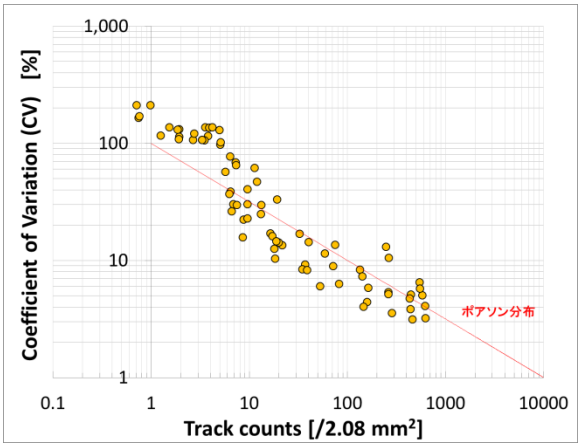


Figure 1. FNTD の飛跡カウントの測定精度

参考文献

[1] G.J. Sykora and M.S. Akselrod, Spatial frequency analysis of fluorescent nuclear track detectors irradiated in mixed neutron-photon fields, Radiation Measurements 45 (2010)

---

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[3], Masayuki Hagiwara[2], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1]
[1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Tokushima Univ.

海上移動型放射線モニタリングシステムに用いる船舶内の線量率分布の計算(2)

Calculation of dose-rate distribution in the ship for maritime mobile radiation monitoring system (2)

*梅谷 圭吾[1]，大藤　広暉[1]，森　豊[1]，金崎　真聡[1]，小田　啓二[1]

[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案している。前回より精細化した体系とし、船外の放射線強度及び空間分布と船内線量率の関係をモンテカルロ計算によって求めるとともに、内部被ばくについても検討を加えた。

キーワード：放射線防護、モンテカルロ計算、船舶、線量分布、内部被ばく

1. 緒言

現在の原子力防災体制では、災害発生直後の対応は、モニタリングポスト及びモニタリング車による放射線測定が中心であるが、東日本大震災のように道路網も大きな損傷を受けてしまうような大規模自然災害の直後においては、もうひとつの経路、即ち「海の道」からのアプローチが有効である。そこで、我々は既存の緊急時放射線モニタリングシステムを補完する「船舶を活用した海上前線基地」の運用を提案している。前回の発表では、いくつかの検討課題の内、乗船者の被ばく管理という観点から、上空に放射線核種が浮遊していると仮定して、その形状 (幅・厚さ) と高さを変えて、船舶内の線量率分布をモンテカルロシミュレーションコード EGS5 を用いて計算した結果を報告した。今回、線源の形状および船内領域をより精細化して計算を行うとともに、内部被ばくについても検討することを目的とした。

2. 計算方法

計算体系は本学所有の練習船「深江丸」を想定した。前回の発表で用いた体系では上下 4 層×左右の 8 つの空間を厚さ 1 cm の鉄で分割したものであったが、より精細化するため、図 1 に示すように 1 層目と 2 層目に窓を付けるとともに、それぞれの空間を仕切る鉄の厚みは 0.9 cm にし、さらに床面には 5.7 cm のコンクリートを加えた。想定核種として、Cs-137, Cs-134, I-131 に加えて希ガスも対象とした。図 2 に計算結果の一例を示す。これは船舶上空 15 m に厚さ 5 m の Cs-137 線源が存在すると仮定し、線源の高さを変化させた時の各層での平均吸収線量率を示したグラフである。0 層目は船橋の上部 (船外モニターの取り付け位置) である。このことから 0 層目と 1 層目の平均吸収線量率の比はおよそ 0.3 となること、及び 4 層目は船体・水による遮蔽効果が大きいため、0 層目と比較すると数%の平均吸収線量率となることが分かった。詳細及び内部被ばくの検討については講演に譲る。

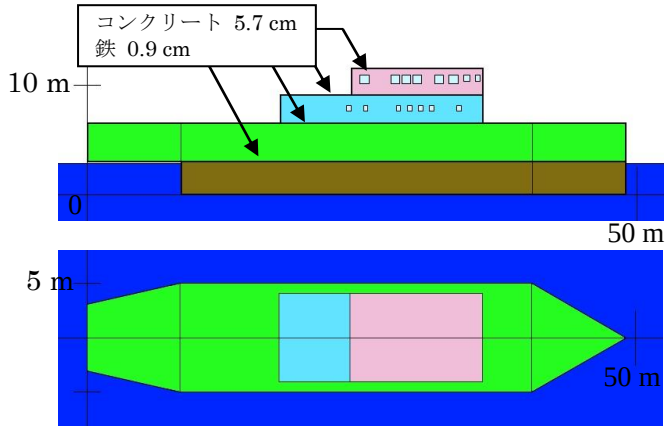


図 1. 練習船深江丸を単純化した体系

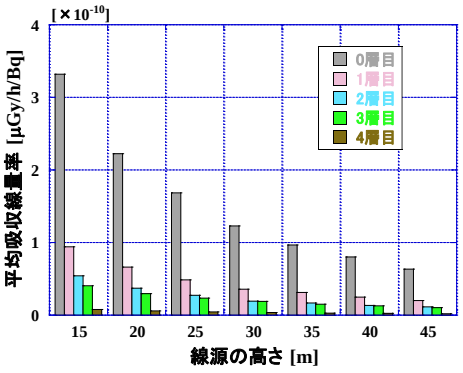


図 2. 平均吸収線量率と Cs-137 線源の高さの関係

*Keigo Umetani[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1] and Keiji Oda[1]

[1]Kobe univ. Graduate School of Maritime Sciences

マイクロ波を用いた新規線量測定法のための基礎的研究

Fundamental study on novel dosimetry by means of
microwave dielectric absorption spectroscopy

* 坂下 慧至[1], 砂川 武義[2], 平山 誠[1], 松尾 陽一郎[1], 泉 佳伸[1]
[1]福井大学、[2]福井工業大学

本研究グループでは新規線量測定手法の確立を目標として、DNA の切断収量をマイクロ波により評価する手法の研究を行っている。本発表では、新規線量測定手法の測定精度向上を目指して、温度Tが測定に及ぼす影響を調べた結果を示す。測定によって得られる共振周波数fと Q 値は温度変化により影響を受けると考えられる。共振周波数fについては既報であるが、Q 値に及ぼす影響について中心に報告する。

キーワード：マイクロ波、線量測定

1. 緒言

本研究グループでは、新たなバイオドシメトリの確立を目標に、生体分子であるプラスミド DNA の放射線照射による構造変化に対して、マイクロ波を用いて評価する研究を行っている[1]。DNA の分子鎖切断に伴う、構造変化によって生じる誘電率の変化をマイクロ波によって測定している。この測定法をマイクロ波誘電吸収法と呼び、空洞共振器内部に試料を設置した際のマイクロ波の共振周波数fと、その吸収の鋭さを示す Q 値を測定値として評価に用いている。

本発表では、温度変化が測定値に及ぼす影響を調べるための実験結果を中心に報告する。

2. 実験

温度変化が測定へ及ぼす影響を調べるため、空調を用いて実験室内の温度（室温）を約 20～30℃の間で変化させ、共振周波数fの測定を行った。測定には共振モード TE_{103} の L-band マイクロ波空洞共振器を用い、空洞共振器内部には試料を設置せず空気が満たされている状態で実験を行った。また、温度測定は熱電対を空洞共振器に貼り付け、共振周波数f測定と同時に温度Tを測定し記録した。

TE_{103} モードでの共振周波数fの理論式を式(１)に示す。この式では、cは光速度、bとLは空洞共振器の内寸、ε_rは空洞共振器内部の比誘電率を表す。

$$f = \frac{c\sqrt{\left(1/b\right)^2 + \left(3/L\right)^2}}{2\sqrt{\varepsilon_r}} \quad \cdots (1)$$

3. 結果・考察

図１に共振周波数fの温度Tによる変化の測定結果を示す。この図において、データ群の最小二乗法により求めたスロープから共振周波数fの温度Tによる変化量が−24.4 kHz/℃になることが示された。また、共振周波数fの理論式(1)に空洞共振器が熱膨張することによる変化を与え、温度Tが 1℃上昇する時の共振周波数fの変化量を求めたところ、−23.9 kHz/℃となった。実験値と計算値はよい一致を示した。

講演時には、温度による Q 値の変化等についても報告する。

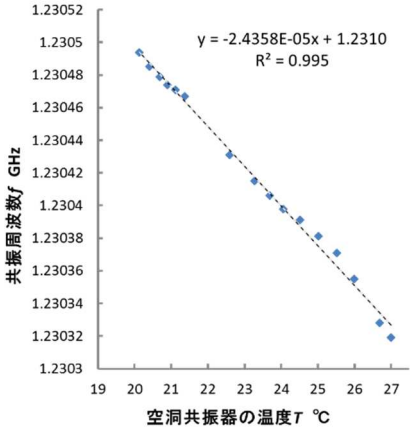


図１　温度による共振周波数fの変化

参考文献

[1] M.Hirayama *et al.*, Journal of Radiation Protection & Research, accepted (2016), Y.Izumi *et al.*, *ibid.*

Satoshi Sakashita[1] , Takeyoshi Sunagawa[2] , Makoto Hirayama[1] ,Yoichiro Matuo[1] , Yoshinobu Izumi[1]
[1]Research Institute of Nuclear Engineering. , [2]Fukui University of Technology.

新規メカニズムによる放射線医療用高感度ゲル線量計開発

The High-Sensitivity Gel Dosimeter Development for Medical by a New Mechanism

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]，佐倉 俊治[3]，砂川 武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学，[3]（株）NUCLEAR TECHNOLOGY

部分ケン化型ポリビニルアルコールのヨード反応による新規の水溶性ゲル状化学線量計（ゲル線量計）を開発した。本ゲル線量計は、X 線照射装置（日立社製,管電圧 150kV, 管電流 20mA, 線量率 2Gy/min）を用いた照射において、吸収線量 0.5 Gy～2Gy の領域で赤色に発色し、紫外可視分光光度計を用いた吸光度測定において、波長 490nm 付近に極大吸収を示した。吸収線量の増大に比例して吸光度が増加することを確認した。
キーワード：ゲル線量計，放射線医療，化学線量計，水溶性高分子ゲル，X 線

1. 緒言

近年、ガン治療について患者への負担が少ない放射線・粒子線治療が実用化され広く普及され、高齢社会である今日の日本においても関心は高い。放射線によるガン治療において、放射線の可視化は正確な線量分布の評価のために不可欠な技術である。可視化技術の中で、近年、ゲル状化学線量計（ゲル線量計）が注目を集め、研究開発が様々な研究機関で実施されている。本研究では、部分ケン化ポリビニルアルコール(PVA)水溶液とヨウ化カリウム(KI)を使用したによる PVA とヨウ素との赤の呈色反応[1]を利用した新規のゲル線量計を開発した。本ゲル線量計に対して照射装置を用いて X 線照射を行い、ゲルへの呈色の確認及び吸光度の測定を行い、本ゲルへの放射線感応性についての詳細を明らかにした。

2. 実験

X 線照射装置(日立社製 MBR-1520R-3)を用いて吸収線量 0.5Gy ずつ照射し、積算した吸収線量が 10Gy になるまで照射した。測定試料は、8wt%と 5wt%の KI を含むゲルを作製した。吸光度測定は紫外可視分光光度計(StellarNet 社製)を用い、波長 300nm-600nm の領域で測定を行った。

3. 結論

X 線照射によってゲルが赤に呈色することを確認した。Fig.1 に KI 8wt%と 5wt%の吸光度の吸収線量依存性の結果を示す。KI 8wt%、5wt%を含む試料は共に吸収線量の増加に依存して吸光度の増大が見られた。また、KI の添加量の増加により傾きが大きくなることから、本ゲル線量計の放射線に対する感度は、呈色の反応剤である KI 量に依存することが確認できた。本研究についての詳細は講演時に報告する。

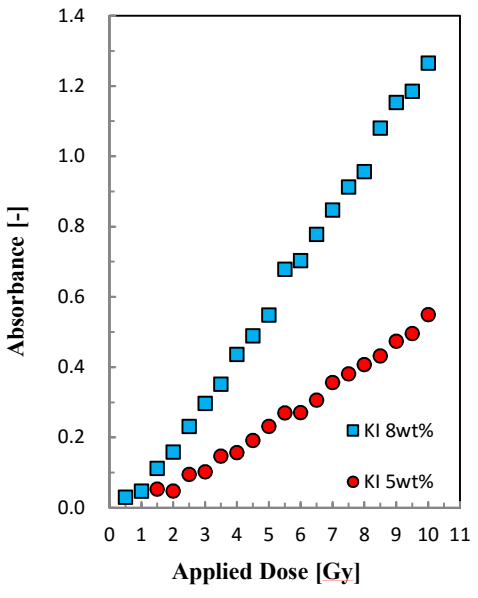


Fig. 1 X 線照射における吸光度測定結果

参考文献

[1] 林貞夫、中野千世子、本山卓彦「部分ケン化ポリビニルアルコールのヨード反応」高分子化学 第 20 巻 第 217 号 p.303-311 (1963)

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univesity of Technology., [2]University of Ontario Institute of Technology., [3]NUCLEA TECHNOLOGY Inc.

コロジオン薄膜試料台を用いた全反射蛍光 X 線測定による排水中ウランの分析

Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium in drainage water using collodion film sample holder

*松山嗣史[1,2]，伊豆本幸恵[1]，酒井康弘[2]，吉井裕[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東邦大学理学部

排水中のウラン濃度は法令で厳密に定められており、その基準を満たしているか否かを簡便に確かめる方法の開発が求められている。本研究では、コロジオン薄膜を試料台とする全反射蛍光X線分析法を用いて排水中のウランの放射能を迅速に算出する方法の開発を行った。

キーワード：全反射蛍光X線分析、ウラン、排水

1. 緒言

排水中の U の濃度は法令で定められているため、U を取り扱う施設では排水中の U 濃度がこの基準を満たしているか否かを日常的に点検している。これまでは α 線計測法を用いて放射能を測定してきたが、この方法では大量の排水（数 L 程度）を半日程度かけて濃縮した後に、数時間かけて α 線を測定するため、1 日で複数のサンプルを測定することが困難である。そこで、我々は排水中の U を迅速かつ簡便に測定する方法として試料溶液を 10 倍濃縮して全反射蛍光 X 線分析する手法を開発してきた。これまでの本方法での U の検出下限値 MDL (Minimum Detection Limit) は法令で定められる排水の濃度限界の 1/100 程度であった。しかし、一般に排水の処理施設では MDL が濃度限界の 1/100 を下回ることが担保されている手法を用いて排水の管理を行っているため、実用化するためにはさらに感度を向上させ、MDL を低減する必要がある。本研究では測定前に 15 倍に濃縮した試料を、散乱線の抑制が期待されるコロジオン薄膜試料台に滴下して全反射蛍光 X 線分析することで、法令排水基準の 1/100 未満の MDL を達成した。

2. 実験

酢酸 U を蒸留水で溶解することで、模擬 U 汚染溶液を作成した。簡易エバポレーターを用いて作成した模擬 U 汚染溶液を 15 倍に濃縮した。濃縮した模擬 U 汚染溶液をコロジオン薄膜試料台に 10 μL 滴下・乾燥させて全反射蛍光 X 線分析装置 200TX（アワーズテック社）で 3 分間測定した。

3. 結論

コロジオンは撥水性が高く、試料の乾燥残渣を検出器の窓面積より小さくすることができるため、試料から 2π 方向に放出される蛍光 X 線すべてを計測することが可能となった。測定された全反射蛍光 X 線スペクトルには模擬 U 汚染溶液に含まれる U のほかに、装置や検出器に含まれるタングステンや銀、空気中に 0.9%含まれるアルゴンのピークなどが観測された。バックグランド信号強度のばらつきの三倍に相当する信号を与える濃度として定義される MDL は 0.012 ppm (= μg/g)で、放射能に換算すると 0.15 mBq/cm^3 であった。この値は法令で定められる排水中の濃度限界である 20 mBq/cm^3［1］の 1/100 を十分に下回っている。このように、コロジオン薄膜試料台を用いた全反射蛍光 X 線分析は、排水中の U の迅速・簡便な濃度検査法として利用可能であることが示された。

参考文献

［1］アイソトープ法令集　2015 年版、日本アイソソープ協会、(2015)

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1] , Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1] ,
[1]QST, [2] Toho Univ.

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

[1K01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors

Chair: Tatsuya Matsumoto (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K01] Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Norihiro Doda[1], Yasuhiro Miyake[2], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*Junji Endo[1], Kazuhiro Oyama[1], Osamu Watanabe[1], Norihiro Doda[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor

*Jun Kobayashi[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1], Hideki Kamide[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K04] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1] (1.JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1K05] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K06] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1], Akikazu Kurihara[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K07] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

崩壊熱除去系による集合体冷却過程に関する研究

Study on the Cooling Process of Decay Heat Removal System for Subassemblies of Sodium-cooled Fast Reactor

*小野　綾子[1]，小野島　貴光[1]，三宅 康洋[2]，堂田　哲広[1]，上出　英樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]エヌ・デー・デー

流量低下した集合体をループ型高速冷却炉の崩壊熱除去系である DRACS で冷却する場合において、集合体の冷却過程における熱流動的な特徴についてナトリウムを用いた要素試験データから言及した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、炉内冷却、ナトリウム試験

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点から、シビアアクシデントにおける炉心溶融後の崩壊熱除去性能の評価及びその冷却過程の熱流動特性を明らかにすることが重要である。本研究では、その要素試験として７本の模擬集合体を有するナトリウム試験装置（PLANDTL）を用い、一部の集合体に溶融燃料による流路閉塞を仮定した極度な流量低下を与え、集合体内および集合体間ギャップ部の温度計測結果から、ループ型高速冷却炉において炉容器上部プレナム内に冷却器を設置する直接炉心冷却系（DRACS）による冷却過程の炉心部熱流動特性を調べた。

2. 実験　PLANDTL の模擬炉心部は、図 1 に示すように 7 体の模擬集合体から構成されている。模擬炉心部は、中心集合体、周辺集合体(a)～(c)、(d)～(f)の 3 領域に分割され、それぞれ個別の入口配管に接続されている。3 本の配管にはそれぞれ流量調節バルブが設置されており、集合体への流入流量を調節することができる。DHX(DRACS Heat Exchanger)は炉容器内に設置される熱交換器であり、起動時には 1 次側のナトリウムは熱交換器で冷却され自然循環にて DHX 筒の下部から流出する。よって、低温ナトリウムが集合体上端側に供給されることとなる。試験では、DHX により 7 集合体を冷却する状態から中心集合体のバルブを閉止させ集合体への下部からの流入を停止した。集合体の総発熱量(7 体)は閉止前後で変化は与えず 130kW とした。

3. 結果・考察　図 2 における中心集合体、周辺集合体(b)、その２つの集合体のギャップ部の閉塞前後における集合体内の軸方向温度分布の比較を示す。バルブ閉止前の集合体内温度は、ギャップ部に潜り込んだ DHX からの低温流体により、各集合体がラッパ管を介して冷却されるため発熱部上端より上部でナトリウム温度が低下する傾向がある。バルブ閉止後は、中心集合体の発熱部の温度は上昇する一方で、発熱部上端より上では更なる温度低下が起こる。これは、集合体下部が閉止されることで、浮力による上昇した高温流体のかわりに、集合体上部に存在する DHX からの低温流体が集合体内部に強く引き込まれることを示唆している。また発熱部近傍で中心集合体と周辺集合体の温度差が大きくなり中心集合体から周辺集合体への径方向の熱移行も示唆される。以上に示すような伝熱特性により、流量が極端に低下した中心集合体の最高温度は 500℃以下に保たれる結果になったと考えられる。

4. 結言　DRACS の冷却の場合、集合体内の流量が失われるような事象において、低温流体の集合体内への潜り込みや周辺集合体への熱移行により、集合体内温度の極端な上昇が避けられる可能性が示された。

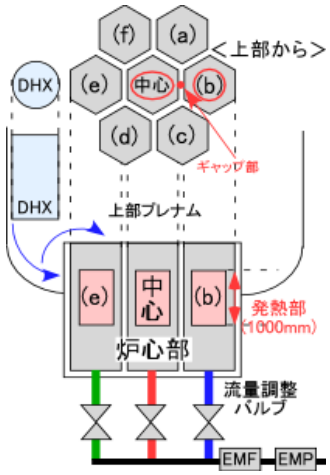


図 1　炉心部と上部プレナム（PLANDTL）

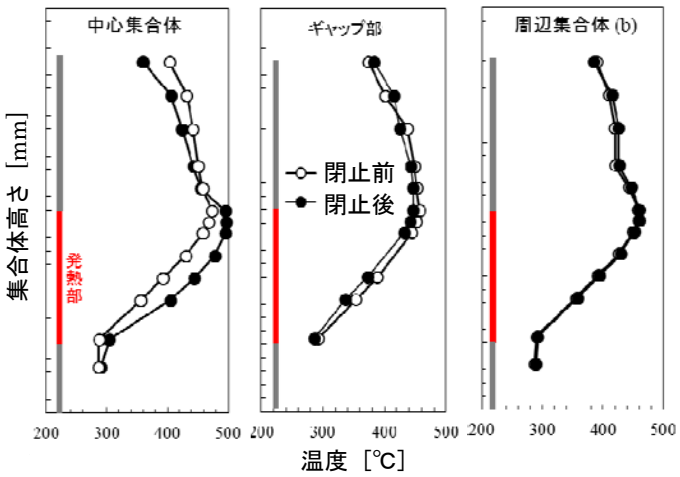


図 2　閉止前後における集合体内の軸方向温度分布（Case-N1D）

*Ayako Ono[1], Takamitsu Onojima[1], Yasuhiro Miyake[2], Norihiro Doda[1], Hideki Kamide[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation

ナトリウム冷却高速炉における 3 次元自然循環除熱特性評価

Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*遠藤 淳二[1]，大山 一弘[1]，渡辺 収[1]，堂田 哲広[2]
[1] 三菱 FBR システムズ，[2] 日本原子力研究開発機構

次世代ナトリウム冷却高速炉を対象に 3 次元自然循環評価手法[1]による予測解析を実施し、自然循環除熱特性を把握した。

キーワード：高速炉，自然循環除熱、3 次元熱流動解析

1. 緒　言 MEXT 公募研究*1 で構築及び検証した 3 次元自然循環評価手法[1]を次世代高速炉に適用して代表的な原子炉トリップ事象の過渡解析を実施し、原子炉容器や 1 次冷却系各部で生じる温度成層化や自然対流現象が、一巡の自然循環流量や炉心冷却に与える影響を評価した。

(*1)原子力システム研究開発事業　崩壊熱除去系に対する自然循環除熱評価手法の開発（H22 年～H25 年）

2. 解析モデル 炉心を含む 1 次系から崩壊熱除去系空気冷却器までの 3 次元解析モデルを商用コード STAR-CD を用いて作成した。原子炉トリップ後の 1 次系ポンプのフローコーストダウン及び浮力による燃料集合体間流量再配分が模擬できるように、ポンプ特性モデル及び燃料ピンバンドル部の圧力損失特性[2]をユーザ定義関数として組込んだ。

3. 解析結果 外部電源喪失事象における 1 次系配管内流量の時間変化を図 1 に示す。各ループに 2 本ある CL 配管では、約 400 秒と約 2400 秒の時点で片側配管（1 本）が逆流している。この逆流は、CL 配管の上流側にある中間熱交換器内部流路の冷却材温度が揺らぐため、2 本の配管の入口温度に差異が生じることに起因する。この現象は、MEXT 公募研究*1 での 1/10 縮尺水流動試験とその検証解析で確認されている。各ループの流量は、炉心冷却が中間熱交換器から崩壊熱除去系へ切替わる 1200 秒～1800 秒付近で一時的に低下するが、過渡を通じて安定した流量が確保され、炉心温度が過度に上昇することはなかった。自然循環移行後の温度分布（3600 秒後）を図 2 に示す。

4. まとめ 自然循環除熱移行過程では CL 配管に偏流がみられたものの、炉心流量は確保され、崩壊熱除去系冷却起動後は安定した自然循環除熱へ移行することを確認した。今後は、ループ間非対称事象等の原子炉トリップ事象について同様の評価を進めて行きたいと考えている。

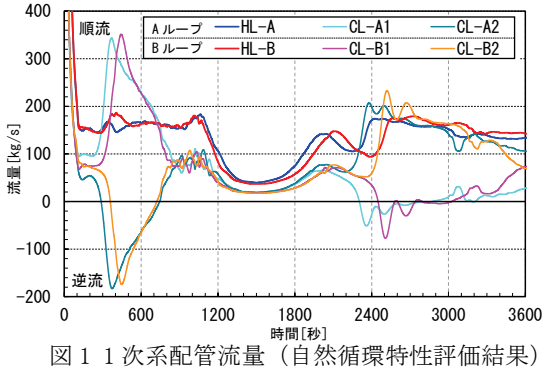


図 1　1 次系配管流量（自然循環特性評価結果）

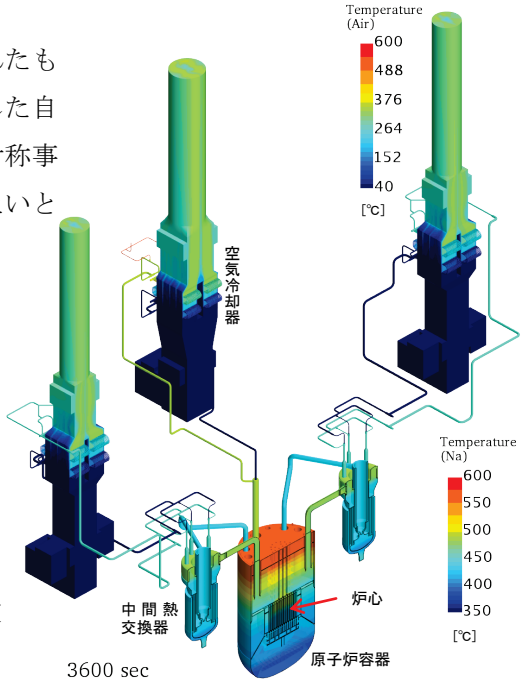


図 2　自然循環除熱時温度分布

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献 [1] 渡辺他, J. Nucl. Sci. Technol.,52, 2015
[2] S. K. Cheng et al., Nuclear Engineering and Design 92 227-251 1986

*Junji ENDO[1], Kazuhiro OYAMA[1], Osamu WATANABE[1] and Norihiro DODA[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の UIS 下部における高サイクル熱疲労に関する研究
後備系制御棒案内管のフローコレクタの影響

Study on High Cycle Thermal Fatigue at a Bottom of UIS in a Sodium-cooled Fast Reactor
Influence of Flow Collector of Backup CR Guide Tube

*小林順，江連俊樹，田中正暁，上出英樹
原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の後備炉停止系制御棒案内管には、自己作動型炉停止機構を確実に動作させるためにフローコレクタと呼ばれる流れの案内構造が設置されている。このフローコレクタが後備炉停止系周辺の UIS 下部の温度変動特性に与える影響を把握するため水流動試験を実施した。その結果、有意な温度変動が生じることはないことを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，UIS，高サイクル熱疲労，サーマルストライピング，フローコレクタ

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の切込み付きコラム型上部機構（UIS）の下部において、低温流体と高温流体との温度差で生じる温度変動が UIS 下部構造に高サイクル熱疲労を与える可能性がある。切込みを含む UIS 下部の流れが従来の炉と大きく異なるため、実機の上部プレナムを 1/3 スケール 60°セクタでモデル化した水流動試験を実施し、炉心計装取付板（CIP）と炉心燃料集合体ハンドリングヘッド(H.H.)間の距離を拡大することにより高い温度変動緩和効果が得られることを既に確認している[1]。図 1 に示すように、ナトリウム冷却高速炉の後備炉停止系制御棒案内管には、自己作動型炉停止機構（SASS）を確実に動作させるためにフローコレクタと呼ばれる流れの案内構造が設置されている。このフローコレクタが後備炉停止系周辺の UIS 下部の温度変動特性に与える影響を把握するため水流動試験を実施した。本報告では、フローコレクタの設置によって温度変動緩和効果が受ける影響を確認した結果について報告する。

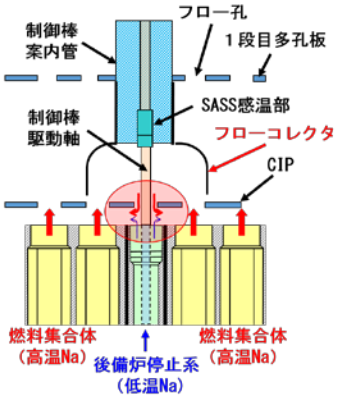


図 1　UIS 下部構造図

2. 試験体系および試験条件　図 1 に示す CIP と炉心燃料集合体 H.H. 部との距離を実機換算で 150 ㎜とした体系[1]において、フローコレクタを取り付けた場合と取り外した場合での温度計測を行った。試験条件は、高低温流体の温度差に基づく浮力の影響を考慮し、実機と Ri 数を一致させた。炉心燃料集合体 H.H. 部流速は実機の約 1/3.5、Re 数で約 70,000 である。温度分布計測は熱電対ツリーを用いて、CIP の下側 1 ㎜を計測した。

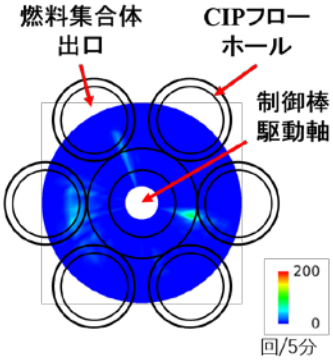


図 2　0.3 以上の振幅となる頻度分布（フローコレクタ無）

3. 試験結果　構造物の熱疲労評価を行う上で、温度変動振幅とその頻度が判断指標として有用である[2]ことから、温度変動の時系列波形を分解（レインフロー法）して得られる個々の波の振幅毎の頻度を評価した。フローコレクタを設置しない状態での測定結果を図 2 に、フローコレクタを設置した状態での測定結果を図 3 にそれぞれ示す。振幅は燃料集合体温度と後備炉停止系チャンネル温度の差で規格化した。フローコレクタを取り付けても温度変動幅が大きく変わることはなく、フローコレクタの影響は僅少であることが確認できた。

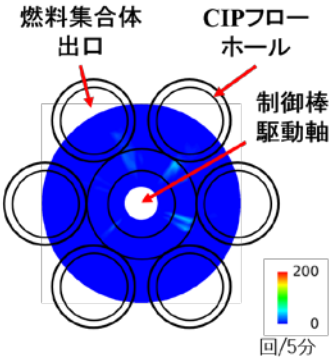


図 3　0.3 以上の振幅となる頻度分布（フローコレクタ有）

4. 結言　ナトリウム冷却高速炉のコラム型 UIS の制御棒案内管に取り付けられるフローコレクタが温度変動緩和方策に与える影響を確認するために、1/3 スケール 60°セクタモデル水流動試験装置を用いた試験を実施した。その結果、後備炉停止系制御棒案内管へのフローコレクタ設置によって、有意な温度変動が生じることはないことが確認できた。

参考文献

[1] 小林他、日本原子力学会「2014 年秋の大会」K05
[2] 小林他、ICONE23、ICONE23-1577(2015)

Jun Kobayashi, Toshiki Ezure, Masaaki Tanaka and Hideki Kamide
Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究
（第 9 報）渦モデルに基づく液中渦キャビテーション評価手法開発の概要

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
(9th report1) Development of Cavitation Evaluation Method with Vortex Modeling

*伊藤　啓[1]，江連　俊樹[1]，田中　正暁[1]
[1]原子力機構

液中渦キャビテーション発生評価手法構築に関連し，Burgers モデルに基づく渦中心減圧量評価式の適用性検討を実施している．本研究では，評価手法の妥当性確認と渦モデルの改良について報告する．
キーワード：液中渦，キャビテーション，Burgers モデル，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の冷却系統内において，配管入口部にキャビテーションを伴う液中渦が形成される可能性がある．液中渦キャビテーションによって配管の振動や騒音が発生することが懸念されるため，キャビテーションを伴うような強い渦の発生を予測し，設計において適切な対策を講じることが重要である．ただし，渦流れは極めて局所的な現象であるため，その発生と強度を設計図面等から予測することは困難である．このため，著者らは，数値解析に基づき液中渦キャビテーション発生を評価する手法の開発と検証を実施している[1]．本研究では，液中渦キャビテーション評価手法開発の概要と最近の開発項目について紹介する．

2. 液中渦キャビテーション評価手法の概要

著者らが実施している液中渦キャビテーション評価においては，まず，比較的粗い解析格子を用いた数値解析を実施し，次に，得られた流れ場に対して渦モデルを適用することで渦の抽出と評価パラメータ（循環・軸方向流速勾配等）の計算を行う．その後，評価パラメータに基づいて渦中心における減圧量を計算し，キャビテーション発生の評価を行う．渦モデルとしては Burgers モデルを採用し，乱れによる渦強度（減圧量）の抑制効果を考慮したモデルを導入している．また，液中渦キャビテーションの発泡点は壁面上であることを勘案し，壁面近傍の減圧量に基づいてキャビテーション発生評価を行っている．

3. 渦モデルの改良

Burgers モデルは層流渦を対象としたモデルであり，実際に発生する渦流れを完全に模擬することはできない．特に，強い渦流れに対して適用すると，減圧量を過大評価する傾向がある．このため，著者らは Burgers モデルの改良を進めており，オリジナルのモデル中で考慮されていない表面張力の効果や乱れによる効果のモデル化を行うことで，実際の渦流れに対する模擬性を向上させることに成功している[2]．特に，乱流渦粘性係数を導入することで乱れによる効果をモデル化し，強い液中渦に対しても適正な減圧量評価が行えることを確認している．ここで，乱流渦粘性係数ν_tは以下の式で表す．

$$\nu_t = \kappa_2 \left| \Gamma_\infty \right| \qquad (1)$$

ただし，Γは渦の循環である．また，κ_2は定数であり，基礎的な液中渦試験や実機体系を模擬した縮尺試験を対象とした評価結果に基づき，5.0×10^{-5}~1.0×10^{-4}程度の値を推奨している[3]．

参考文献

[1] Karman, T.V., Journal of Applied Mathematics and Mechanics, 1921.
[2] Ito. K. et al., Journal of Power and Energy System, 2012.
[3] 江連他，原子力学会 2016 年春の年会

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1], Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究
ー(第 10 報) 液中渦評価手法の 1 次系コールドレグ配管入口ノズル部への適用ー

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
- Application of Sub-Surface Vortex Evaluation Method to Intake of Primary Cold-Leg Pipe -

*萩原 裕之[1]，早川 教[1]，江連 俊樹[2]，伊藤 啓[2]，大島 宏之[2]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

渦モデルを用いた液中渦評価手法に使用するモデル定数を検討し、次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系コールドレグ配管入口部を対象とする液中渦評価を行った。その結果、キャビテーション対策を施すことで液中渦キャビテーションが発生しないとの見通しを得た。

キーワード：液中渦，キャビテーション，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系コールドレグ（CL）配管入口部では、液中渦キャビテーションの発生が懸念されている。関連して、報告者らは、流動解析で得られる循環及び渦線方向流速勾配を基に渦モデルを用いて液中渦キャビテーションの発生の有無を評価する液中渦評価手法[1]を開発している。本研究では、CL 配管入口部の縮尺試験解析を予備的に実施し、圧力低下量評価に使用するモデル定数を検討した。その上で、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部を対象として、液中渦キャビテーションの発生の有無を評価した。

2. CL 配管入口部における液中渦評価

液中渦評価手法の圧力低下量の計算には、モデル定数を含む渦粘性係数が使用される。このモデル定数については、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部と形状相似な 1/4.5 縮尺水試験を対象とした 3 次元流動解析により検討を行った。

次に、次世代ナトリウム冷却高速炉の CL 配管入口部におけるレファレンス構造（対策なし）及び配管入口を多孔板で囲んだ対策構造を対象とした 3 次元流動解析を実施した。対策構造を入れた場合には多孔板により配管入口部の旋回流が弱まっていることが分かる（図 1）。上記の水試験解析による検討に基づき、この流動解析結果に液中渦評価手法を適用し、圧力低下量を評価した。その結果、液中渦による圧力低下量を加味した当該位置での静圧ー飽和蒸気圧が負となるときを液中渦キャビテーションの発生条件とすると、レファレンス構造では静圧ー飽和蒸気圧が負となり、液中渦キャビテーション発生の可能性があるとの評価となった。一方で、対策構造を施した場合には、静圧ー飽和蒸気圧が正となり、液中渦キャビテーションは発生しないとの評価となった（表 1）。

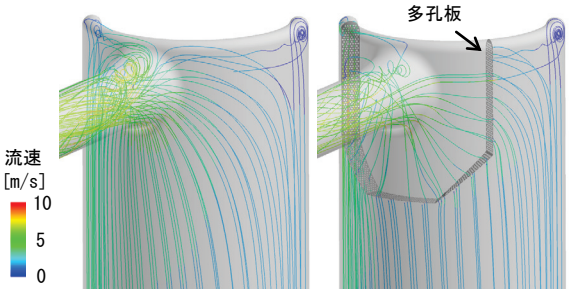


図 1 次世代ナトリウム冷却高速炉に対する解析結果

表 1 圧力低下量の評価結果

		レファレンス	対策構造
循環	[m^2/s]	3.17	1.83
渦線方向流速勾配	[1/s]	3.89	4.00
圧力低下量	[MPa]	0.926	0.549
静圧ー飽和蒸気圧	[MPa]	-0.105	0.272

3. 結論

渦モデルを用いた液中渦評価手法について、縮尺水試験解析によりモデル定数を検討するとともに、次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次系 CL 配管入口部を対象とした液中渦キャビテーション評価を実施した。その結果、レファレンス構造では液中渦キャビテーションが発生する可能性があるが、対策を施した体系では、液中渦キャビテーションは発生しないとの見通しが得られた。

謝辞 本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献 [1] 伊藤、他、「渦モデルによるガス巻込み・液中渦評価手法の研究」、JAEA-Research 2013-007、日本原子力研究開発機構、2013

*Hiroyuki Hagiwara[1], Satoshi Hayakawa[1], Toshiki Ezure[2], Kei Ito[2] and Hiroyuki Ohshima[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価
(1)垂直伝熱管群を模擬したナトリウム-水反応実験

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor
(1) Experimental study on Sodium-water Reaction Simulated the Vertical Tube Bundle in Steam Generator

*梅田　良太[1]，下山　一仁[1]，栗原　成計[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉蒸気発生器の合理的安全設計に資するため、垂直伝熱管群を模擬したナトリウムー水反応実験を行い、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等の基礎データを取得した。

キーワード：高速炉、蒸気発生器、ナトリウム-水反応、ウェステージ

1. 緒言　高速炉蒸気発生器(SG)で伝熱管破損が生じると、ナトリウム(Na)ー水反応により高温かつ強アルカリの反応ジェットが形成され、健全な隣接伝熱管を損耗(ウェステージ)するため、二次 Na 冷却系統に影響範囲が拡大する可能性がある。局所的な損耗環境を考慮した新ウェステージ評価法 [1]の検証データとして活用するため、本報では、垂直伝熱管群を模擬した Naー水反応実験を実施し、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等の基礎データを取得した。

2. 実験　SG を模擬した反応容器(RV)内部に、注水管 1 本とターゲット管(外径/肉厚：φ19mm/3.95mm、材質：9Cr-1Mo 鋼)14 本を正三角配列(管ピッチ 69mm)した垂直伝熱管群を設置した。初期温度 520℃の Na 中へ、平均圧力 18.4MPa、平均温度 527℃の過熱蒸気を、平均注水率 0.65kg/s で 30 秒間、最内層の注水管より水平外向きに噴出させた。実験後にターゲット管を水蒸気洗浄し、損耗形状を 3 次元計測した。

3. 結果　図 1(a)および(b)に貫通損耗したターゲット管および貫通損耗部近傍での Na 中温度等を示す。注水開始(0 秒)直後に Na 温度が急上昇し、800℃から 900℃の高温状態で推移している。注水後 30 秒で注水弁を閉じたが、注水管の残存水蒸気により反応が継続し、注水後 44.4 秒でターゲット管が貫通損耗し、管内圧力が急低下した。図 1(a)より、ウェステージによる貫通損耗位置は、注水レベル(図中 400mm の位置)の約 10mm 下側であることが確認できる。冶金学的分析より貫通損耗部では 800℃から 900℃の熱影響を受けていると推定され、この損耗伝熱管の平均ウェステージ率は 0.089 (=3.95/44.4) mm/s であった。

4. 結論　垂直伝熱管群を模擬した Naー水反応実験を実施し、ターゲット管の周囲温度や損耗状態等のウェステージ環境に係る基盤データを取得した。本報告はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として原子力機構が実施した成果を含む。

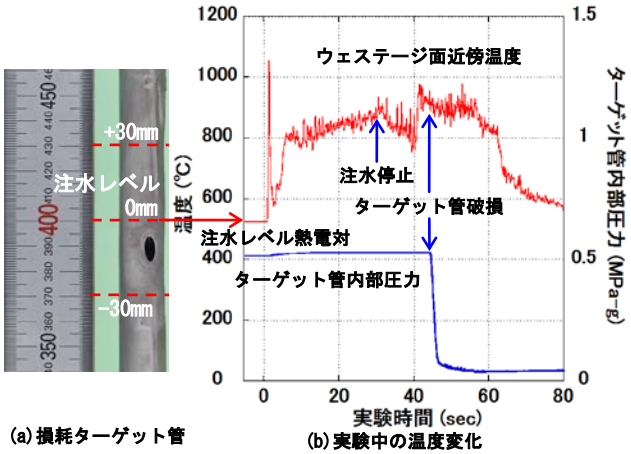


図 1　実験結果

参考文献

[1]栗原他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、C19

*Ryota Umeda[1], Kazuhito Shimoyama[1] and Akikazu Kurihara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価
(2)局所的なウェステージ環境に基づくターゲットウェステージ評価

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor
(2) Evaluation of Target-wastage based on the local wastage environment around the Tubes

*栗原 成計[1]，梅田 良太[1]，下山 一仁[1]
[1]日本原子力研究開発機構

垂直伝熱管群を有する高速炉蒸気発生器を模擬したナトリウムー水反応実験に対して、局所的なターゲットウェステージ環境を明らかにし、新ウェステージ評価法の適用性を定量評価した。

キーワード：ナトリウムー水反応、蒸気発生器、ナトリウム冷却高速炉、ターゲットウェステージ

1. 緒言　著者らは、ターゲットウェステージを、反応ジェットに随伴される周囲流体の液滴衝撃エロージョン(LDI)と、ナトリウム(Na)と水の高温生成物(水酸化ナトリウム(NaOH)、酸化ナトリウム(Na_2O)等)による流れを伴う腐食(COCF)との重畳現象と考え、各々の分離効果実験に基づき、局所的なウェステージ環境に着眼した新ウェステージ評価法を提案した[1]。本報では、垂直伝熱管群 SG を模擬した Na－水反応実験で得られた各ターゲット管のウェステージ環境を分析し、新ウェステージ評価法の適用性を定量評価した。

2. 考察　図１および図２には、Na-水反応実験でのターゲット管配置(材質：9Cr-1Mo 鋼、赤数字：伝熱管番号)および各ターゲット管の最大ウェステージ率を示す。図１の破線部は、冶金学的に推定されたウェステージ面の高温熱影響域(800-900℃)であり、この領域でウェステージ率が高い(最大約 0.1mm/s)ことがわかる。図２には、新ウェステージ評価法に基づき推算した、NaOH 環境での COCF 速度(●)と COCF+LDI 速度(◆)をプロットした。反応域外部では LDI の影響は見られず、COCF 速度の推算値が実験値を良好に再現している。一方、反応域では LDI 効果が顕著であり、COCF+LDI 速度の推算値が実験値をやや過大評価している。

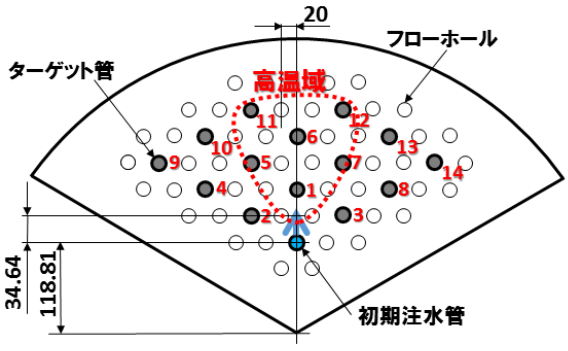


図１　ターゲット管配置

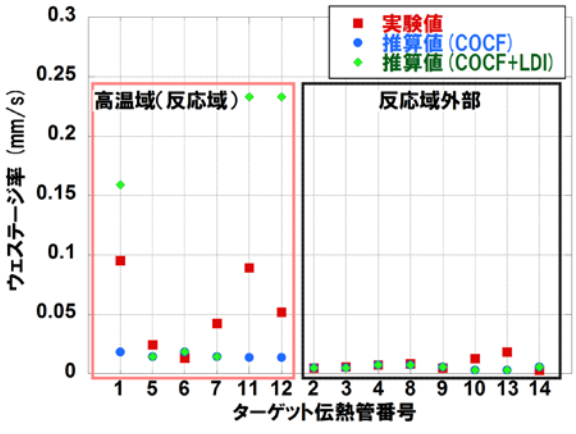


図２　ターゲットウェステージ率

3. 結論　各ターゲット管周囲のウェステージ環境データを用いて、新ウェステージ評価法による推算値が比較的良好に実験値を予測できることを確認した。今後、新評価法における LDI 効果の予測精度を高める必要がある。

本研究はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として原子力機構が実施した成果を含む。

参考文献

[1] 栗原ほか、日本原子力学会 2015 年秋の大会、C19

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1] and Kazuhito Shimoyama[1]
[1]Japan atomic Energy Agency

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

[1K08-14] Fuel Assembly Thermal Hydraulics

Chair: Yoichi Utanohara (INSS)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:35 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K08] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Takayuki Ozawa[2], Seiichiro Maeda[2], Hiroyuki Ohshima[2] （1.MFBR, 2.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Takayuki Ozawa[3], Seiichiro Maeda[3] （1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Thermal-hydrauric evaluation of large bundle fuel assembly design of next generation FBR in Japan

*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[3], Hiroyuki Ohshima[2] （1.Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5x5 Rod Bundles in Liquid Sodium

*Koichi Hata[1], Katsuya FUKUDA[1], Tohru MIZUUCHI[2] （1.Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University , 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

*Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Takahiro Arai[1], Kensetsu Shirakawa[1] （1.CRIEPI）

3:45 PM - 4:00 PM

[1K13] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[2] （1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:00 PM - 4:15 PM

[1K14] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
（1）大型バンドル燃料集合体内の流動挙動評価

Thermal-hydraulic Evaluation for Fuel Assembly Design of Next Generation FBR in Japan

(1) Hydraulic Evaluation of Large Bundle Fuel Assembly

*早川 教[1]，大山 一弘[1]，前田 誠一郎[2]，小澤 隆之[2]，大島 宏之[2]

[1]MFBR，[2]原子力機構

次世代高速炉の大型バンドル燃料集合体の流動挙動評価技術開発として、3本ピンバンドル水流動試験及び大型ピンバンドル体系を対象とした解析を商用CFDコードにより行った。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、燃料集合体、大型バンドル、CFD、周辺流れ効果係数

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の大型バンドル燃料集合体は太径ピン（φ10.4×255本）と細径ワイヤスペーサ（φ1.0、ピンピッチ/ピン径：約 1.1）で構成されている。このような大型バンドルに対して、燃料集合体設計で重要な周辺流れ効果係数を評価する必要が生じたため、ワイヤスペーサ周りの複雑な流れ場にも対応できる3次元流動解析を適用することにした。本研究では大型バンドル燃料集合体の流動挙動評価技術の開発を目的に、商用CFDコード（STAR-CCM+）を用い、①3本ピンバンドル水流動試験体系下で解析モデル（メッシュ分割、乱流モデル、等）の検討を行った後、②271本ピンバンドル（内部ダクト領域を燃料ピンに置換）体系の流動解析を行い、その適用性を評価した。

2. 3本ピンバンドル水流動試験解析

原子力機構では 3 本ピンバンドル水流動試験に基づいて燃料集合体内詳細解析コード SPIRAL の妥当性を確認している[1]。まず、SPIRALで行った3本ピンバンドル水流動試験解析結果を参照し、解析モデルを構築するためメッシュ分割方法（ポリヘドラルメッシュ、トリムメッシュ）、乱流モデル（Realizable k-ε、非線形2次k-ε、非線形3次k-ε）を組み合わせたパラメータ解析を行った。図1に示すトリムメッシュ分割でRealizable k-εモデルを用いた場合、流速分布がSPIRALに最も近く、周辺流れ効果係数が約0.5%の差で一致した。

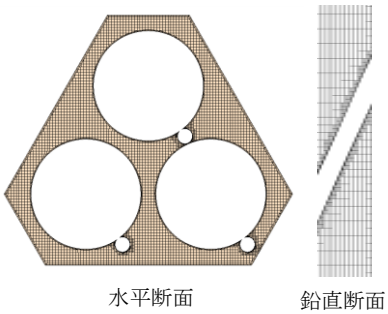


図1　3本ピンバンドル解析モデル

3. 271本ピンバンドル体系流動解析

3本ピンバンドル試験解析で構築した解析モデルを271本ピンバンドル体系に拡張し、大型体系への適用性確認を目的とする流動解析を行った。モデル化範囲をワイヤスペーサ巻付け1周期分とし、流入・流出部に周期境界条件を設定した。メッシュ数は約1億である。図2に示すように、高速炉燃料集合体内の特徴的な流れであるピンバンドル周辺部でのワイヤスペーサによるスワールフローが良く再現できている。燃料集合体設計において重要な指標である周辺流れ効果係数（周辺部とピンバンドル中心部の通過流量の比）は1.138であり、SPIRALによる同体系での解析評価結果と約0.5%の差で一致し、Cheng-Todreas[3]の圧力損失式から算出される1.123とは約2%の差で一致することが分かった。

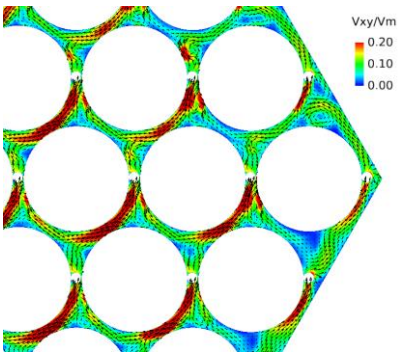


図2　271本ピンバンドル体系流速分布
（Vxy：面内流速、Vm：平均流速）

4. 結論

商用CFDコードを用い、燃料集合体体系に適用可能なメッシュ分割方法及び乱流モデルを検討し、大型燃料集合体内の流動解析評価を実施した。既往解析結果に基づく周辺流れ効果係数の比較及び圧力相関式との比較結果から，本検討で得られた解析モデルの妥当性を確認した。

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] M. Nishimura et al., ICONE20-POWER2012-54404, 2012

[2] H. Ohshima et al., ICCMSE 2015, AIP Conf. Proc. 1702, 040011, 2015

[3] S. K. Cheng et al., Nuclear engineering and design 92.2, 227-251, 1986

*Satoshi Hayakawa[1], Kazuhiro Oyama[1], Seiichiro Maeda[2], Takayuki Ozawa[2] and Hiroyuki Ohshima[2]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Japan Atomic Energy Agency

次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
(2)ワイヤスペーサによる燃料被覆管局所温度上昇の評価

Thermal-hydraulic evaluation for fuel assembly design of next generation FBR in Japan

(2)Local temperature increase evaluation of fuel cladding tubes by a spacer wire

*中村 博紀[1]，大山 一弘[1]，緒方 智明[2]，前田 誠一郎[3]，小澤 隆之[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

高速炉燃料集合体の燃料被覆管に螺旋状に巻きつけられたワイヤスペーサによる熱流動場への影響を詳細に評価できる 3 次元 CFD 解析モデルを検討し、ワイヤスペーサまわりの流動場及び被覆管内の局所温度上昇の 3 次元的挙動を評価した。

キーワード：次世代炉、熱流動、数値流体力学、ナトリウム冷却高速炉、工学的安全係数

1. 緒言

高速炉で一般的に採用されているワイヤスペーサ型の燃料集合体(図 1)では、ワイヤスペーサと被覆管の接触部で熱伝達特性が悪化して被覆管内の温度が局所的に上昇する(ワイヤコンタクト効果)。ワイヤコンタクト効果を評価する際、2 次元体系ではワイヤと被覆管の接触位置が軸方向に変化しないため、軸方向の熱の逃げを考慮できず過度に保守的となる。少数本バンドルでは周辺サブチャンネルの影響が無視できず、多数本バンドルでは計算負荷の増加が課題になる。本研究では従来のメッシュ分割の考え方を見直し、少ないメッシュ分割数でワイヤスペーサの影響を考慮した多本数バンドル体系の被覆管温度分布を算出可能にした。

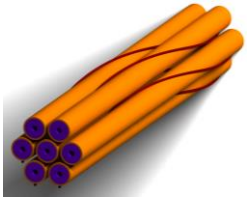


図 1　燃料ピンとワイヤスペーサの形状

2. 解析モデル

燃料ピンにワイヤが巻き付いた 1 本体系モデルを作成し、それらを囲む六角形の冷却材領域を作成した。ワイヤの移動に追従して六角形の各頂点の位置を水平方向に平行移動させながら軸方向に伸ばして領域を作成することで、各面への周期境界条件の設定を可能にし、燃料ピンが水平方向に無限配置された体系を模擬した(図 2)。本メッシュ分割により、数億メッシュ必要な解析が約 2,000 万メッシュで可能となった。

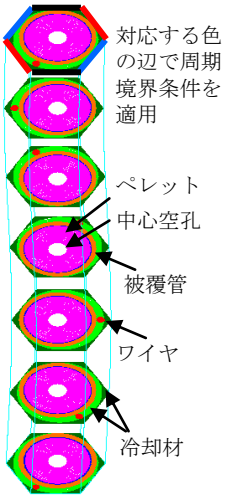


図 2　解析体系の概念図
(ワイヤ巻付けピッチ 1 巻分)

3. 解析手法、条件

商用 CFD コード(Fluent)を用い、乱流モデルは Realizable k-ε モデル、空間差分スキームは 2 次精度風上差分、壁面近傍には改良型壁関数(EWT)を適用した。入口境界条件として、内側炉心第 1 流量領域の集合体流量と実機寿命初期の軸方向出力分布に基づく炉心燃料下端から 850mm のホットチャンネル冷却材の流量/温度を一様に与えた。

4. 解析結果

被覆管最高温度を得た高さ位置での被覆管肉厚中心周方向温度分布を図 3 に示す。着目している燃料ピンのワイヤは約 75° の方向にあり、最高温度は当該ワイヤの近傍で発生した。グラフでは自身のワイヤ位置以外にも局所的な温度上昇がみられる。図 4 に示す被覆管温度分布の平面展開図より、この温度上昇は隣接する燃料ピンのワイヤが最高温度発生位置の上流で着目する被覆管に接近したことにより発生し、下流に伝播したことが原因であると分かる。

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

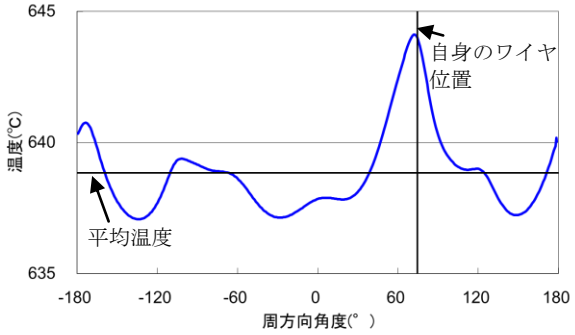


図 3　最高温度発生高さにおける被覆管肉厚中心周方向温度分布

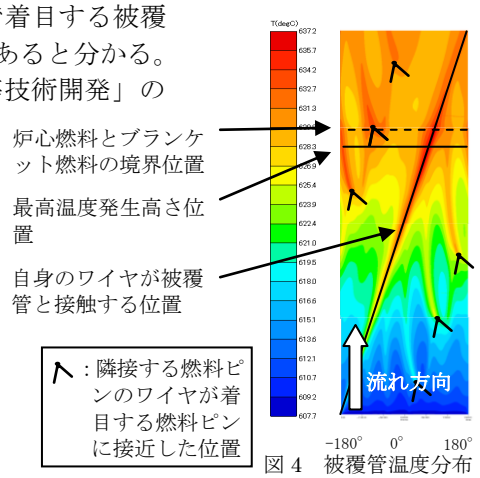


図 4　被覆管温度分布

*Hironori Nakamura[1], Kazuhiro Oyama[1], Tomoaki Ogata[2], Seiichiro Maeda[3] and Takayuki Ozawa[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

次世代高速炉の炉心構成要素設計に係る熱流動評価
（3）炉心燃料集合体流量調節機構の数値解析

Thermal-hydraulic Evaluation for Fuel Assembly Design of Next Generation FBR in Japan

(3) Numerical Analysis for Entrance Nozzle of Fuel Assembly

*渡辺 収[1]，早川 教[1]，碇本 岩男[2]，大島 宏之[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

CFD コードの炉心流量調節機構成立性評価への適用性を評価するために、もんじゅエントランスノズル単体試験を対象とした 3 次元流動解析を行い、実機設計への適用性を確認した。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、燃料集合体、流量調節機構

1. 緒言

次世代高速炉の炉心設計では、炉心流量配分領域が細分化されているため、入口プレナム内に林立する連結管の間隙部、炉心エントランスノズル部、集合体内流路での精度の良い圧力損失評価が求められている。これらの圧力損失評価に流体解析（CFD）コードが適用できれば、次世代高速炉の燃料集合体設計を効率的に進める上で極めて有用となる。その第一段階として、もんじゅエントランスノズル単体試験を対象とした 3 次元流動解析を行い、CFD コードの炉心流量調節機構成立性評価への適用性を評価した。

2. 圧力損失解析機能の確認

エントランスノズル試験解析に入る前に、商用 CFD コード（STAR-CCM+）の圧力損失解析機能を確認するため、単一オリフィス試験[1]を対象とした解析を実施した。乱流モデル（Realizable k-ε モデル、SST k-ω モデル、レイノルズストレスモデル、標準 k-ε モデル）、壁面境界条件（Log-law、Two Layer-All y+）等についてのパラメータ解析を行った結果、Realizable k-ε と Two Layer-All y+の組み合わせが試験結果の圧力損失係数に最も近く、約 7%以内の差で試験結果に一致することが分かった。

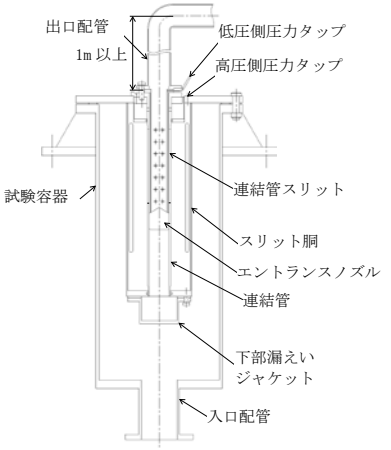


図 1　もんじゅエントランスノズル試験体系

3. エントランスノズル試験解析

もんじゅのエントランスノズル単体を模擬した水流動試験[2]（図 1）のオリフィス 7 段開孔と 2 段開孔（それぞれ最大及び最小流量配分領域用に相当）のケースを対象に、単一オリフィス試験解析で選定した乱流モデル、壁面境界条件等を適用し、粗メッシュ分割と詳細メッシュ分割による流動解析を行った。その結果、詳細メッシュ分割のケースで得られた圧力損失係数は約 3～4%の差で試験値に一致した。この中で、図 2 に示すオリフィス入口で生じる縮流現象を面取り部での流れの剥離を含め解析できるメッシュ解像度が必要であることが分かった。

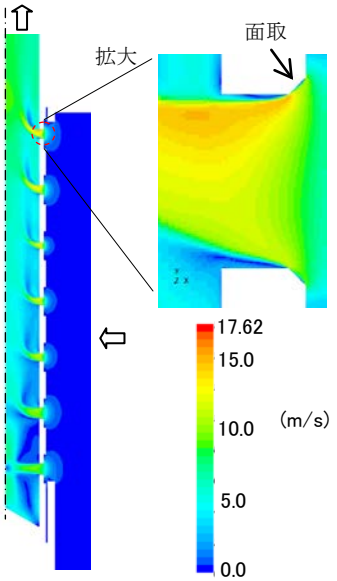


図 2　エントランスノズル試験解析結果（流速分布）

4. 結論

エントランスノズル試験解析により、炉心流量調節機構の設計に見込まれる不確かさの範囲内で CFD コードは試験の圧力損失係数を評価できた。これにより、本解析で採用した CFD コード及び解析条件（乱流モデル、壁面境界条件、メッシュ分割方法等）を設定した 3 次元流動解析が次世代高速炉の炉心流量調節機構成立性評価へ適用可能であるとの見通しが得られた。

謝辞　本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 立花ほか，管オリフィスを通る流れと損失，福井大学工学部研究報告，1997
[2] 碇本ほか，流量調節機構単体確性試験，PNC TJ206 85-02，1985

*Osamu Watanabe[1], Satoshi Hayakawa[1], Iwao Ikarimoto[2], Hiroyuki Ohshima [3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

液体金属ナトリウム中の垂直5×5本組円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達

Natural Convection Heat Transfer from Vertical 5×5 Rod Bundles in Liquid Sodium

*畑幸一[1]，福田勝哉[1]，水内亨[2]

[1]神戸大海事，[2]京都大エネ理工研

液体金属ナトリウム中の垂直単一発熱体、垂直 2、3、4 本組円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達を良く記述しうる理論モデルを用いた数値解析に基づき、垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の熱流動特性を数値解析し垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体における格子形状や寸法等のパラメータの影響を明らかにし、液体金属中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の自然対流熱伝達表示式を導出する。

キーワード：液体金属ナトリウム，垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体，正 3、4 角形配列，自然対流熱伝達

1. 緒言

液体金属ナトリウム熱交換器設計の基礎として、これまでに明らかにした垂直単一円柱発熱体による詳細な液体金属ナトリウム実験結果(1)、小規模水平円柱バンドル発熱体における自然対流熱伝達を良く記述しうる理論モデルを用いた数値解析(2)に基づき、正 3、4 角形配列(ETA, ESA) 垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の熱流動特性の数値解析を行い格子形状や寸法等のパラメータの影響を明らかにし、高温液体金属中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式を導出した結果(3)について報告する。

2. 理論解析

理論解析体系正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の配置図を図 1 に示す。発熱体直径 D=7.6 mm、発熱部長さ L=200 mm、S/D=1.8～6 において、熱流束 q=1×10^4～7×10^6 W/m^2 の等熱流束条件で、非定常層流自然対流理論モデルを用いて理論解析を行った。S は、垂直円柱バンドル発熱体配置の円形流路径を定義した。

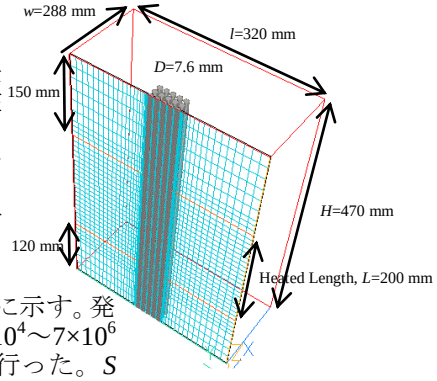


図 1

3.各発熱体の平均ヌッセルト数

正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体について、修正レーリー数 $(R_{f,L})_{ij}[=(Gr_L^*)_{ij}(Pr)_{ij}^2/\{4+9(Pr)_{ij}^{1/2}+10(Pr)_{ij}\}]$=3.52×10^6($q$=1×10^6 W/m^2)、$S/D$=2 の理論解析結果を図 2 の各発熱体の平均ヌッセルト数$(Nu_{av})_{ij}$を発熱体行数 N_x の面上に発熱体列数 N_y をパラメータとして示す。垂直単一発熱体の表示式から求まる値も比較して示す。各発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$は 3 領域に分類される。N_x=1,5、N_y=1,5 の 4 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が最大で垂直単一発熱体の Nu_{av} 値より 25.94%低い。N_x=1,5 で N_y=2,3,4、N_x=2,3,4 で N_y=1,5 の 12 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が中領域で Nu_{av} 値より 45.34%低い。N_x=2,3,4 で N_y=2,3,4 の 9 本の発熱体の$(Nu_{av})_{ij}$が最小で Nu_{av} 値より 69.04%低い。発熱体加熱長さ z=25, 95, 195 mm の x-y 面の液温コンター図を図 3 に示す。垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体配置の中心 N_x=N_y=3 の発熱体周りの流路において、加熱長さが長く成る程液温が高く成る事が観察される。

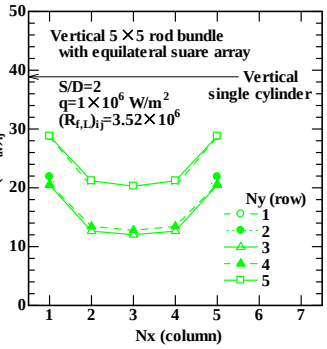


図 2

4. 垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の平均自然対流熱伝達表示式

S/D=1.8~6 の正 4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体について、$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$=3.08×10^4~ 4.19×10^7(q=1×10^4~7×10^6 W/m^2)で理論解析を行い、バンドル発熱体の平均ヌッセルト数$(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}$を修正レーリー数$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$に対して図 4 の面上に示す。垂直単一円柱発熱体の理論解析結果 Nu_{av} も黒実線で示す。垂直単一発熱体、各 S/D におけるバンドル発熱体の理論解析結果 $(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}$ は $A\times(R_{f,L})_{5\times5,S/D}^m$ 式で表され、バンドル発熱体と単一発熱体の平均ヌッセルト数の比 $(Nu_{av,B})_{5\times5,S/D}/Nu_{av}$ は $C_1\times(R_{f,L})_{5\times5,S/D}^n$ 式で表される。係数 C_1 と指数 n を $f(S/D)$式で近似し、Nu_{av} に垂直単一円柱発熱体自然対流熱伝達表示式を代入すると垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式が次の様に定まる(3)。

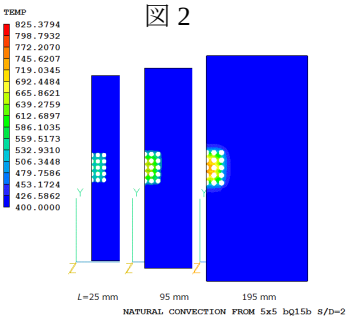


図 3

$$\left(Nu_{av,B}\right)_{5\times5,S/D}=C_1\times\left(R_{f,L}\right)_{5\times5,S/D}^{n}\times\left[\frac{1}{0.8}+\frac{C}{0.86\left(Ra_L^*\right)^{0.2}}\left(\frac{L}{D}\right)^{0.86}\right]\left(R_{f,L}\right)_{5\times5,S/D}^{0.2} \qquad (1)$$

C_1=0.00550×(S/D)$^{2.52}$、n=0.263-0.0390×(S/D)　for ETA

C_1=0.00394×(S/D)$^{2.47}$、n=0.267-0.0341×(S/D)　for ESA

この表示式(1)は、$(R_{f,L})_{5\times5,S/D}$=3.08×10^4~4.19×10^7 で S/D=1.8~6 の正 3、4 角形配列垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の理論解析結果を-12.64~7.73 %の誤差で表示する。

5. 結論

液体金属ナトリウム中の垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の自然対流熱伝達の理論解析を行い、垂直 5×5 本組円柱バンドル発熱体の一般的自然対流熱伝達表示式を導出した。

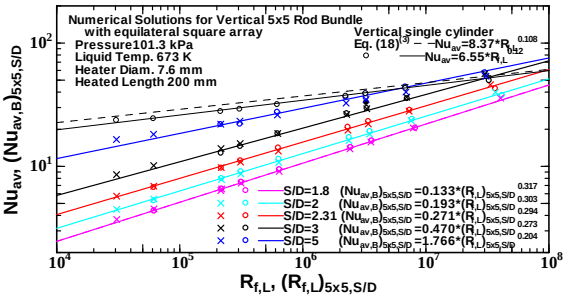


図 4

参考文献

[1] Hata, K., et al., *MEJ*, **1**, No. 1, pp. 1-12, 2014. [2] Hata, K., et al., *MEJ*, **3**, No. 3, pp. 1-12, 2016.
[3] Hata, K., et al., Paper No. ICONE24-60180, pp. 1-12, 2016.

*Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda[1] and Tohru Mizuuchi[2]
[1]GSMS, Kobe Univ., [2]IAE, Kyoto Univ.

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(6) 5×5 バンドル流路内での塩水プール沸騰時のボイド率分布

Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(6) Void-fraction distribution of salt-water pool-boiling in 5x5 bundle geometry

*古谷 正裕[1]　滝口 広樹[1]　新井 崇洋[1]　白川 健悦[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

BWR5×5 部分模擬燃料バンドル流路内で海水及び海水とホウ酸水の混合液のプール沸騰試験を液位と熱流束をパラメータに行った。三次元 X 線 CT 撮影によりボイド率と析出塩量との相間を把握した。

キーワード：プール沸騰, 海水, ホウ酸水, BWR 燃料, 5×5 バンドル, X 線 CT

1. 緒言　軽水炉の最終冷却源である炉心への海水注水源として、中性子吸収材であるホウ酸水を添加するアクシデントマネジメント(AM)策において、流路閉塞や伝熱劣化の影響を把握することは重要である。前報までに BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータに、人工濃縮海水（第 3 報）又は人工海水とホウ酸水との混合溶液（第 4 報）を注入して沸騰濃縮試験を行い、X 線 CT 撮影により析出塩の三次元分布を取得し、スペーサ狭隘部や流動沸騰が塩析出に与える影響を把握した。第 5 報では析出量を系統的に予測するための解析手法を報告した。本報では解析の妥当性確認に必要とされる塩水プール沸騰時のボイド率分布を報告する。

2. 実験装置及び方法　矩形チャンネルボックス内に BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを挿入した。ヒータの有効発熱長は 530 mm である。高さ 30 mm の丸セルスペーサを有効発熱部中心高さに挿入した。人工海水は海水濃度の 2.5 倍の濃縮溶液とした。ホウ酸塩は、五ホウ酸ナトリウム十水和物を用いた。混合液は、人工海塩重量の半分を五ホウ酸ナトリウムにしてイオン交換水に溶解した。プール沸騰時のバンドル試験体の周囲をターンテーブル上の 3 MV 線形加速器と X 線検出器を回転させながら撮影し、CT 再構成によりボイド率を得た。試験パラメータはそれぞれの溶液に対して熱流束 3 水準及びコラプスト水位 3 水準とした。

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に試験後の X 線 CT 撮影像を示す。Fig. 1(a), (b), (c)は濃縮海水プール沸騰試験において、コラプスト液位を発熱部上端(TAF)から鉛直下方 200 mm とし、熱流束をそれぞれ 3, 6, 9 kW/m^2 とした場合である。水平断面の画像解析によりヒータ及びチャンネルボックスを灰色で、チャンネルボックス外部を黒色で示した。海水単相を青色で、蒸気単相を黄色で示し、気液混合状態はボイド率に応じた中間色で示した。Fig. 1(a)の 3 kW/m^2 では TAF - 100 mm より上部では乾燥した状態である。Fig. 1(b),(c)に示す熱流束が 6, 9 kW/m^2 と増大するに伴い、沸騰液はさらに上部まで到達している。また沸騰開始位置も下方に移行して沸騰長さが長くなる。

スペーサ下流（上方）では気泡が流路中央に集中しているが、スペーサ上流では水平断面内でボイドが均一に分散している。可視観察ではスペーサ上流で一部の気泡はスペーサを通過せずに対流しており、この攪拌がボイド拡散を促進し分布を均一にしていると考えられる。第 3, 4 報の結果において、スペーサ部下流では中央部の析出が多く、スペーサ上流では均一に分布した要因は、スペーサでのボイド分散効果であると考えられる。

4. 結論　BWR 炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用いて塩水沸騰濃縮試験を行った。X 線 CT 設備を用いてボイド率を推定した結果、スペーサ上流側ではボイドが均一に分散する結果が得られた。海水塩の析出（スペーサ下流側では中央部で析出が多く、上流側では均一に分布する）結果とボイド率分布は相関が高い。これはスペーサでのボイド分散効果が要因と考えられる。

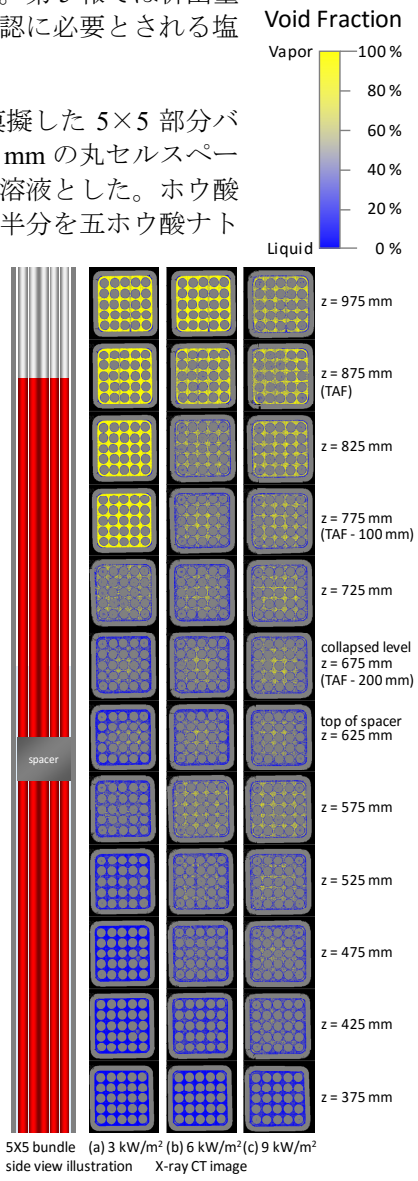


Fig. 1 Void Fraction Distribution during Pool Boiling of Seawater

*Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Takahiro Arai[1] and Kenetsu Shirakawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（海水及びホウ酸注入影響評価試験）事業の一部として行ったものである。

燃料露出過程の炉内流動評価
（12）高圧条件下における部分模擬燃料集合体内ボイド率分布に対する模擬燃料棒間隔の影響

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(12) Influence of rod-pitch on void fraction distribution in rod bundle under high pressure conditions

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[1]，長澤 雄真[1]，永吉 拓至[1]，新井 崇洋[2]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，模擬燃料棒間隔が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，高圧・低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

キーワード：ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

1. 緒言　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内蒸気体積割合（ボイド率）を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している [1]。本研究では，水力等価直径がボイド率分布へ及ぼす影響を評価するために，BWR 運転圧力条件を含む 5.0～7.5 MPa の圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，模擬燃料棒間隔が異なる 2 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定・比較した。

2. 試験　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から蒸気及び水を個別に取り出し，模擬燃料集合体の入口に設けた模擬タイプレートを通して蒸気－水二相流を試験体へと供給した。本研究で用いた 2 種類の模擬燃料集合体の形状を表 1 に示す。ボイド率の計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は 5.0 MPa，7.0 MPa（BWR の通常運転圧力相当），及び 7.5 MPa の圧力条件で実施し，全質量流束を 500 kg/m^2/s 以下とした。

表 1　5×5 模擬燃料集合体形状

試験体	基準	ロッドピッチ小
想定している BWR燃料	9×9～10×10燃料 加熱体系試験[2]と共通 	
模擬燃料棒径	10 mm （共通）	
ロッドピッチ	13 mm	12 mm
水力等価直径	11.6 mm	8.3 mm

3. 結果・考察　図 1 に圧力 7.0 MPa における集合体内ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。全質量流束が小さい条件において，ロッドピッチ小試験体内ボイド率が基準試験体よりも大きい。この要因としては，ボイド率分布計測結果から，ロッドピッチが狭い方がロッド間領域を上昇する気泡とロッド壁面との接触が増え，気泡上昇速度が低下することにより，流路断面内におけるボイド率分布が相対的に平坦化したためと考えられる。

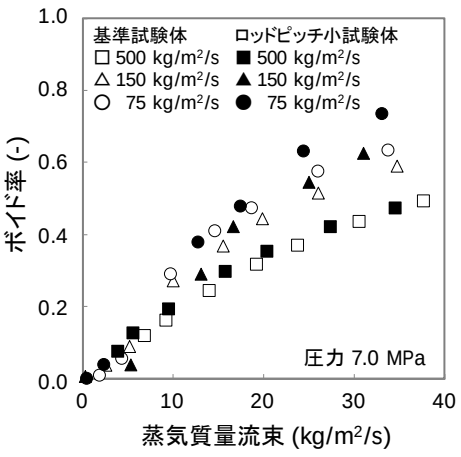


図 1　ボイド率の蒸気質量流束依存性

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

参考文献

[1] 野崎他，日本原子力学会 2014 年秋の大会，J30 (2014)　[2] 新井他，日本原子力学会 2016 年春の年会，2C21 (2016)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[1], Yuma Nagasawa[1], Takuji Nagayoshi[1] and Takahiro Arai[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

燃料露出過程の炉内流動評価
(13) 高エネルギ X 線 CT を用いた高圧・低流量条件下での 5×5 発熱バンドル内ボイド率分布計測

Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions
(13) Void fraction measurement in 5×5 heated rod bundle at low flow rate and high pressure conditions using High-energy X-ray CT

*新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1], 白川 健悦[1], 西 義久[1]
[1]電力中央研究所

高エネルギ X 線 CT を用いて発熱バンドル内沸騰二相流のボイド率分布を新たに取得し、サブチャンネルボイドセンサを用いて取得したボイド率分布と比較することにより、計測結果の妥当性を明らかにした。

キーワード：沸騰二相流,5×5 発熱バンドル,高エネルギ X 線 CT,ボイド率分布,サブチャンネルボイドセンサ

1. 緒言　事故時に原子炉水位が低下する場合、燃料集合体内の二相水位、すなわちボイド率の把握は、最適な事故緩和策を判断する上で重要である。前報では、事故時の高圧・低流量域を模擬した沸騰実験を実施し、サブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を用いてバンドル内ボイド率分布などを取得して沸騰二相流動特性に及ぼす圧力依存性を把握した。本報は、数値混相流体力学の妥当性確認に必要とされる高空間分解能ボイド率分布を高エネルギ X 線 CT によって取得した結果を報告する。

2. 実験　試験体系は、有効発熱長が約 3.7 m の 5×5 発熱バンドル（燃料棒径 10 mm、燃料棒ギャップ 3 mm）である。バンドル試験体を設置したチタン合金圧力容器周囲をターンテーブル上の 3MV 線形加速器と X 線検出器が回転する。ターンテーブルを高さ方向に駆動し、発熱部下端から 198, 1220, 2242, 3264, 3375 mm の位置における CT 再構成画像を取得し、ボイド率分布を算出した。大気圧から 3.0 MPa までの圧力条件に対して、入口流速 1 水準(自然循環相当)、熱出力が 3 水準(実機崩壊熱相当)、熱出力は軸方向、径方向共に一様分布である。

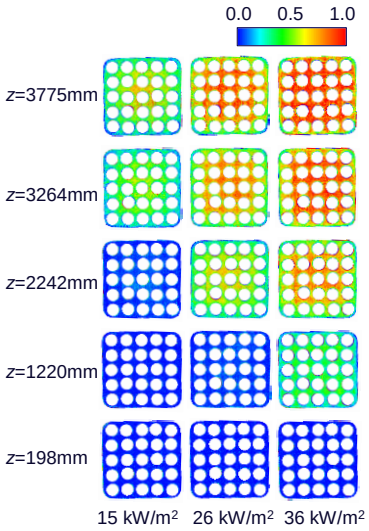


Fig.1 Void fraction distribution

3. 実験結果及び考察　流路断面ボイド率分布のカラーマップを Fig. 1 に示す。圧力 1.0MPa、入口流速 0.3 m/s、入口サブクール度 7 K とし、熱流束を 15, 26, 36 kW /m² とした。基準高さ（z = 0 mm）は発熱部下端とした。沸騰が開始すると蒸気が流路中央へ集中して砲弾型分布へ遷移する。また熱流束の増大とともに沸騰開始高さが上流側へ移行する。X 線 CT 及び SCVS で取得したボイド率を流路対角線上で比較した結果を Fig. 2 に示す。ロッドで囲まれたチャンネル単位でみても、チャンネル中央でピークを有する砲弾型分布を捉えており、両者の測定結果は良く一致することがわかった。

4. 結論　高圧・低流量域を模擬した沸騰実験を行い、高エネルギ X 線 CT を用いて 5×5 発熱バンドル内ボイド率分布を算出した。下流で気泡が流路中央へ集中しながら発達する様子を詳細に捉え、SCVS による測定結果とも良く一致した。

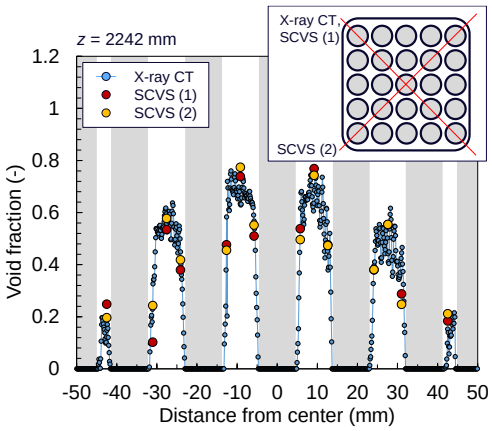


Fig.2 Comparison of void fraction acquired by X-ray CT and SCVS

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Yoshihisa Nishi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動減少の解析手法の高度化）の一部として行ったものである。

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

[1K15-18] Behavior in Containment Vessel

Chair: Kazuyuki Takase (Nagaoka Univ. of Tech.)

Wed. Sep 7, 2016 4:35 PM - 5:40 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K15] System Response Test with the Horizontal PCCS

*masato yamada[1], mika tahara[1], keiji matsumoto[1], masato uchida[2], koji nishida[3] (1.Toshiba corporation, 2.The japan Atomic power conpany, 3.Hitachi-GE nuclear energy)

4:35 PM - 4:50 PM

[1K16] System Response Test with the Horizontal PCCS

*Mika Tahara[1], Masato Yamada[1], Keiji Matsumoto[1], Masato Uchita[3], Kouji Nishida[2] (1.TOSHIBA, 2.HITACHI GE, 3.JAPC)

4:50 PM - 5:05 PM

[1K17] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

*Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM

[1K18] CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1.JAEA)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

静的格納容器冷却系のシステム挙動試験
（5）新型システム挙動試験

System Response Test with the Horizontal PCCS

(5)System response test for advanced PCCS

*山田 雅人[1]，田原 美香[1]，松本 圭司[1]，
西田 浩二[2]，内田 昌人[3]
[1]東芝，[2]日立 GE，[3]日本原子力発電

静的格納容器冷却系（PCCS）は、格納容器内で発生した大量の蒸気を熱交換器に取り込んで凝縮し、格納容器内の過圧・過温による破損を防止する手段であり、シビアアクシデント時の影響緩和として有効である。PCCS による格納容器過圧抑制効果の確認のためには、事故シナリオの特性にあわせたシステム挙動を評価する必要がある。本発表では新型 PCCS のシステム挙動試験結果について報告する。

キーワード：静的除熱，シビアアクシデント，事故緩和，熱交換器

1. 緒言

既存の格納容器体系では PCCS の伝熱を阻害する不凝縮ガスは D/W と W/W の差圧を利用して W/W に排出する。そのため W/W が D/W よりも圧力が高くなると PCCS による除熱が困難となる[1]。D/W や W/W とは別に不凝縮ガスが排出される空間（以降、ガスベント容器と呼ぶ）を設けた新型 PCCS では、不凝縮ガスの影響を低減し、W/W で蒸気が発生する状況でも PCCS による除熱を可能とする。この新型 PCCS による格納容器体系を模擬した試験装置を用いて、システム挙動試験を行った。

2. 試験体系および条件

試験では東芝革新的安全研究試験設備(TIGER: Toshiba Innovative Geminate Test Loop for Reactor Safety System)を改造し、D/W、W/W の他に新たにガスベント容器を設けて、新型システムの体系を模擬した。新型システム体系において実施した事故解析（高圧注水機能喪失：TQUX）の結果を参照した圧力、温度、ガス濃度を初期条件として設定し、D/W 容器に蒸気を供給した。

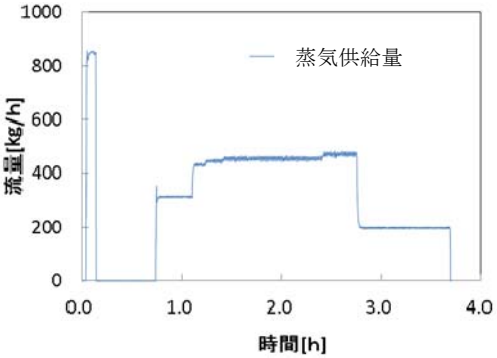


図 1　DW容器への蒸気供給流量

3. 試験結果

図 1 に示す蒸気供給量は事故進展に従い、一次系破損、注水等を模擬して、時系列で変化させている。各容器圧力応答の結果（図 2）は蒸気供給量の変化に対応し、各フェーズで次の挙動を示す。RPV 破損による大量蒸気発生①でガスベントおよび LOCA ベント管も同時に作動し、PCCS を通ってガスベント容器へガス排出がされる。次に注水によって蒸気流量低下する②ことで、PCCS の除熱により D/W 容器圧力が低下し、真空破壊弁（D/W-W/W 間）が作動する。注水停止後、デブリクエンチ前に大量蒸気発生が開始する③と、D/W 容器の圧力が上昇。PCCS からガスベント容器へ、LOCA ベント管から W/W 容器へガスと蒸気が分配された状態となり、二つの経路から D/W 内の蒸気が排出される。最後にデブリクエンチ後の蒸気流量まで低下する④と D/W 容器圧力が低下し、D/W-W/W 容器間差圧が減少し、LOCA ベント管からの W/W への蒸気移行が停止する。

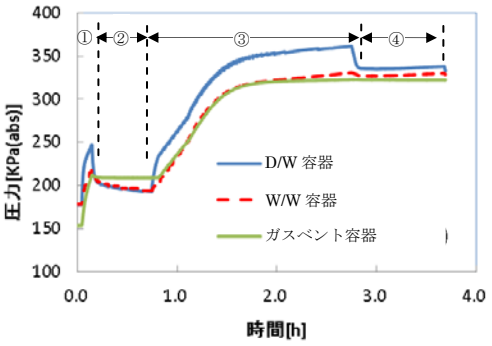


図 2　各容器圧力

4. まとめ

新型 PCCS を対象としたシステム試験を実施し、代表的なシステム挙動について確認ができた。新型 PCCS では、ガスベント容器に不凝縮ガスが排出されるため、システム全体の圧力はガスベント容器の圧力に依存して変化する。

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、日本原子力発電(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] 山田他，原子力学会 2015 年秋の大会　C07

*Masato Yamada[1], Mika Tahara[1], Keiji Matsumoto[1], Koji Nishida[2] and Masato Uchita [3]
[1]Toshiba corp., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

静的格納容器冷却系のシステム挙動試験
（6）システム挙動試験解析

System Response Test with the Horizontal PCCS

(6) System response test Analysis

*田原 美香[1]，山田 雅人[1]，松本 圭司[1]，西田 浩二[2]，内田 昌人[3]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]日本原子力発電

PCCS は、格納容器内で発生した大量の蒸気を熱交換器に取り込んで凝縮し、格納容器内の過圧・過温による破損を防止する手段であり、シビアアクシデント時の影響緩和として有効である。本発表では TRAC コードを用いた PCCS のシステム挙動試験解析結果について報告する。

キーワード：静的除熱，シビアアクシデント，事故緩和，熱交換器

1. 緒言

PCCS のガスベント先を従来の W/W からガスベント容器に変更した新型 PCCS のシステム挙動試験を、東芝革新的安全研究試験設備(TIGER : Toshiba Innovative Geminate Test Loop for Reactor Safety System)を用いた PCCS システム試験装置で実施し、シビアアクシデント時の主要な PCCS システム挙動の確認を行った。このシステム挙動試験結果を用い、TRAC コードによる PCCS システム挙動解析の妥当性を確認する。

2. 解析体系および条件

解析には横型 PCCS モデル[1]を組込んだ TRAC コードを使用した。図 1 に PCCS システム試験解析体系を示す。主要容器を 2 次元で模擬し、各容器を接続する配管・弁を試験装置と同様に設定した。容器と蒸気が流入する配管については保温材を介した外気との熱伝達を考慮した。解析の初期条件及び境界条件は試験結果に基づいて設定した。

3. 解析結果

図 2 にシステム挙動試験と解析の圧力応答結果を示す。本試験及び解析は原子炉圧力容器破損時の大量蒸気発生による PCCS の起動とガス移行、PCCS 除熱挙動に着目したものである。D/W 容器に大量蒸気供給を行った時の W/W 容器及びガスベント容器の圧力応答(A)、蒸気供給停止時の PCCS 除熱による D/W 容器圧力低下と真空破壊弁の作動(B)、ガスベント容器へのガス移行完了による圧力静定(C)、蒸気流量が崩壊熱相当に低下したときの PCCS 除熱による D/W 容器圧力維持 (D) について、TRAC によるシステム解析結果は試験結果を良好に再現できることを確認した。

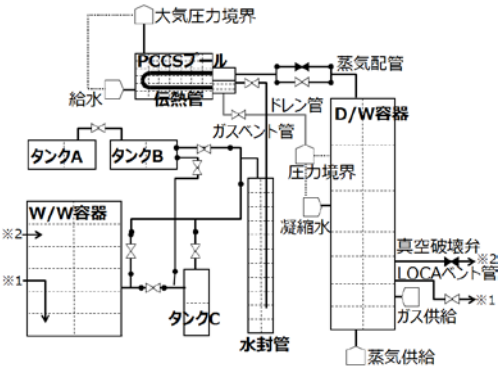


図 1　試験解析体系図

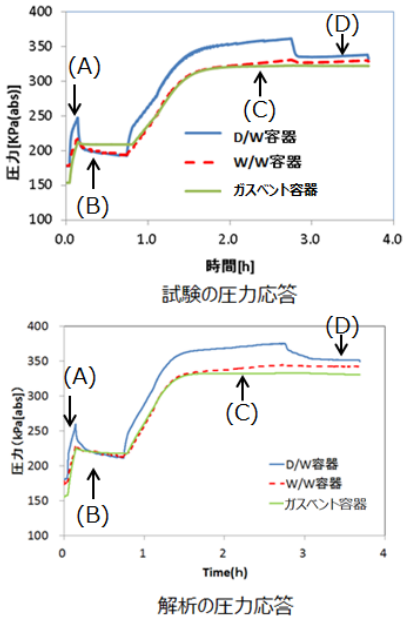


図 2　試験と解析の圧力応答の比較

4. 結論

新型 PCCS を対象としたシステム試験解析を実施し、PCCS モデルを組込んだ TRAC コードにより PCCS システム挙動を適切に評価できることを確認した。

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、日本原子力発電(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] K. Arai et al., Proceedings of ICAPP'03, Paper 3133, 2003

* Mika Tahara[1], Masato Yamada [1], Keiji Matsumoto[1], Koji Nishida[2] and Masato Uchita[3]

[1]Toshiba, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]The Japan Atomic Power Company

外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04
(1) 実験結果及び RELAP5 解析

CIGMA experiment CC-PL-04 on thermal hydraulics behavior in containment vessel by outer surface cooling

(1) Experimental results and RELAP5 analysis

*柴本泰照，石垣将宏，安部諭，与能本泰介

[1] 日本原子力研究開発機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のため，大型格納容器実験装置 CIGMA を製作し，実験を開始したところである。本発表では，格納容器外面冷却時における容器内の熱水力挙動に着目した実験（CC-PL-04）について，実験結果の概要と BE コードによる解析結果を報告する。

キーワード：格納容器，過温破損，ROSA-SA, CIGMA, RELAP-5

1. 緒言　シビアアクシデント対策の強化を特徴とする新たな安全規制を支援するために，JAEA では，格納容器の熱流動及びエアロゾル挙動の調査を目的とした ROSA-SA 計画を開始し，その中核となる大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を開始したところである。本報では，格納容器の外面冷却実験 CC-PL-04 について，実験結果の概要と RELAP-5 による予備計算結果を紹介する。

2. CIGMA 実験　ROSA-SA 計画では，従来の格納容器関連研究で注目されている水素リスクに加え[1]，福島第一原発事故で格納容器破損の原因とされている過温破損を重要課題の一つとして取り上げている[2]。格納容器のような大空間の温度分布は 3 次元挙動を示し，熱源や冷却過程に大きく影響される。本実験はその一環として，格納容器外表面へ冷却水を放水することにより，壁越しで冷却減圧する条件を実施した。初期条件として，容器内に蒸気単体または蒸気+空気混合気体で 450kPa まで加圧し，同一の初期圧力・冷却流量での比較実験を行った。外面冷却領域は容器上部約 1/5 程度とし，流下液膜形態で行った。

3. 主な実験結果　初期蒸気単体加圧条件では，ほぼ一定速度で減圧が進行したのに対し，大気圧空気を混入させた場合は減圧速度が著しく低下する結果となった。温度分布に関して，前者ではほぼ均質分布で推移したのに対し，後者は非凝縮ガスの効果により冷却途中から容器上部が下部よりも温度が低くなる逆温度成層という特徴的な現象を示した（図 1）。これは冷却による容器内自然循環流量が弱いことを示唆している。一方で蒸気/空気のガス濃度分布は均質なまま推移した。本条件を RELAP-5 で格納容器 12 分割のノード数解析したところ，この循環流量が過大評価され，逆温度成層は再現されない結果となった。

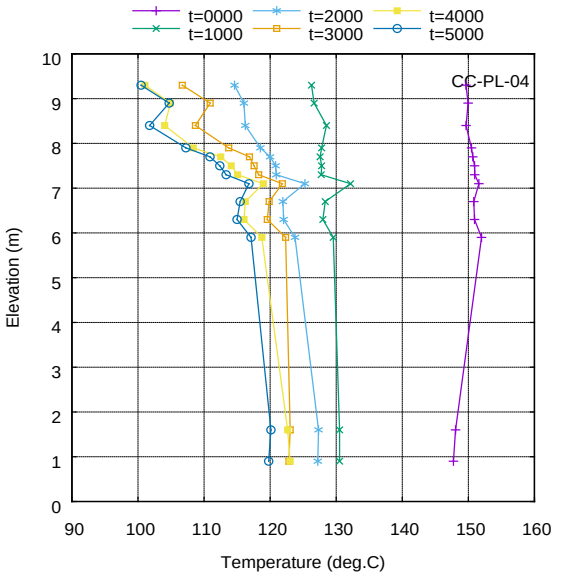


図1 容器中心軸上の垂直温度分布(蒸気+空気混合条件)

4. 結言　壁越しの外面冷却による実験を行い，非凝縮ガスによる逆温度成層等複雑な温度分布挙動を見出した。BE コードでの予測は十分でなく，自然循環流量を最適に予測する改良が必要であることを示した。

参考文献[1] https://www.oecd-nea.org/jointproj/ hymeres.html, [2] Yonomoto,T. et al., NURETH-16-13838, 2015.

本研究は，原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

* Yasuteru Sibamoto, Masahiro Ishigaki, Satoshi Abe, and Taisuke Yonomoto.　[1] Japan Atomic Energy Agency.

外面冷却による格納容器内熱水力挙動に関する CIGMA 実験 CC-PL-04 （2）CFD 解析

CIGMA Experiment CC-PL-04 on Thermal Hydraulics Behavior in Containment Vessel by Outer Surface Cooling (2) CFD analysis

*石垣　将宏[1]，安部　諭[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]
[1]原子力機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のため，大型格納容器実験装置 CIGMA を製作し，実験を行っている。本発表では，蒸気及び空気の混合気体を封入した容器における外面冷却実験 CC-PL-04 について，CFD コード OpenFOAM により解析した結果を報告する。

キーワード：格納容器，シビアアクシデント，CFD，ROSA-SA，CIGMA

1. はじめに

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱流動挙動及びエアロゾル挙動の調査を目的とした ROSA-SA 計画を開始し，その一環として，大型格納容器実験装置 CIGMA の実験を進めている。容器内に蒸気及び空気を封入し，容器外面をスプレーによる放水によって冷却を行う実験 CC-PL-04 を昨年度実施した。本研究では，CFD コード OpenFOAM に壁面凝縮のモデルを組込み，CC-PL-04 実験の CFD 解析を行っており，本発表ではその結果について報告する。

2. 解析モデル

本研究では，流体の熱流動解析及び固体の熱伝導解析の連成解析を行えるソルバ chtMultiRegionFoam を改良して，非凝縮ガス中の蒸気の拡散量から凝縮量を評価する Dehbi らによる凝縮モデル[1]を組み込んだ。このソルバを用いて，流体の熱流動解析及び外壁の熱伝導解析を行った。乱流モデルとして低 Reynolds 数型 k-epsilon モデルを適用した。初期条件及び境界条件は実験結果を元にして与えた。

3. 解析結果

図 1 に容器内の各高さ（X0: 10.0m, 75: 7.5m, 49: 4.9m, 00: 0.0m）における流体温度の実験結果と解析結果を示す。実線が解析結果，破線が実験結果となる。解析では約 250 秒から容器下方での温度低下が見られるが，その後の平均温度は実験とほぼ同様の値となり，上側の温度が低い逆温度成層を再現した。しかし，解析では非常に振動的な温度挙動が見られた。これは流速変動を過大評価したと考えられる。

講演では解析と実験の詳細な比較について述べる。

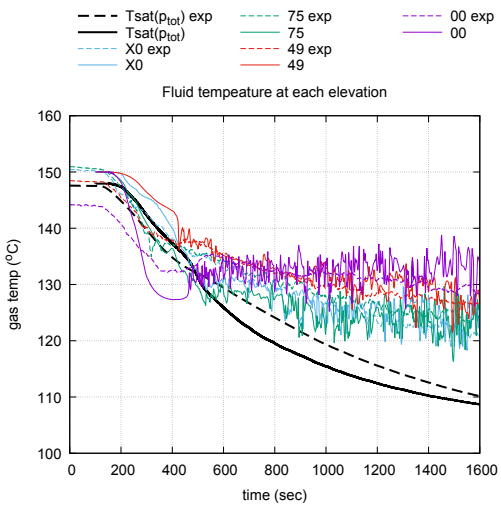


図 1　各高さにおける流体温度

参考文献

[1] Dehbi, A. *et al.* (2013), *Nucl. Eng. Des.*, **258**, pp. 199-210.

本研究成果の一部は，原子力規制委員会からの受託事業「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）」の一部として得られたものである。

*Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1K19-22] Severe Accident

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[1K19] Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] (1.Univ. of Tsukuba, 2.MHI, 3.MFBR)

5:55 PM - 6:10 PM

[1K21] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

[1K22] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tsukuba)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の開発
（8）傾斜部における模擬溶融物の界面挙動

Development of Numerical Simulation Method
for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors
(8)Interface Behavior of Simulated Molten Fluid in Slope Part

*松浦　浩太[1]，文字　秀明[1]，山下　晋[2]，吉田　啓之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

開発中の原子炉内溶融物移行挙動数値解析手法の妥当性の評価を目的とし、炉心下部構造の一部をモデル化した実験装置を用いて溶融物模擬流体の流下挙動に関する試験を実施している。本報では傾斜部における計測の結果について報告する。

キーワード：移行挙動，　可視化計測，　JUPITER，液膜，　傾斜部，　粘性の効果

1. 緒言

シビアアクシデント時の事象解明に資することを目的として、炉内溶融物移行挙動等を評価するための多相流解析手法（JUPITER）を開発している[1][2]。本報では、解析手法の信頼性向上のための検証データ取得を目的とした実験のうち、炉心下部構造の一部を模擬した装置により、制御棒速度リミッタを模擬した傾斜部の界面挙動を観察した。

2. 実験

実験装置では流体が垂直な狭隘流路とそれに接続する傾斜板上を流下する [3]。流体は水と粘性の異なる 2 種のシリコンオイルを用い、粘性の違いによる傾斜部での挙動の違いを高速ビデオカメラによる撮影とレーザーフォーカス変位計による液膜厚計測より考察した。液膜厚は流路傾斜部中央で計測した。また、電子天秤により流量を求め、液膜レイノルズ数（$Ref=Q/\rho Lv$）を算出した。

3. 結果

Fig.1 に水とシリコンオイルの、傾斜部における界面挙動の観察結果を示す。Fig.1 より水の液膜流は界面波を伴って流下しているのに対して、高粘性のシリコンオイル液膜流では界面波を確認出来ない。流下液膜の波形は、液膜レイノルズ数の増加とともに振幅が増加し、複雑な波形を呈すると報告されている[4]が、今回の計測結果はこの傾向と一致している。（水の $Re_f=11800$,シリコンオイル(50cs)の $Re_f=114$）。Fig.2 に液膜厚さを Nusselt の式による評価値と比較して示す。縦軸を無次元平均液膜厚、横軸を液膜レイノルズ数 Re_f として比較すると、すべての条件において理論値を計測値が下回る結果となった。

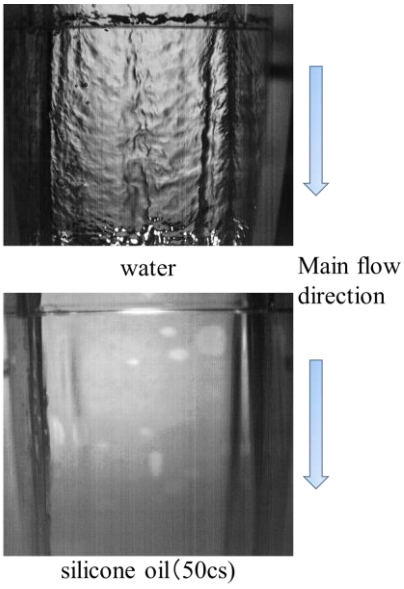


Fig.1 Liquid film image at slope section

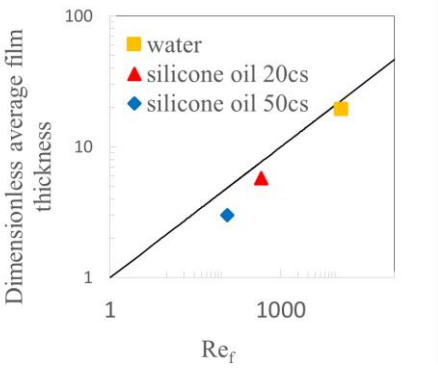


Fig.2 Average thickness of liquid film on a slope part

4. 結言

今回行った実験により、粘性の違いが液膜流の界面波に大きく影響を与えることが確認できた。また、液膜厚の計測も行ったが、理論値と一致しなかったため、実験装置構造の影響や計測誤差等の検討を行い、計測した液膜厚の妥当性を検証する予定である。また、今後はより詳細な液膜流撮影を行い、物性値や流路構造が液膜流動に与える影響を調べる。

参考文献

[1] Yamashita, S., et al., ICONE-22-30972, (2013).
[2] Yamashita, S., et al., ICONE-23-1581, (2014).
[3] 松浦，他，日本原子力学会 2016 年春の年会, 2C19, (2016).
[4] 高浜，他，日本機械学会論文集 Vol.44, No.386, P3514-3525, (1978).[1]

*Kota Matsuura[1], Hideaki Monji[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Tsukuba Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
（31）溶融ジェット挙動に対して界面固化が支配的となる条件

Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

(31) Dominant conditions of surface solidification on a melt jet

*岩澤譲[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，金川哲也[1]，齋藤慎平[1]，坂場弘[2]，小山和也[3]，成合英樹[1]

[1]筑波大学，[2]三菱重工業，[3]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉での炉心溶融事故時には，溶融燃料の微粒化挙動を把握することが重要となる．本報では，溶融した低融点金属を水中に射出し，射出条件による微粒化挙動の違いを評価した結果を報告する．

キーワード： 高速増殖炉，　炉心溶融事故，　炉容器内終息，溶融ジェット，界面固化

1. 緒言

高速増殖炉での炉心溶融事故の炉容器内終息達成のため，事故後冷却性の評価では，冷却材中にジェット状に射出された溶融燃料の微粒化挙動の把握が必要となる．本報の目的は，冷却材中の溶融ジェットを可視化し，射出条件による微粒化物挙動の違いを評価することである．

2. 実験

実機では，溶融燃料と冷却材の初期接触界面温度が溶融燃料の融点以下となることが想定される．実験では，この模擬を目的に，低融点金属（融点 T_{melt} = 138 ˚C）と水を使用し，初期温度を T_j と T_c とした．侵入速度 v_{j0} は，射出径 D_{j0} のノズル先端と液面までの距離の調節により設定した．ここで，T_i は初期接触界面温度[1]である．

3. 結果

可視化結果より，Fig. 1 に示す通り，溶融ジェットが，（a）：分散し消失する，（b）：部分的に分散する，（c）：大規模に変形する，（d）：棒状に固化する挙動に分類できた．Fig. 2 に，v_{j0} がおよそ 3 と 1 m/s における，温度条件と溶融ジェット挙動の関係を示す．この結果から，$T_i < T_{melt}$ となる界面固化の影響が大きいと考えられる条件でも，v_{j0} が速く，T_c が高い条件では，溶融ジェットが分散することが分かる．さらに，同程度の v_{j0} でも，T_j もしくは T_c が高いほど，また，同一の温度条件でも，v_{j0} が速いほど，溶融ジェットが分散し易い傾向を示すことが明らかとなった．今後は，射出径も含めたより広範囲での実験の実施とともに，微粒化物の計測結果を含めた分類方法を検討する．

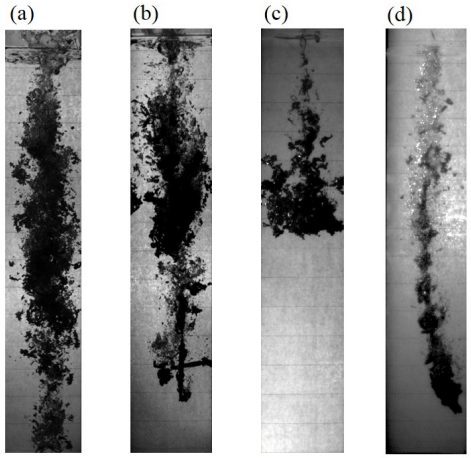


Fig. 1 Snapshot of typical jet behavior;
(a) T_j = 250 ˚C, T_c = 60 ˚C, T_i = 207 ˚C, v_{j0} = 3.06 m/s,
(b) T_j = 150 ˚C, T_c = 40 ˚C, T_i = 125 ˚C, v_{j0} = 3.17 m/s,
(c) T_j = 150 ˚C, T_c = 70 ˚C, T_i = 120 ˚C, v_{j0} = 1.64 m/s,
(d) T_j = 150 ˚C, T_c = 20 ˚C, T_i = 120 ˚C, v_{j0} = 3.23 m/s.

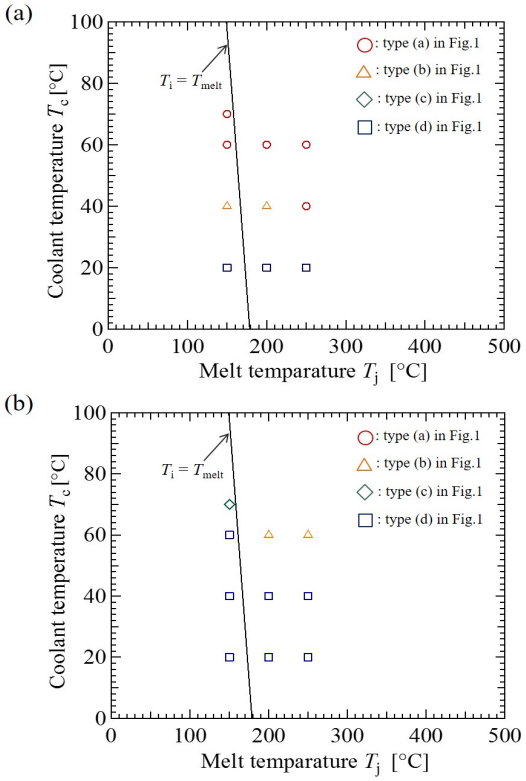


Fig. 2 Jet behavior on the diagram of melt and coolant temp.; (a) $v_{j0} \approx 3$ m/s, (b) $v_{j0} \approx 1$ m/s.

参考文献

[1] H. K. Fauske, Nucl. Sci. and Eng., Vol.51 (1973), pp.95-101.

*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3] and Hideki Nariai[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Mitubishi FBR Systems, Inc.

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
(14) 複雑構造物内ジェット落下挙動に対する射出速度の影響

Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(14) Effect of Inlet Velocity on Jet Falling Behavior in Complicated Structures

*成島 勇気[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、金川 哲也[1]、鈴木貴行[2]、吉田 啓之[2]
[1]筑波大学、[2]原子力機構

本報告では、溶融燃料落下挙動評価手法の開発の一貫として、任意速度でのジェット射出が可能な装置を製作し、構造物の有無を考慮した上でジェット落下挙動に及ぼす速度の影響について検討した結果を述べる。

キーワード：沸騰水型原子炉、可視化実験、ジェットブレイクアップ

1. 緒言

BWR 炉心溶融時におけるジェットブレイクアップ挙動の把握は過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本発表では微粒化物径に及ぼす射出速度の影響を可視化計測によって調査した。

2. 粒径の計測

2-1. 実験条件と計測手法

本実験ではジェットに FC-3283、周囲流体に水を用いた。図 1 に示すように BWR 下部プレナムを模擬した試験部と、シリンジポンプ方式の射出装置を用いて、構造物の有無の条件でジェット射出実験を行った。ノズル径 7 mm、射出速度は 1.1 m/s から 4.1 m/s まで 0.3 m/s 刻みで 10 条件とした。図 2 に撮影位置と計測結果の一例を示す。図に示すように、ジェットが完全に微粒化したジェット下部を撮影した。また、画像解析[1]を用いて、各条件で 1000~10000 個程度の粒子の径を計測した。

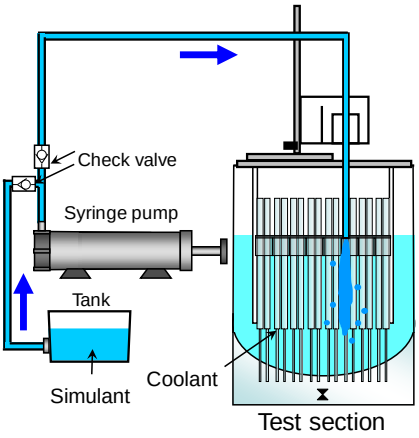


Fig. 1 Experimental apparatus

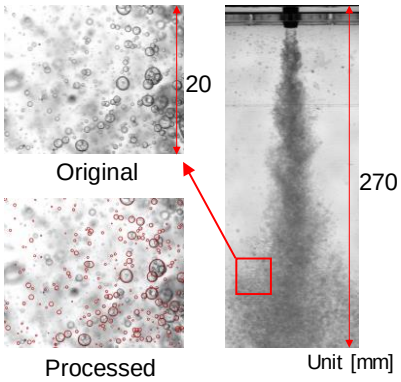


Fig. 2 Measurement method and photographing range

2-2. 既存相関式との比較

図 3 に、Saito の式[2]と Rayleigh-Taylor 不安定波長、Kelvin-Helmholtz 不安定波長、実験結果の比較を示す。平均径は質量メジアン径とし、赤プロットは構造物がある条件、青プロットは構造物がない条件における実験結果である。横軸は射出速度、縦軸は質量メジアン径であり、エラーバーは計測結果より得た粒径分布の 95%信頼区間である。実験結果では、構造物の有無によらず粒径は射出速度の増加に伴って、減少する傾向が確認でき、低流速域では Saito の式と Rayleigh-Taylor 不安定波長と近い値を示したが、射出速度による粒径の変化の傾向は再現できない。

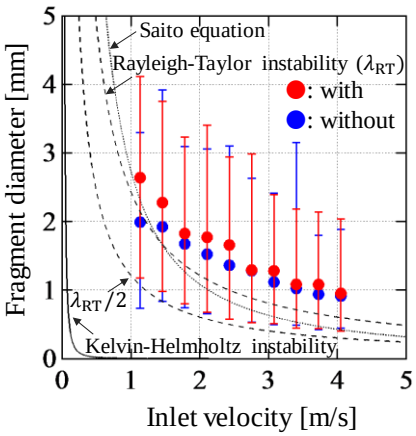


Fig. 3 Comparison between correlations and experimental results

3. 結論

複雑構造物内での微粒化物径を計測した結果、射出速度は構造物の有無に関わらず支配的なパラメータであり、既存の評価式では射出速度による粒径の変化の傾向を再現できないことが明らかとなった。

参考文献

[1] R. Saito, et al., *J. Nuclear Science and Technology*, **51** (2015), 1.,
[2]成島、日本原子力学会 2015 秋の大会 C37(2015)

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2] and Hiroyuki Yoshida[21]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
（15）高解像度解析による単チャンネル内溶融物落下挙動の把握

Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(15) Evaluation of the Molten Falling Behavior in Single-Channel by the High Resolution Analysis

*鈴木 貴行[1]，吉田 啓之[1]，成島 勇気[2]，金子 暁子[2]，阿部 豊[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

原子力機構では炉心溶融事故発生時における炉内状況を把握するため、溶融燃料落下挙動を評価できる解析手法を開発している。本報では、複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象に詳細二相流解析コード TPFIT を適用し、溶融ジェットの界面挙動や微粒化挙動について評価した結果について報告する。

キーワード：BWR，ジェットブレイクアップ，界面追跡法，TPFIT

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内状況を推定するためには、炉心溶融事故発生時の溶融燃料の流動挙動を評価する必要がある。溶融燃料が圧力容器下部に落下する際に形成される溶融ジェット挙動は、BWR 下部プレナムに存在する制御棒案内管等の複雑構造物の影響を受けることが明らかとなっており、JAEA では溶融ジェット挙動について、構造物の影響を含め評価できる解析手法を TPFIT[1]をもとに開発している。前報[2]までに、解析手法の妥当性の確認およびジェットブレイクアップ長さの検討などを実施した。本報では、高解像度での解析を実施し、溶融物落下挙動について検討した結果について報告する。

2. 解析条件

解析体系および解析条件等は前報[2]と同様である。また、大型計算機の性能向上により、大規模かつ高速な解析が可能となったこと及び前報までに明らかとなった微粒化物に対する解像度不足を解消するため、格子幅は約 0.125[mm]とした。

3. 解析結果

図 1 に解析結果の一例として、構造物無しの場合の模擬溶融燃料の界面形状を実験結果と比較して示す。解析において、実験結果にみられるような模擬溶融ジェットの波立ち現象などの界面挙動を良好に再現できていることが確認できる。また、解析においては、ジェット先端がせん断力によって引き伸ばされる様子を捉えられており、高空間解像度で解析を行ったことにより、実験結果を良好に再現できる見通しが得られた。今後はさらに解析を進め、界面挙動や微粒化のメカニズムの評価を実施する予定である。

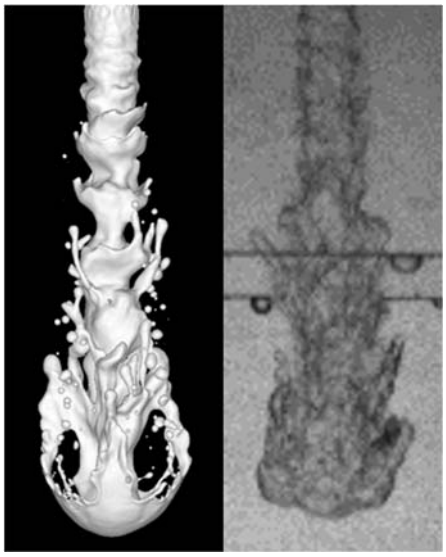


Fig.1 Comparison of the Interface Behavior (Left Fig.=Calculation Result, Right Fig.=Experimental Result)

参考文献

[1]吉田、日本原子力学会和文論文誌, 3,3,233(2004)
[2]鈴木、日本原子力学会 2016 春の年会 1C09(2016)

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yuki Narushima[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 301-3 Research Reactor, Application of Neutron

[1L01-04] Design and Analysis of Research Reactor

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:05 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L01] PIE Burnup Measurement &Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor Malem Sembiring[2] (1.NAIS, Co. Inc., 2.BATAN (NNEA))

10:00 AM - 10:15 AM

[1L02] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1L03] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1], *Masaji Arai[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[1L04] The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PIE Burnup Measurement & Analysis of LEU Silicide Fuel Plates Irradiated in RSG GAS Multipurpose Reactor (MPR-30)

*Peng Hong Liem[1], Siti Amini[2], Aslina Br. Ginting[2], Antonio G. Hutagaol[2], Tagor M. Sembiring[2]
[1]Nippon Advanced Information Service (NAIS) Co., Inc., [2]National Nuclear Energy Agency (BATAN).

Abstract Non-destructive and destructive PIE burnup measurements of LEU silicide fuel plates irradiated in the Indonesian RSG GAS multipurpose reactor (MPR-30) have been successfully conducted. Burnup verification analysis by SRAC2006 code and JENDL-3.3 library showed good agreement with the measured values.
Keywords: LEU silicide fuel, RSG GAS multipurpose reactor, PIE, burnup measurement & analysis, non-destructive & destructive methods

1. Introduction

At the end of 1990s, the RSG GAS (30 MWth, Be-reflected, water-cooled pool tank reactor) core conversion program from oxide to silicide fuel with higher ^{235}U loading per fuel element (FE) was initiated in the Agency's Center for Multipurpose Reactor to optimize the reactor utilization. The RSG GAS core conversion program is being coordinated and fully supported by similar programs in the Nuclear Fuel Element Center (NFEC) and Radio-Metallurgy Installation (RMI) for acquiring and establishing the technology to fabricate U_3Si_2 dispersion fuel as well as to conduct non-destructive and destructive post irradiation examination (PIE). Here, the PIE activity, i.e. burnup measurements and analyses of LEU silicide fuel plates (19.75 w/o enrichment, 250 gram ^{235}U/FE loading) fabricated and irradiated (six consecutive core cycles i.e. Core IV to Core IX) in the Agency is reported (FE identification: RI-SIE2; 12th (central) and 20th (outer) plate identification: IDA0036 and IDA0045; FE averaged declared burnup: approximately 50 % loss of ^{235}U (IAFUEL in-core fuel management code)).

2. Burnup Measurements and Analyses [1,2]

Non-destructive burnup measurement was conducted by gamma-ray spectroscopy with burnup indicator ^{134}Cs/^{137}Cs activity ratio to obtain the axial distribution of relative burnup, its average values, burnup peak values and peak locations for each fuel plate, as well as the burnup difference between central and outer plates. Destructive (absolute) burnup measurement was conducted by radiochemical technique on a sample taken from the IDA0045. The amount of ^{235}U fissile material left and the ^{137}Cs fission product were selected as the burnup indicators and measured by alpha spectrometry and gamma-ray spectroscopy methods, respectively. Burnup verification analysis was conducted using SRAC2006 and JENDL-3.3 library with a PIE dedicated detail burnup chain.

3. Results

The burnup measurement and verification results are shown in the table below. The measured burnup values of the sample were 72.4 and 78.6 % loss of ^{235}U based on the amount of ^{235}U left and ^{137}Cs, respectively. The amount of ^{137}Cs showed slightly larger value since it was assumed that all fissions originated from ^{235}U thermal fissions. Burnup verification result combined with non-destructive burnup measurement results on the plate wise and axial distribution of ^{134}Cs/^{137}Cs activity ratio produced burnup value of 75.0 loss of ^{235}U which agreed well with the measured values.

Evaluated parameters	Calculation (C)		Nondestructive Gamma Spectrometry Measurement (E)		Destructive Absolute Burnup Measurement by Radiochemical Analysis (A Sample taken from IDA0045)	
	SRAC2006	IAFUEL	IDA0036	IDA0045	U-235 burnup indicator	Cs-137 burnup indicator
FE-averaged burnup (% loss of U-235)	50.6	50.29	–	–	–	–
Average Cs-134/Cs-137 activity ratio	0.502	–	0.473	0.494	–	–
C/E for average activity ratio	–	–	1.06	1.02	–	–
Axial peak factor of activity ratio	–	–	1.36	1.45	–	–
Peak location (from bottom) (cm)	–	–	25.7	28.8	–	–
Absolute burnup at sample location on IDA0045 fuel plates (% loss of U-235)	75.0 ∓ 5.0 (SRAC2006+Nondestructive Measurement)				72.4 ∓ 4.5	78.6 ∓ 5.0%

References

[1] Peng Hong Liem, Siti Amini, Antonio G. Hutagol, Tagor M. Sembiring, *Annals of Nuclear Energy* **56** (2013) pp. 57-65.

[2] Aslina Br. Ginting, Peng Hong Liem, *Annals of Nuclear Energy* **85** (2015) pp. 613-620.

次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
（1）燃料及び炉心配置の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(1) Design of Fuel and core

*新居 昌至[1]，滝野 一夫[1]，津村 貴史[1]
[1]日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

JRR-3 の後継炉として次期多目的試験研究炉の設計を進めている。目標とする性能（熱出力、中性子束など）を満足するための燃料と炉心配置について検討した結果を発表する。

キーワード：試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

1. 緒言

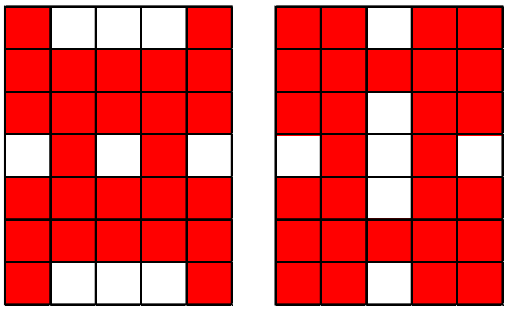
国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第 1 ステップとして、次期試験研究炉の熱出力、目標とする中性子フラックスなどの基本仕様にもとづき、燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様を設定する。

2. 設定方法

次期試験研究炉の基本仕様では熱出力を 30MW に設定しており、JRR-3 の 1.5 倍になる。JRR-3 同様に長期の連続運転を可能にし、燃料交換の頻度を少なくするためには、炉心に装荷するウラン量を増やす必要がある。燃料要素の装荷体数と実効増倍率の経時変化について、燃焼計算コード MVP-BURN[1]を用いて評価した。また、試験研究炉の炉心性能は、炉心から取り出すことのできる中性子フラックスの強度によって評価される。炉心周辺の中性子フラックスの分布を、中性子輸送計算コード MCNP を用いて計算した。

3. 結果

次期試験研究炉の燃料配置図を図 1 に示す。燃料の装荷期間及び中性子フラックス強度から総合的に判断し、燃料要素が 26 体あるいは 28 体の場合が、炉心として有望であると判断した。次のステップとして、出力ピーキング係数、最大線出力密度の導出及び熱的設計条件の設定により、核的及び熱的安全性の双方の観点から当該炉心体系の評価を行う。



26 体炉心　　28 体炉心

図 1　次期試験研究炉の燃料配置
（燃料領域を赤色で示す）

参考文献

[1] Y. Nagaya, et al., JAERI- Tech 1348(2005).

*Masaji Arai[1], Kazuo Takino[1] and Takashi Tsumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
（2）熱出力分布の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(2) Investigation of thermal power distribution

滝野 一夫[1]，津村 貴志[1]，*新居 昌至[1]
[1] 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

本発表では、高い中性子束を得るための炉心設計を提案し、それらの炉心における熱出力分布について述べる。

キーワード：試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

1. 緒言

国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第 1 ステップとして燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様について設定した。第 2 ステップは、核的及び熱的安全性の双方の観点から炉心体系の評価を行うこととする。本発表では出力分布や燃焼度分布を算出し、安全評価に重要な出力ピーキング係数、線出力密度などの設計因子について述べる。

2. 方法

次期試験研究炉の炉心について、全制御棒引抜時の半径方向及び軸方向の出力ピーキング係数及び熱出力に対する出力密度を燃焼計算コード MVP-BURN[1]を用いて算出した。燃料要素の装荷体数 26 体及び 28 体における水平方向の出力ピーキング係数の燃焼日数に対する変化を図 1 に示す。

3. 結果

初期炉心においては、水平方向の最大出力ピーキング係数は約 1.15 になった。その後、燃料の燃焼に伴い出力分布は平滑化され 1 に近づく。JRR-3 と同様の振る舞いを示すが、熱出力が 1.5 倍になっていることから、JRR-3 より高い冷却能力が必要と考えられる。

今後、別途評価している熱的評価条件と比較検討することで、燃料密度や制御棒の配置などを再検討し、一連のプロセスを繰り返すことで炉心の最適化を図る。

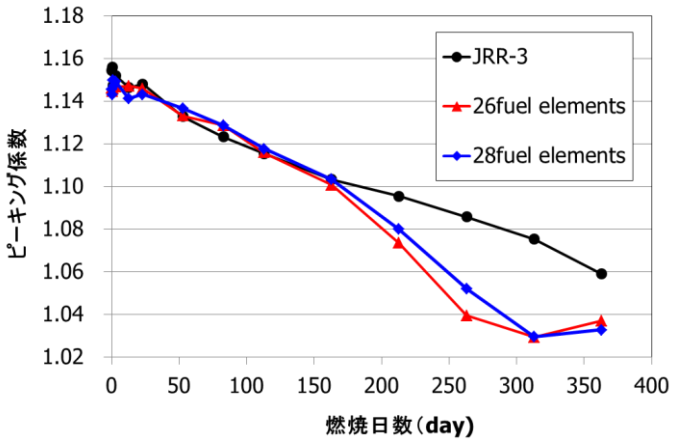


図 1　水平方向の最大出力ピーキング係数

参考文献

[1] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348(2005).

Kazuo Takino[1], Takashi Tsumura[1] and *Masaji Arai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

次期試験研究炉（JRR-3 後継炉）の炉心設計
（3）熱的余裕の検討

The investigation of the core for the new multipurpose research reactor succeeding to JRR-3
(3) Thermal margin

*津村 貴史[1]，新居 昌至[1]，滝野 一夫[1]
[1] 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所

本発表では、一次冷却材の炉心入口流量、入口圧力及び熱出力など各パラメータを変化させ、どの程度の条件で熱水力安全性が確保できるかを評価したので報告する。

キーワード：試験研究炉，JRR-3，**炉心設計**

1. 緒言

国内最大級の高性能研究炉 JRR-3 の後継炉として、大強度のビームと利便性の高い中性子束を安定かつ定常的に利用者に提供でき、かつ、RI 製造や材料照射など他分野にも利用可能な汎用性の高い多目的研究炉の設計を進めている。設計の第１ステップとして燃料要素の概略仕様、要素体数などの炉心の主要仕様について設定した。第２ステップは、核的及び熱的安全性の双方の観点から炉心体系の評価を行うこととする。本発表では炉心の熱水力安全性を評価するために、一次冷却材流量や炉心入口圧力などの各パラメータを変化させ、熱的評価条件である核沸騰開始温度（ONB 温度）や限界熱流束（DNBR）との相関関係を求める。

2. 方法

次期試験研究炉の炉心について、ONB 温度及び最小 DNBR を研究炉の定常熱水力計算コード COOLOD-N2[1]を用いて算出した。熱水力安全性の判断基準として、JRR-3 の設計方針である⊿Tonb＞0、最小 DNBR≧1.5 を採用した。

3. 結果

一次冷却材流量及び入口圧力を JRR-3 と同程度とした場合の最大線出力密度に対するΔT_{ONB}と最小 DNBR の変化を図１に示す。最大線出力密度が 1.8kW/cm 以下のとき、⊿Tonb は 0 より大きく一次冷却材は沸騰を起こさない。また、最小 DNBR は 2.2 より大きく判断基準を満足する。

本結果が、今後の炉心設計を進めるうえで、出力ピーキングや燃料密度などを調整ための一つの目安となる。

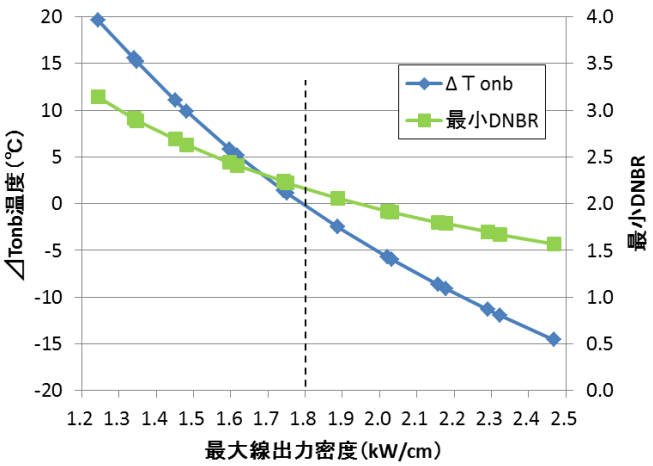


図１　最大線出力密度に対する⊿TONB と最小 DNBR

参考文献
[1] M. Kaminaga, JAERI- M94 052(1994).

*Takashi Tsumura[1], Masaji Arai[1] and Kazuo Takino[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Research Institute

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

[1L05-07] Nuclear Transmutation Technology

Chair: Kazumi Ikeda (MFBR)

Wed. Sep 7, 2016 11:05 AM - 11:55 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L05] Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR fuel

*Matsumiya Hiroshi[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1], Noboru Jimbo[1] (1.Toshiba Corp.)

11:05 AM - 11:20 AM

[1L06] Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS

*Kento Ogawa[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido university department of Energy and Environment system nuclear engineering laboratory)

11:20 AM - 11:35 AM

[1L07] Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*Hiroki Takezawa[1], Naoyuki Takaki[1] (1.Tokyo City University)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉における放射性毒性量最小化の検討
（６）燃料サイクル諸量評価コードの開発

Study on Minimization of Radiotoxicity of Spent LWR Fuel
(6) Development of Nuclear Fuel Cycle Simulation Code

*松宮浩志[1]，和田怜志[1]，杉田宰[1]，木村礼[1]，櫻井俊吾[1]，
吉岡研一[1]，平岩宏司[1]，相澤利枝[1]，神保昇[1]
[1]（株）東芝

原子力発電において、将来の消滅処理高速炉などの環境負荷低減にかかるコストを考慮していく必要がある。そのためにTRU核種量などの燃料サイクル諸量の正確な評価が必要であり、既存炉から将来炉まで含め、横並びに比較可能な形で評価を行うことができる解析コードシステムを開発している。

キーワード：超ウラン元素，燃料サイクル，放射性毒性，軽水炉

1. 諸言

2014年策定のエネルギー基本計画では、環境負荷低減の観点から放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発を推進するとしており、群分離や超ウラン元素(TRU)等を処理する消滅処理高速炉の研究が進められている。現状での軽水炉の発電コストの評価にはこれらの環境負荷低減コストが考慮されておらず、TRU核種の蓄積量によっては多大なコストが原子力発電にかかる可能性がある。このため、軽水炉においてTRU核種の発生量を抑制し、環境負荷を低減する研究開発を行っている[1]。このような軽水炉側での技術開発により燃料サイクル全体での環境負荷コスト低減が可能かどうかの確認には、燃料サイクル全体での燃料サイクル諸量（TRU核種蓄積量など環境負荷に関する量）の正確な評価と経済性への影響の見積りが必要である。このために、軽水炉の環境負荷低減技術の開発と並行し、それら技術の燃料サイクル適用時の影響を定量的評価するための燃料サイクル諸量を評価する解析コードの開発を進めている。

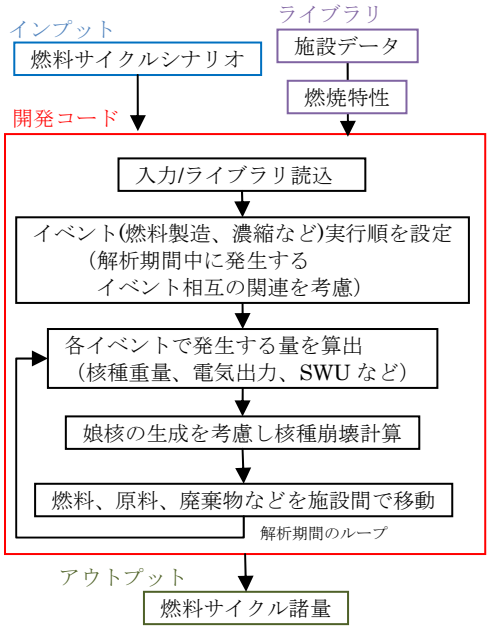


図１　解析フロー概略

2. コードの特徴

コードの基本コンセプトは、環境負荷に関わる燃焼組成、核特性、バックエンドに影響する特性、発電コスト等を新旧軽水炉の様々な炉型や既存の燃料サイクル施設の制約を考慮しながら、それら炉の導入シナリオを一括して検討できることを目指している。将来の様々な炉型にも対応できるよう、データと計算の構造は分離されていることが望ましい。従って、このコードでは軽水炉の燃焼特性などの必要な組成や核特性や施設仕様情報などをライブラリとして持ち、必要に応じて崩壊計算や最適化なども行える汎用的なシステムとすることを目指している（図１）。これに向けて、評価対象とする核種も必要に応じ容易に取捨選択できることを目的とし娘核の生成を考慮した計算を行う崩壊モデルや、燃料集合体の任意の幾何形状を考慮して燃焼組成を評価できる燃焼データベースの構築手法を開発した。

本発表では同コードの全体概要、及びTRU核種を考慮した燃料サイクル諸量の評価結果について述べる。

参考文献

[1] 平岩　他、2015秋の大会 A01、A02、A03、 [2] 櫻井　他、2016春の大会 3O04、3O05

*Hiroshi Matsumiya[1], Satoshi Wada[1], Tsukasa Sugita[1], Rei Kimura[1], Shungo Sakurai[1], Kenichi Yoshioka[1], Kouji Hiraiwa[1], Rie Aizawa[1] and Noboru Jimbo[1,2]
[1]Toshiba Corp.

ADS サイクルを用いた MA 低減と Pu-238 生成に関する研究

Study on MA reduction and Pu-238 generation using the ADS cycle

*小川 健斗，千葉 豪，奈良林 直
北海道大学

加速器駆動システム（ADS）について、Pu-238 抽出機能を加え、それに伴い LWR から受け入れるマイナーアクチニド（MA）量を増やすことが出来る ADS サイクルを提案した。

キーワード：ADS，原子力バッテリ， MA，Pu-238

1. 背景・目的

使用済み燃料中で長期間大きな放射能を持つ MA を消滅させるため、ADS の研究開発が進められている。このシステムに心臓ペースメーカーや宇宙船用原子力バッテリに用いられる Pu-238 を抽出するという新たな機能を追加し、より高性能な ADS サイクルを提案することとした。

2. 炉心解析

本研究では JAEA で考案された 800MWth・Pb-Bi 冷却 ADS を元に解析を進めた。JAEA で設計されている ADS サイクルでは、MA 燃料は一度炉心から取り出され、再処理・再成型された後、次のサイクルへと送られる。本研究で新たな ADS サイクルの機能として考案した Pu-238 抽出機能は、サイクル間の再処理・燃料再成型の時に付け加えた。その概要を **Fig. 1** に示す。燃料は炉心から取り出され、y1 の期間冷却される。その後 Cm とそれ以外に分離され、y2 の期間冷却される。最後に y3 の期間で、Cm 中から Pu が分離され、残った Cm は次のサイクルで使用される燃料へと戻される。この方法を適用することで、LWR から受け入れ可能な MA 量の増加も期待できる。本研究では、抽出できる Pu-238 純度・受け入れ可能な MA 量や炉心特性を評価し、その実現性を検証する。

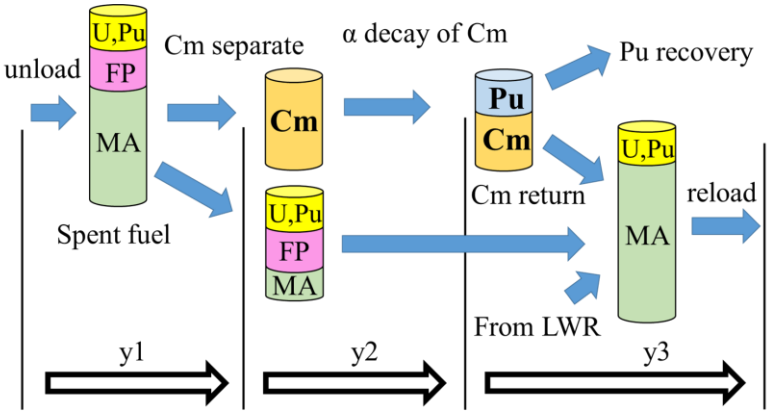


Fig. 1 Pu-238 抽出方法概要

3. 結果

y1 の冷却期間を想定されている 1.75 年から 0.65 年と変更することで、ペースメーカーや原子力バッテリに適用できる Pu-238 の純度約 80%以上の Pu が第一サイクルで約 5kg 抽出可能となった。従って、LWR から受け入れ可能な MA 量も約 5kg となり、従来のサイクルから約 1%増加した。また、炉心特性の変化を評価したところ、最大線出力・ボイド反応度の変化量は最大でも約 1%以下、実効増倍率の変化量は約 0.4%以下で大きな変化は確認されなかった。理論上、Pu-238 抽出と MA 低減機能を持った ADS サイクルは実現することが分かったが、Pu 中の Pu-238 の純度を高めるため、冷却期間 y1 を 0.65 年と極端に短くした。そのため、従来のサイクルよりも約 3 倍高い崩壊熱環境下で燃料再成型が出来るか等が課題に挙げられる。

参考文献

[1] K. Tsujimoto, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 1, p. 22 (2004).

*Kento Ogawa, Go Chiba and Tadashi Narabayashi.
Hokkaido Univ.

軽水炉を用いた中性子核変換による有用元素生成技術の検討

Study on the technology for valuable element production by neutron transmutation in light water reactors

*竹澤 宏樹[1]，高木 直行[1]

[1]東京都市大学 工学部 原子力安全工学科

全元素の中から軽水炉を用いた中性子核変換によって、価格や存在量等の観点において価値が増加することが簡易評価を通じて確認された有望なターゲット元素のうち、$_{66}$Dy を典型的な PWR 集合体内に装荷した場合の $_{67}$Ho の生成率を、モンテカルロ法を用いて評価した。

キーワード：核変換、原子炉錬金術、元素生成

1. 緒言

中性子核変換は、照射する物質や照射条件を適切に設定することにより、原子炉を使用した有用元素製造方法として活用できる可能性を有しており、原子炉錬金術とも言える。先行研究[1]では、全元素を照射対象候補として、核変換前後での地殻存在度・採掘の容易さ・価格の変化の観点から、照射すべき元素が選別された。また、選別された元素に対して、典型的な PWR 炉心条件を仮定して、核変換率の簡易評価が行われた。そこで本研究では、上記の選別された元素のうち、Dy→Ho 核変換を一例として、Dy を典型的な PWR 燃料集合体（17×17）に装荷した場合の Ho の生成率を、モンテカルロ計算から得られる微視的反応率を用いた燃焼解析によって評価した。

2. 解析方法

Dy の装荷方法は、燃料集合体の設計変更を回避するため、集合体の四隅の燃料ピンのうち 1 ピンを置き換える方法とした。照射元素の化学形態は、Dy の融点を考慮して単体（天然組成）とし、Dy ピンの半径は、空間自己遮蔽効果を抑制するため、熱中性子に対する Dy の平均自由行程（0.034cm）と同一とした。また、Dy ピンの被覆管厚さは、典型的な Zr 被覆管厚さを Dy ピン半径と燃料ペレット半径の比で薄くした値とした。

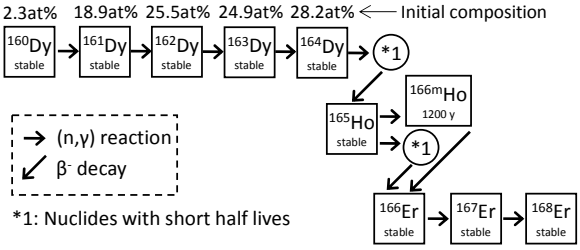


図 1：燃焼解析に使用した Dy→Ho 核変換チェーン

燃焼解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0 を使用した。線出力密度は 4 ループ PWR 炉心熱出力に対応する値、燃焼期間は 12 ヶ月とし、集合体外部には周期境界条件を適用した。Dy→Ho 核変換チェーン（図 1）は、MVP-BURN 標準燃焼チェーンに、詳細燃焼チェーンの該当部分を組み込む方法で設定した。

3. 解析結果

図 2 に Dy ピン 1 本あたりについて、Dy→Ho の核変換解析結果を示す。^{160}Dy から ^{163}Dy までは(n,γ)反応によって ^{164}Dy に核変換されたのち、^{164}Dy の高い捕獲反応断面積（$\sigma_{g,th}$~2600b）に基づいて β-壊変を経て ^{165}Ho に核変換される。また、^{165}Ho の熱中性子に対する捕獲反応断面積は 80b 程度である。このため、ピン内の ^{165}Ho の存在割合は単調に増加しており、Dy の装荷量約 13g/ピンに対して、Ho の生成量は約 2.7g/ピンとなり、炉心全体ではおよそ 5.1×10^2g の Ho が生成される。

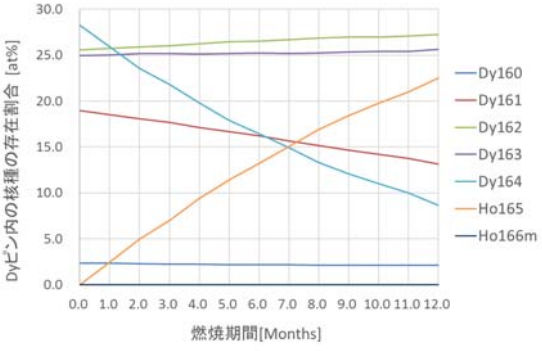


図 2：Dy→Ho 核変換解析結果

4. 結論

PWR 燃料集合体にピン形状の Dy を装荷することによって、Ho を効率的に生産できる可能性を明らかにした。今後は、装荷方法やスペクトルの最適化、装荷時の反応度影響、生成元素の抽出方法などについて検討範囲を拡大するとともに、Dy 以外の有望なターゲット元素についても生成率を評価する。

参考文献

[1] 岩橋、高木「中性子核変換による有用元素生成技術の検討」日本原子力学会 2010 年秋の大会 Q19

*Hiroki Takezawa[1] and Naoyuki Takaki[1]

[1]Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University.

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

[1L08-12] Design of New Type Reactor

Chair: Rei Kimura (TOSHIBA Co.)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L08] Introduction of rock-like oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto Simanullang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L09] Feasibility and Use of Fluoride Molten-Salt Fast Breeder Reactor

*Koshi Mitachi

3:00 PM - 3:15 PM

[1L10] Core design study of space reactor with low excess reactivity

*Shintaro Okumura[1], Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] (1.Hokkaido Univercity,Graduate school,Facility of Engeering,Division of Energy Enviroment System,Labolatory of Nuclear Reactor Engeering)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L11] Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[1L12] Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*Hiroki OSATO[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Introduction of Rock-like Oxide fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme

*Irwan Liapto SIMANULLANG[1], Jun NISHIYAMA[2], Toru OBARA[3]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,

[2, 3]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

A rock-like oxide (ROX) fuel was introduced in PBR with accumulative fuel loading scheme to improve stability of spent fuel under geological disposal. The core with ROX fuel showed high discharged burnup of 198 GWd/t could be achieved but the core lifetime decrease to around 6.6 years. In addition, to satisfy the safety requirement, a negative temperature coefficient was achieved for ROX fuel throughout the operation period.

Keywords: Pebble bed reactor, accumulative fuel loading scheme, rock-like oxide fuel, high discharged burnup.

1. Introduction

Pebble Bed Reactor (PBR) is one of the candidates for the future nuclear power plant. In this study, PBR with accumulative fuel loading scheme was introduced. At the startup the reactor starts with a large cavity in the core, and pebble ball fuel is loaded continuously little by little until the pebble ball reach the top of the core. A ROX fuel as a once-through type fuel concept was introduced in this reactor type. ROX fuel has several advantages, such as the high stability and easier management for direct geological disposal without reprocessing process. However, the fissile density of ROX fuel is about five times lower than that of UO_2 fuel. In this study, YSZ single-phase, which is one of the candidates of ROX fuel, has been chosen as the fuel in the fuel kernel.

2. Calculation Method

In this study, MVP/MVP-BURN [1] and JENDL-4.0 were used for burnup calculation. A new code based on Fortran Languge has been developed to treat the accumulative fuel loading scheme [2]. Specification of reactor parameter is shown in Table 1. Initial core height was set to 260 cm to accommodate the average power density of 6W/cm^3. Fresh fuel will be added into the core with a stepwise procedure and the calculation will be finished after the fresh fuel reach the top of the core.

Table 1. Specification of reactor and fuel geometry

Parameter	Value
Reactor power (MWt)	110
Core radius (cm)	150
Core height (cm)	1000
Thickness of reflector (cm)	100
Radius of pebble ball (cm)	3.0
Radius of fuel zone (cm)	2.5
Thickness of matrix zone (cm)	0.5
Radius of fuel kernel (cm)	0.03
TRISO layer	Buffer/I-PyC/SiC/O-PyC
Thickness (μm)	60/30/25/45
Kernel density of ROX (g/cm^3)	6.55
YSZ fuel composition	
YSZ (% mol)	81.75
UO_2 (% mol)	18.25

3. Results

The optimum fuel composition of ROX fuel was 5-g HM/pebble with 20% ^{235}U enrichment. With the same amount of HM/pebble, a number of CFPs per pebble ball in ROX fuel are larger than those in UO_2 fuel. The core lifetime can be achieved up to 8.4 years with the average discharged burnup was 178 GWd/t. The maximum power per ball was around 3 kW/pebble, which is much lower than the limit. However, large excess reactivity occurred in the BOL condition. In this study, there are two parameters to suppress the excess reactivity. First, using low enriched uranium at the beginning condition. The uranium enrichment was decreased from 20% to 4.65% to maintain the *keff* at an initial condition almost equal to unity. The other way is by applying the B_4C as burnable poison particles in the initial condition. The results show, reducing the uranium enrichment is more effective to suppress the initial excess reactivity than using burnable poison particles. However, the operation period and discharged burnup could be lower by applying the low enriched uranium.

4. Conclusion

A high discharged burnup could be achieve using ROX fuel in PBR with accumulative fuel loading scheme. The initial excess reactivity was solved using low enriched uranium and burnable poison particle. There are advantages and disadvantages of these two solutions.

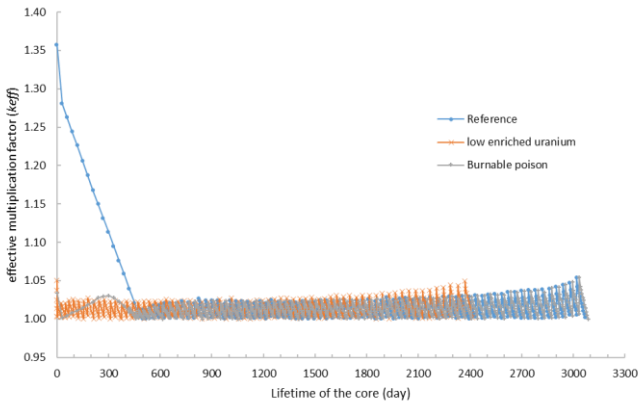


Fig 1. Change of *keff* of Small PBR with accumulative fuel loading scheme using ROX fuel

References

[1] Y.Nagaya et al.," General purpose of Monte Carlo Codes for Neutron and Proton Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Method",Japan Atomic Energy Agency, Japan (2004).

[2] Dwi Irwanto and Toru OBARA., Journal of Nuclear Science and Technology., Vol.48, No.11, pp 1385-1395 (2012).

弗化物溶融塩高速増殖炉の成立性と効用
(vii) LiF-NaF-KF 担体塩の燃料塩の利用

Feasibility and Use of Fluoride Molten Salt Fast Breeder Reactor
(vii) Utilization of Fuel Salt of LiF-NaF-KF Carrier Salt

*三田地 紘史[1]
[1]なし

弗化物 U 塩に弗化物 TRU 塩を混合して作る凝固開始温度の低い溶融塩を燃料とする溶融塩高速増殖炉を取上げ ORNL の溶融塩炉技術を踏襲する可能性を検討する。

キーワード：溶融塩炉，弗化物塩，超ウラン元素，プルトニウム増殖，高速中性子炉

1. 緒言　本研究シリーズでは軽水炉使用済燃料を有効利用するために溶融塩高速増殖炉を提案している。これまでは「UF_4 含有塩（NaF-KF-UF_4、凝固温度 490℃）に $TRUF_3$ が溶解する」と仮定して炉の特性を検討してきた(1)。しかし最近、廣瀬は「TRU 塩は UF_4 含有塩に溶解せず、両者は混合している状態」と指摘しており(2)、この場合 前報告(1)の条件では燃料塩の凝固開始温度が 670℃となり、炉の成立性が危うくなる。「溶解」と「混合」の何れで評価すべきか実験結果を待たねばならぬが、本報告では「TRU 塩は UF_4 含有塩に混合している状態」の立場より、増殖炉とするために必要なウラン装荷量を保持しつつ燃料塩の凝固開始温度を低く抑制するための方法を検討する。

2. 炉の構成と解析方法　前報告(1)と同じ出力 1.5GWe（3.2GWth）の減速材の無い溶融塩炉を考える。炉心の直径が 3.08m、高さが 2.85m で、外側に厚さ 0.4m の反射材を置く。熱交換器・ポンプを含む炉体系全体の燃料塩体積は約 $32m^3$ となる。燃料塩は TRU 塩と U 塩を混合した弗化物溶融塩とする。ここで U は ^{238}U、TRU は燃焼度 45GWD/t の ABWR 使用済燃料を 5 年間冷却した後に得られる超ウラン元素とする(3)。炉特性の解析には SRAC の PIJ-BURN を用い、核データは JENDLE-3.3 を使用する(4)。

3. 結果と考察　まず凝固温度が低い LiF-NaF-KF 担体塩の燃料塩を使用する溶融塩増殖炉について検討した。共融組成の TRU 塩（0.344LiF- 0.466KF-0.19$TRUF_3$、凝固温度 513℃）と UF4 含有塩（LiF-KF-UF_4）を混合した 0.399LiF-0.146NaF-0.174KF-0.217UF_4-0.064$TRUF_3$ を初装荷燃料塩とし、再処理周期 300efpd（1 日あたりに全燃料塩の 1/300 を再処理）を仮定する。表 1 に運転 40 年間の物量収支を示す。初期炉に U を 61.01 トン装荷し、運転 40 年間に 41.86 トン追加補給する。40 年間に 41.48 トン燃焼して炉内に 60.92 トン残留する。TRU の初装荷量は 18.17 トン、増殖炉となるまでの 18 年間に 2.41 トン追加補給する。18 年以降の余剰 TRU 量は 0.028 トンとなり、40 年後の炉内には 20.45 トンの TRU が残留する。40 年後に燃料塩組成は 0.396LiF-0.145NaF-0.173KF-0.215UF4-0.071$TRUF_3$ となった。この燃料塩を「TRU 塩は UF4 含有塩に混合した状態」と考えると凝固開始温度は 513℃となる。燃料塩の凝固開始温度がこの程度であれば、炉容器材料の耐熱温度の観点で融点を 500℃と想定する ORNL の熱中性子溶融塩炉技術を踏襲できると考えられる。U 装荷量と再処理周期を変えて同様の計算を行い、燃料塩の凝固開始温度に及ぼす影響を調べてみた。図 1 に示すように再処理周期が長いほど凝固開始温度が上昇し、1300efpd では約 640℃となった。

つぎに凝固温度が比較的に低い peritectic 組成の TRU 塩（0.361LiF-0.391KF-0.248$TRUF_3$、凝固温度 552℃）と UF4 含有塩を混合した燃料塩を使う溶融塩炉を検討した。図 1 に示すように、この場合には再処理周期が 1000efpd 以下の範囲で凝固開始温度は 552℃となる。炉入口で 602℃、出口で 702℃とすれば、この場合でも ORNL の溶融塩炉技術を適用できると考えられる。

さらに前報告(1)の NaF-KF-UF_4 担体塩の燃料塩に於いて、共融組成の TRU 塩（0.053NaF-0.607KF-0.34$TRUF_3$、凝固温度 605℃）と UF_4 含有塩（NaF-KF-UF_4）を混合した燃料塩を用いる溶融塩炉を検討した。図 1 に示すように再処理周期が 1000efpd 以下であれば凝固開始温度は 605℃となる。即ち前報告(1)の弗化物溶融塩高速増殖炉は、炉容器材料の耐熱温度として 755℃を許容できないと、実現できないことになる。

表 1　運転 40 年間の物量収支（300efpd, U=61ton）

	初装荷 [ton]	補給 [ton]	投入 [ton]	残留 [ton]	引抜 [ton]
U	61.01	41.86	102.88	60.92	0.0
Pu	16.21	2.15	18.35	19.00	0.026
MA	1.96	0.26	2.22	1.45	0.002
TRU	18.17	2.41	20.57	20.45	0.028

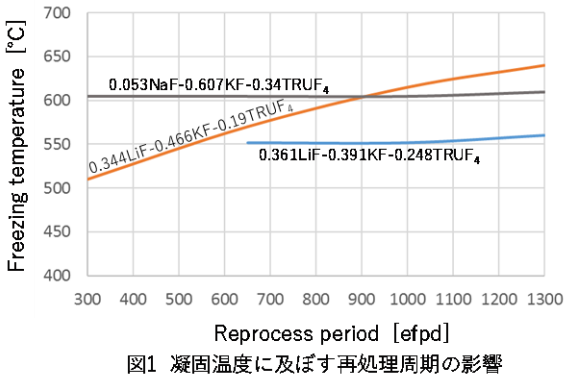


図1　凝固温度に及ぼす再処理周期の影響

参考文献

[1] 三田地ほか,原子力学会 2016 春の年会 3O03 (2016).
[2] Y. Hirose, et al., ICAPP2016#16124 (San Francisco 2016).
[3] 安藤，高野，JAERI-Research 99-0004 (1999).
[4] K. Okumura, et al., JAERI-Data/Code 2007-0004 (2007).

*Koshi Mitachi[1]
[1]non

余剰反応度を抑制した原子力宇宙船用炉心の設計

Core design study of space reactor with low excess reactivity

*奥村　晋太朗，千葉　豪，奈良林　直
北海道大学

北海道大学･原子炉工学研究室で開発している原子力宇宙船について、燃料をプルトニウムからウランに変更し、かつ余剰反応度を抑制した炉心を新たに設計した。

キーワード：炉心設計、反応度、高速炉、原子力宇宙船、ベリリウム

1. 背景・目的

深宇宙に対する大規模探査の電源には原子力発電が適している。当研究室で開発してきた宇宙船は、炉心の小型化を優先し、燃料としてプルトニウムを採用していた[1][2]が、打ち上げ失敗のリスクが懸念されるため、燃料を低濃縮ウランに変更することとした。さらに、将来的な炉心の長寿命化や反応度制御機構の簡素化のため、余剰反応度の抑制も行うこととした。

2. 炉心設計

炉心の設計条件は①18MWth の定格出力で炉心寿命が 5 年、②燃料のウラン濃縮度が 20%未満、③炉心圧力損失が 0.6MPa 以下、④燃料棒及び燃料棒被覆管の最高温度が融点以下かつナトリウムの沸点以下、⑤冷却材ボイド反応度が負、⑥炉心停止余裕が最大の反応度価値を持つ制御棒が 1 本引き抜けた状態で 0.01⊿k/k 以上とした。従来の炉心体系で燃料をウランに変更すると、ウラン濃縮度が 20%を超過してしまうため、燃料領域を拡大することで低濃縮ウラン炉心を実現した。なお、燃料領域の拡大は、従来の原子炉容器を用いることができる範囲で行った。余剰反応度抑制手法としては、ブリード&バーンの概念を用い、劣化ウランを燃料の一部として装荷し、プルトニウム 239 を生成させつつ運転することとした。さらに、この転換を促進するため、中性子減速･増倍材としてベリリウムを採用した。中性子はベリリウムの散乱反応、(n, 2n)反応によって減速され、また、(n, 2n)反応によって増倍する。炉心の解析は炉物理解析コードシステム CBZ で行った。

3. 結果

設計した炉心の実効中性子増倍率の時間推移を**図 1** に示す。燃料領域を拡大した低濃縮ウラン炉心を「ウラン炉心」、ウラン炉心に劣化ウランを装荷したものを「転換型ウラン炉心」、転換型ウラン炉心に中性子減速･増倍材を導入したものを「転換促進型ウラン炉心」とした。転換促進型ウラン炉心の実効中性子増倍率が一定の割合で減少しないのは、プルトニウム 239 の増加と中性子の漏れが小さくなった効果によるものと考えられる。転換促進型ウラン炉心では転換型ウラン炉心と比べ、余剰反応度を 4 割程度抑制することができた。

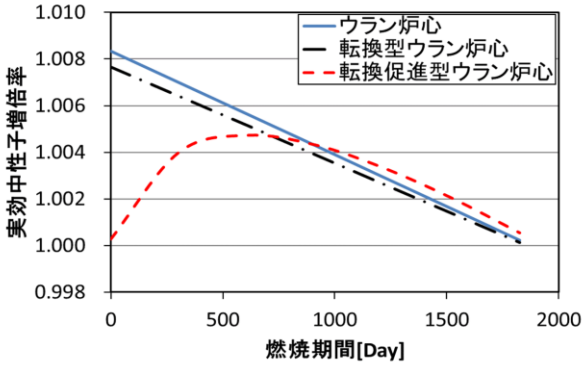


図 1　設計した炉心の実効中性子増倍率の時間推移

参考文献

[1]北村拓、「惑星間航行用原子力宇宙船に関する研究」、北海道大学修士論文、(2009)
[2]小川健斗、「惑星間航行用原子力宇宙船用の原子炉および発電システムに関する研究」、北海道大学卒業論文、(2015)

Shintaro Okumura, Go Chiba and Tadashi Narabayashi.
Hokkaido Univ.

宇宙探査用小型 CANDLE 燃焼炉の最適化

Optimization of Small CANDLE Burn-up Reactor for Space Nuclear Power

*西山 潤[1], 小原 徹[1]

[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

Pu-238 を熱源とする原子力電池に代わる宇宙探査機用の電源システムとして、CANDLE 燃焼型原子炉概念を適用した小型宇宙原子炉について最適化を行った。

キーワード： CANDLE 燃焼炉、宇宙探査用、可燃性毒物、燃焼計算

1. 緒言

宇宙や惑星の探査のため科学機器と通信機器を搭載した宇宙探査機にとって、電源システムは必要不可欠な機器である。放射性同位体の崩壊熱を熱電変換素子によって直接電気に変換する原子力電池は、可動部がなく電気出力がほぼ放射性同位体の半減期のみに依存する。その信頼性の高さのため、太陽光の弱い外惑星の探査では放射性同位体 Pu-238 のα崩壊を熱源とする原子力電池がこれまで利用されてきた。しかし専用の核燃料中性子照射・分離施設の停止に伴い現在では Pu-238 を大量に製造することが困難となっている。そこで、Pu-238 を使用した原子力電池の代わりとなる電源システムとして自己制御性を持つ CANDLE 型原子炉概念を宇宙用の原子炉にも適用し、制御系などの機械駆動部や冷却材の流れなどの動的部分を一切持たない原子炉について研究を開始した。これまでの研究で、100%濃縮ウラン燃料を使用した UZrH 合金水素吸蔵燃料とベリリウム反射体、可燃性毒物として ^{157}Gd 同位体を使用した理想的な条件で燃焼領域が自律的に移動する CANDLE 燃焼が成立することを確かめた[1]。本研究では、ウラン濃縮度、反射体効果について評価し、炉心システム重量が最小となる炉心構成を求めることを目的として解析を行った。

2. 小型 CANLDE 燃焼炉概要と計算方法

宇宙用小型 CANDLE 原子炉は、濃縮ウラン燃料を使用した UZrH 合金水素吸蔵燃料をベリリウム反射体で覆った円柱形状で可燃性毒物 ^{157}Gd を含まない起動炉心部分と ^{157}Gd を含む CANDLE 炉心部分から構成される。

炉心燃焼計算には、連続エネルギーモンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURN と JENDL-4.0 データライブラリを使用した。U/Zr 比、ウラン濃縮度、可燃性毒物密度（Gd-157）、炉心半径をパラメータとして、燃料高さ 100 cm, 熱出力 20 kWth の原子炉について CANDLE 燃焼炉の成立の確認を行った。

3. 結果

図 1 にウラン濃縮度 100%, 90%, 20%の UZrH 合金水素吸蔵燃料の H/^{235}U に対する無限増倍率を示す。H/^{235}U=50～100 で増倍率は極大となった。無限増倍率が最大となる H/^{235}U 比の組成について、燃料半径とベリリウム反射体半径の組み合わせによりシステム重量が最小となる最小臨界体系を求めた。図 2 にウラン濃縮度 20%における反射体付き無限円柱炉心の実効増倍率の変化を単位高さ当たりの質量に対して示す。100cm の長さの炉心では軸方向の中性子の漏れなど考慮すると無限円柱では実効増倍率として 1.1 が必要とされ、この場合、システム重量として約 300 kg となることが分かった。

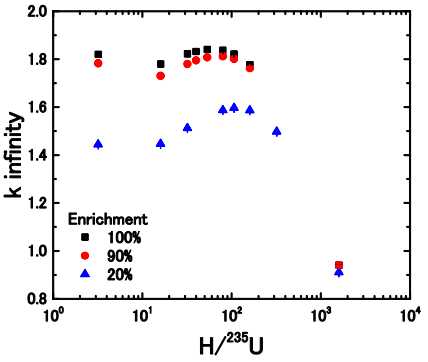


Fig. 1 Infinite multiplication factor of Uranium-Zirconium hydride fuel

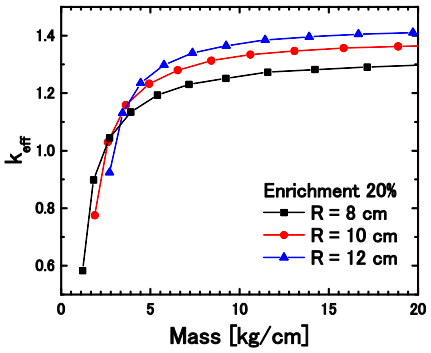


Fig. 2 Effective multiplication factor for infinite cylindrical core with 20% enrichment fuel

参考文献

[1] 西山潤、小原徹、日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集 3O14 (2016).

*Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

軽水炉取り出しプルトニウムを初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析

Thermal Hydraulic Analysis on CANDLE Burning Reactor with Initial Core Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*大里 洋輝[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1] 東京工業大学大学院 環境社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース
[2] 東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

軽水炉使用済燃料由来のプルトニウム燃料を初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析を行い、除熱可能な炉心の設計条件を明らかにした。

キーワード：CANDLE 燃焼炉、初期炉心、軽水炉取り出しプルトニウム、熱流動解析、鉛ビスマス

1. 緒言

CANDLE 燃焼炉[1]は、初期炉心燃料には濃縮ウランまたはプルトニウムを必要とするが新燃料には天然ウランを使用でき、濃縮および再処理工程を必要としないウラン資源の高効率利用が実現できるワンススルー高速炉である。本研究の目的は、軽水炉使用済燃料由来のプルトニウムを初期炉心に用いた CANDLE 燃焼炉の熱流動解析を行い、除熱可能な CANDLE 燃焼炉の設計条件を見出すことである。

2. 方法

炉型は中性子の漏れが少ない大型高速炉とし、燃料は密度が大きい金属燃料を使用し、冷却材および反射体として炉内中性子スペクトルが硬くなる鉛ビスマス共晶合金を採用した。表 1 に炉心設計値を示す。原子炉起動用のプルトニウム割合 13 %の燃料を軸方向 205～245 cm 領域に装荷し、その他の領域は天然ウラン燃料とした。核計算には、格子燃焼計算に SRAC コード、全炉心燃焼計算に COREBN コード、断面積ライブラリに JENDL-4.0 を使用した。また、熱流動計算には、汎用物理シミュレーションソフトウェア COMSOL Multiphysics を使用した。熱出力密度が最も大きくなる初期炉心および定常運転時の平衡状態を解析の対象とした。

表 1：炉心設計値

炉心半径 [cm]	200
炉心高さ [cm]	250
反射体厚さ [cm]	100
燃料要素直径 [mm]	7.8
被覆管内径 [mm]	9.0
被覆管外径 [mm]	10.2
ピンピッチ [mm]	12.0
スミア密度 [%]	75
熱出力 [MWt]	3000

3. 結果

まず、炉心構成材料の制限値について示す。金属燃料(U-20Pu-10Zr)の融点が 1115 ℃、ナトリウムボンドの沸点が 883 ℃、被覆管 ODS の融点が 1482 ℃、冷却材の鉛ビスマスの沸点が 1670 ℃である。次に、図 1 に初期炉心での炉心入口冷却材流速が 1.5 m/s のときの各領域の軸方向温度分布を示す。このとき、各領域の最高温度は制限値以下となっており、表 1 に示した炉心設計での最もシビアな条件下である初期炉心において除熱が可能であることが明らかになった。また、平衡状態では、入口流速 1.0 m/s で除熱可能なことが明らかになった。

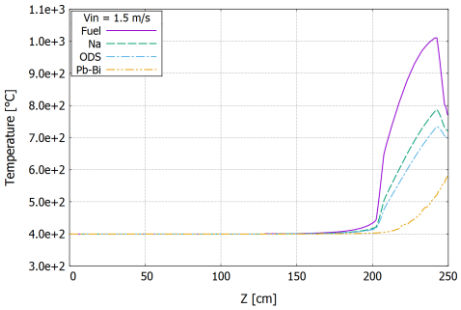


図 1：各領域の軸方向温度分布
(初期炉心、入口流速 1.5 m/s)

参考文献

[1] H. Sekimoto, K. Ryu and Y. Yoshimura, “CANDLE: The New Burnup Strategy”, Nucl. Sci. Eng., 139, 306-317(2001).

*OSATO Hiroki[1], NISHIYAMA Jun[2] and OBARA Toru[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology
[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

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

[1L13-18] Burnup Analysis

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 4:05 PM - 5:40 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L13] Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor

*Sota Muso[1], Naoyuki takaki[1] (1.Tokyo city university)

4:05 PM - 4:20 PM

[1L14] Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics

*fujimoto nozomu[1], Yuki honda[2], Kodai Fukuda[3], Minoru Goto[2], Daisuke Tochio[2], Shoji Takada[2] (1.Kyushu university, 2.JAEA, 3.Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[1L15] Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3], Kenya Suyama[3] (1.CRIEPI, 2.QST, 3.JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[1L16] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)

4:50 PM - 5:05 PM

[1L17] Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5

*tomohiro sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1] (1.S/NRA/R)

5:05 PM - 5:20 PM

[1L18] Core Follow Calculations of Operation Cycles after About 10 Years Outage in a U.S. BWR

Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2], Tadashi Maeda[2], Takashi Yoshii[2], Akihiro Fukao[2] (1.TEPCO Holdings, 2.TEPSYS)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

重水冷却トリウム炉の増殖性能の評価

Evaluation of the breeding performance of heavy water cooled thorium reactor

*武曽　壮大[1]，高木　直行[1]

[1]東京都市大学

商業用軽水炉技術をベースとした重水冷却トリウム増殖炉の核燃料サイクル全体での増殖性能の評価を行った。

キーワード：トリウム、複合システム倍増時間、低減速 PWR

1. 緒言

重水冷却トリウム炉は、冷却材により中性子吸収が小さいため、燃焼度と増殖性能を高められる。また、過去の検討では、高燃焼度・高増殖を達成する燃料仕様（^{233}U 富化度、減速材/燃料体積割合(MFR : Moderator to Fuel volume Ratio)）の検討[1]を行った。これより、最適な燃料ケースを用いることで、重水冷却トリウム低減速加圧水型炉（Reduced moderation-PWR : RM-PWR）は増殖炉として成立可能性があることが示されている。

トリウム資源の本格的利用を行うにあたっては、短い時間でトリウム増殖炉の導入基数を増加させる必要があり、これを達成するには、複合システム倍増時間（CSDT : Compound System Doubling Time）の短いトリウム増殖炉が必要である。よって、本研究では、Th-^{233}U 酸化物燃料を装荷した重水冷却 RM-PWR を対象に、炉心燃料仕様と燃料管理方法の適正化により CSDT 短縮することを目的とした。

2. 評価手法の概要

経済的な観点からは、燃焼度を高めた方が良い。しかし、本研究では CSDT の短縮に着目しているため、簡易化したピンセル無限体系(1 バッチ炉心)を用いて燃焼度と増殖性能の関係を評価した。次に、より現実的な体系で CSDT を算出するため、図 1 のように 3 つの集合体を組み合わせた複数集合体無限体系（3 バッチ炉心）を用いた。ここでのパラメータは、^{233}U 富化度及び MFR とした。解析では汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0 を使用した。CSDT を算出する際は、先行研究[2]から炉外滞在時間を 5 年、稼働率を 92.4%とした。

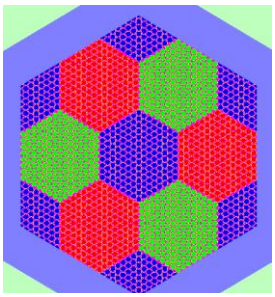


図 1 : RM-PWR の 3 バッチ炉心の概念図

3. 結果

ピンセル無限体系での燃焼度と増殖性能の計算により、燃焼度が 60GWd/t の場合に CSDT が最短となることがわかった。よって、複数集合体無限体系での燃焼度は 60GWd/t と設定した。

増殖性能の評価結果を表 1 に示す。ピンセル無限体系を複数集合体無限体系にすることで、運転サイクル末期での燃焼のへたりが無くなることから、燃焼末期での k-inf が高くなる。また、^{233}U 富化度を下げると、装荷時の fissile インベントリー量が減る。そして、MFR を小さくすることでより中性子スペクトルが硬くなる。これらの効果より、増殖性能が向上し、CSDT を最短で 71 年とすることができた。

表1 : CSDTによる増殖性能評価

計算体系	ピンセル無限体系	複数集合体体系		
バッチ数	1	3	←	←
富化度(wt%)	7.7wt%	←	7.4wt%	←
MFR	0.6	←	←	0.4
取出し燃焼度(GWd/t)	60	←	←	←
燃焼末期でのk-inf	1.0003	1.0109	1.0021	1.0078
Fissile Inventory Ratio	1.07	1.09	1.11	1.14
平均運転サイクル長(y)	9.26	3.02	←	←
原子炉倍増時間（ｙ）	112.6	103.1	84.3	62.7
CSDT（ｙ）	126.6	116.8	95.4	71.0

4. 結論

最適な炉心燃料仕様と燃料管理方法の適正化により、CSDT を 55 年短縮することができた。

参考文献

[1] 武曽　壮大, ‘高燃焼度・高増殖を達成する水冷却トリウム増殖炉の燃料仕様検討’ 原子力学会 2015 秋の大会 D26

[2] 原子力委員会 ‘各高速増殖炉の設計結果の比較’ 第 17 回策定会議 資料第 4 号

*Sota Muso[1], Naoyuki Takaki[1]

[1]Tokyo City Univ..

HTTR の燃焼特性における BP モデルの効果

Effect of BP cell model for HTTR burnup characteristics

*藤本 望[1]，本多 友貴[2]，福田 航大[3]，後藤 実[2]，栃尾 大輔[2]，高田 昌二[2]
[1]九州大学，[2]JAEA，[3]東工大院

HTTR では、燃焼による過剰反応度の変化を、BP を用いることにより小さく維持している。この燃焼による過剰反応度の変化を低温臨界状態での制御棒位置変化で評価した。解析により、臨界制御棒位置に対する BP 周りのメッシュ分割の効果を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉，反応度調整材，燃焼挙動，過剰反応度

1. 緒言

現在、SRAC による高温工学試験研究炉（HTTR）の燃焼挙動解析を進めている。HTTR では、過剰反応度の燃焼補償は主に反応度調整材（BP）で行うこととしている。HTTR の過剰反応度の燃焼による変化は臨界制御棒位置で評価している。これまでのところ、燃焼による過剰反応度の変化は小さいが、解析では燃焼による変化が大きくまたその挙動も異なり、測定結果を適切に評価できていない。これは BP 棒の燃焼挙動を適切に評価できていないと考えられることから、BP 棒周辺のモデル化について検討を行った。

2. 検討方法及び結果

2-1. セル燃焼計算による検討

HTTR の燃料体を対象としたセル燃焼計算で、BP 棒周辺のモデル化の影響について検討した。

(1) BP 棒内部のメッシュ分割の効果

BP 棒内部では、中心で低く外側で高い中性子束分布となる。これにより径方向の物質分布が生じ燃焼挙動に影響を与える可能性がある。このため、BP 棒内部を詳細に分割することによりこの効果を検討した。その結果、物質量分布の影響は小さく、HTTR の BP（B 含有量 2～2.5wt%）ではその影響は小さいことがわかった。

(2) BP 棒周辺の黒鉛部のメッシュ分割の効果

BP 棒周辺の黒鉛領域を詳細に分割することにより、BP の反応度価値を小さく評価することが明らかとなった。これにより燃焼による反応度価値の変化も小さくなり、より平坦な実効増倍率の変化となることが明らかとなった。

2-2. 全炉心計算燃焼計算による検討

BP 棒周辺の黒鉛部を詳細に分割したセルモデルを用いて、HTTR の全炉心燃焼計算を行った。結果を図に示す。同図には、低温(120℃、ゼロ出力)での臨界制御棒位置の変化を示している。BP 棒周りを詳細に分割したモデルでは、燃焼 100 日程度までの間平坦な変化が得られており、分割なしのモデルと比較して測定結果により近い燃焼挙動となっている。

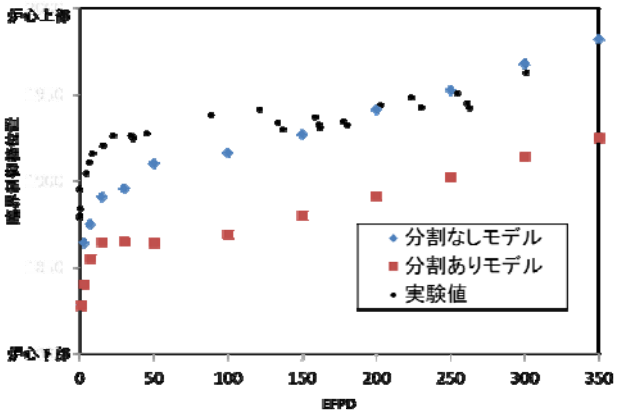


図　燃焼による臨界制御棒位置の変化

3. 結論

BP 棒周りのメッシュ分割が燃焼挙動に大きな影響を与えることが明らかとなった。今後、このモデルを元に解析を進めていく予定である。

*Nozomu Fujimoto[1], Yuki Hondai[2] Kodai Fukuda[3] and Minoru Goto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]Tokyo Inst. Tech.

10 年以上冷却した使用済燃料に対する $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定と燃焼解析

Measurement and burnup analysis of $^{106}Ru/^{144}Ce$ activity ratio for spent fuel cooled more than 10 years

*佐藤 駿介[1]，名内 泰志[1]，早川 岳人[2]，木村 康彦[3]，須山 賢也[3]

[1]電中研，[2]量研機構，[3]原子力機構

10 年以上冷却した使用済燃料に対して、半減期の短い ^{106}Ru や ^{144}Ce のガンマ線を測定することは困難であるが、ポリエチレンを透過するガンマ線を測定することで検出効率を変化させ、両核種の測定を可能とした。燃焼度指標となる $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定値は、履歴を考慮した燃焼計算結果と一致した。

キーワード： $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比，燃焼度クレジット，使用済燃料，ガンマ線測定，燃焼計算

1. 緒言

燃焼度クレジット適用時には炉管理データの燃焼度を実測により確証することが求められる[1]。本研究では、従来とは異なる新たな燃焼度指標として $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比に着目した。^{106}Ru と ^{144}Ce から放出されるガンマ線は主要な FP 核種から放出されるガンマ線よりもエネルギーが高く、透過力が高いため、より集合体内部の情報が測定値に反映され、集合体の代表的な値が測定可能であると考えられる。しかし、10 年以上冷却した燃料では、半減期の短い ^{106}Ru(半減期 372d)及び ^{144}Ce(同 285d)は大きく減衰しているため計数率上の S/N が悪く、検出器が正常に動作する計数率にも制限がある。先行的に実施した気中測定では両核種を定量できなかった。本測定では、ポリエチレン透過線を測定することで燃焼度指標測定時の実環境と想定される水中での測定を模擬し、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比が測定可能かどうかを検証した。

2. 実験

JAEA の燃料試験施設にて、高純度 Ge 検出器を用いて使用済燃料試料から放出されるガンマ線の波高スペクトルを測定した。本燃料試料は国内の原子力発電所で先行照射された高燃焼度 BWR 燃料(9×9 燃料(B 型))[2]の UO_2 燃料棒から切り出されており、取出しから約 12 年が経過している。検出器と燃料試料の間に 60cm のポリエチレンブロックを設置することにより水中での測定を模擬した。これにより高エネルギー領域のガンマ線と比較して低エネルギー領域のガンマ線が相対的に減衰し、計数率上の S/N が向上する。測定により得られた波高スペクトルを Fig. 1 に示す。^{106}Ru 及び ^{144}Ce の各ピーク面積と粒子輸送計算コード PHITS により計算した検出効率から両核種の相対放射能強度を求め、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比を導出した。

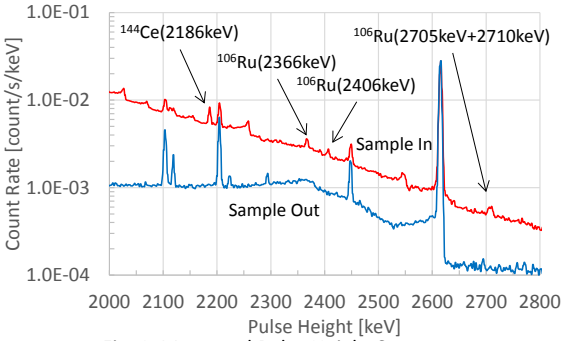


Fig. 1 Measured Pulse Height Spectrum

3. 燃焼計算

燃焼計算コード MVP-BURN を用いて、出力履歴[2]をトレースした 2 次元集合体体系での燃焼計算を実施した。この際、径方向は UO_2 燃料棒が 4 分割、UO_2-Gd_2O_3 燃料棒は 8 分割とし、集合体の 1/8 対称性を考慮した。また、燃料試料高さにおけるボイド率は、軸方向出力分布を仮定し推定した。核データライブラリには JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.0 を使用し、燃焼チェーンには ChainJ40 の汎用チェーンを用いた。その結果、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の実験値(E)と計算値(C)は、両ライブラリ共に C/E=1.046±0.063 で一致した。

4. 結論

本測定手法により、約 12 年冷却した燃料に対しても ^{106}Ru と ^{144}Ce が測定可能であることを示し、$^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比の測定値が履歴を考慮した燃焼計算結果と測定の統計誤差の範囲内で一致することを確認した。したがって、燃焼度確証時の燃焼度指標として $^{106}Ru/^{144}Ce$ 放射能比を利用できる可能性が示された。

参考文献

[1] IAEA, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, TS-R-1.
[2] JNES, 高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書, 07 基炉報-002.

*Shunsuke Sato[1], Yasushi Nauchi[1], Takehito Hayakawa[2], Yasuhiko Kimura[3] and Kenya Suyama[3]　[1]CRIEPI, [2]QST, [3]JAEA

CASMO5による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析
(1) ウラン燃料

Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5

(1) UO_2 fuel

*山本　徹、酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

JENDL-4.0 ベースライブラリを用いる燃料集合体核計算コード CASMO5 による燃焼計算結果の不確かさ評価の一環として、国内外軽水炉において燃焼した PWR 及び BWR のウラン燃料についての燃焼計算を行い、核種組成測定値と比較評価した。

キーワード：JENDL-4.0、CASMO5、PWR、BWR、ウラン燃料、燃焼計算、核種組成測定値

1. 緒言

燃料集合体核計算コード CASMO5 については、JENDL-4.0 の核断面積及び核分裂収率を採用したライブラリが提供されており、主に炉心計算の核定数の作成に使用している。近年、国内外の軽水炉において燃焼した燃料の核種組成測定データが蓄積されてきていることから、CASMO5 の燃焼計算結果の不確かさに関する知見を蓄積することを目的として、核種組成が測定された燃料について、同コードにより燃焼計算を行い、核種組成の測定値と比較・評価した。本稿では、ウラン燃料の核種組成測定値との比較評価結果について報告する。

2. 核種組成測定データ

解析の対象とした測定データは、比較的新しいものであり、別途 2 次元格子計算コード等により解析され信頼性が確認されたものである [1]。PWR 燃料は 33 サンプル（濃縮度: 1.7～4.5wt%、燃焼度: 14～78GWd/t）、BWR 燃料は 29 サンプル（濃縮度: 2.1～4.9wt%、燃焼度: 17～68GWd/t）である。測定対象核種は、重核種（U、Np、Pu、Am、Cm 同位体）及び FP 核種（Sr、Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Sb、I、Cs、La、Ce、Nd、Pm、Sm、Eu、Gd 同位体）である。

3. CASMO5 燃焼計算

計算体系は、集合体 1 体の 2 次元無限格子体系とし、集合体の詳細仕様を考慮した。燃焼計算においては、詳細な履歴を考慮するとともに、組成測定値から評価された各サンプルの燃焼度を再現するように計算の入力である集合体断面平均の出力履歴を調整した。

4. 核種組成の比較及び評価

各核種について、核種組成計算結果(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の平均値及びその標準偏差を求めた。その例として、図に重核種の結果を示す。PWR 及び BWR 燃料とも、主要な U 及び Pu 同位体については、C/E-1 及び標準偏差は小さい。

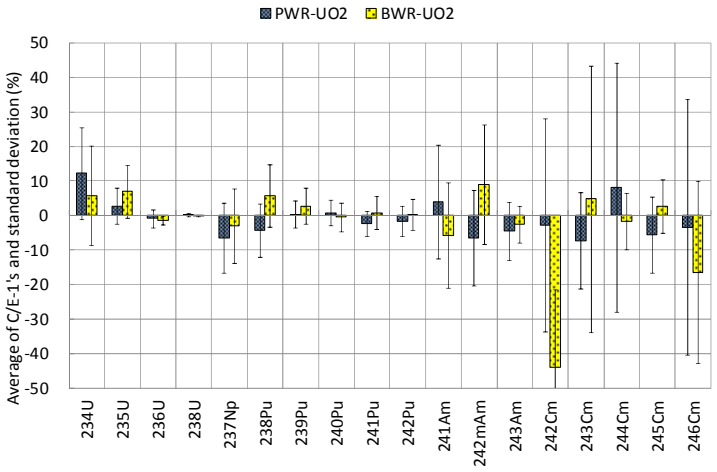


図 CASMO5 による軽水炉ウラン燃料の重核種の核種組成計算結果(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の平均値及びその標準偏差

核種組成計算結果の予測誤差は、燃焼した集合体の反応度の予測誤差を生じさせるが、その評価のため、燃焼した燃料の測定対象各核種の原子数密度(N)に対する集合体の反応度(Δk/k)の感度係数((Δk/k)/(ΔN/N))を TSUNAMI コード [2] により計算し、核種組成の C/E-1 を掛けることにより反応度を求め、測定核種全体の総和を算出した。なお、感度計算では、簡単のために集合体体系の水素対ウラン原子数比を模擬するピンセル体系により計算を行った。本評価を、PWR 燃料では、高浜 3 号機 17x17 集合体の試料うち 5 試料（濃縮度: 4.1wt%、燃焼度:31～47GWd/t）、BWR 燃料では、福島第二 1 号機 8x8 集合体の試料のうち 6 試料（濃縮度: 3.91wt%、燃焼度: 27～44GWd/t）に適用し、得られた反応度の誤差を、集合体の燃焼初期と燃焼後の反応度の差（燃焼反応度）に対する割合として整理した。この結果、PWR 燃料では-3～2%の差となり、BWR 燃料では 1～7%過小評価となった。両燃料とも主な誤差は U 及び Pu 同位体による。これは、これらの同位体の C/E-1 は小さいものの、その原子数密度及び断面積が大きいためである。

参考文献

1) I.C. Gauld et al. “Uncertainties in predicted isotopic compositions for high burnup PWR spent nuclear fuel,” NUREG/CR-7012, ORNL/TM-2010/41, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A, (2011).　等

2) B.T. Rearden, “TSUNAMI-3D: control module for three-dimensional cross-section sensitivity and uncertainty analysis for criticality,” ORNL/TM-2005/39 (2011).

* Toru Yamamoto, Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析
(2) MOX 燃料

Analysis of measured isotopic compositions of fuels irradiated in light water reactors by CASMO5
(2) MOX fuel

山本　徹、*酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

JENDL-4.0 ベースライブラリを用いる燃料集合体核計算コード CASMO5 による燃焼計算結果の不確かさ評価の一環として、海外軽水炉において燃焼した PWR 及び BWR の MOX 燃料についての燃焼計算を行い、核種組成測定値と比較評価した。

キーワード：JENDL-4.0、CASMO5、PWR、BWR、MOX 燃料、燃焼計算、核種組成測定値

1. 緒言

燃料集合体核計算コード CASMO5 について、燃焼計算結果の不確かさに関する知見を蓄積することを目的として、核種組成が測定された燃料について、同コードにより燃焼計算を行い、核種組成の測定値と比較・評価した。本稿では、MOX 燃料の核種組成測定値との比較評価結果について報告する。

2. 核種組成測定データ

解析の対象とした測定データは、比較的新しいものであり、別途 2 次元格子計算コード等により解析されデータの信頼性が確認されたものである [1,2]。PWR 燃料としては、Gösgen 炉で 4 サイクル燃焼した 15x15 MOX 燃料集合体から採取した 1 サンプル（Pu-fissile 富化度：5.5wt%、燃焼度：70GWd/t）、BWR 燃料としては、Gundremmingen 炉で 6 サイクル燃焼した 9x9 MOX 燃料から採取した 4 サンプル（Pu-fissile 富化度: 5.5wt%、、燃焼度: 52～77GWd/t）である。測定対象核種は、重核種（U、Np、Pu、Am、Cm 同位体）及び FP 核種（Sr、Mo、Tc、Ru、Rh、Ag、Sb、I、Cs、Ce、Nd、Pm、Sm、Eu、Gd 同位体）である。

3. CASMO5 燃焼計算

測定試料を採取した MOX 燃料集合体は、部分 MOX 燃料炉心において燃焼しており、その周囲にはウラン集合体が配置されているので、炉心計算の核定数を作成する際に通常用いる 1 集合体体系に加えて、参照用として MOX 燃料集合体に 8 体のウラン燃料集合体が隣接する 3x3 集合体体系の燃焼計算も行った。いずれも 2 次元無限格子体系とし、集合体の詳細仕様及び詳細な燃焼履歴を考慮するとともに、組成測定値から評価された測定試料の燃焼度を再現するように計算の入力である集合体断面平均の出力履歴を調整した。

4. 核種組成の比較及び評価

各核種について、前記の 2 つの計算体系による核種組成計算値(C)と測定値(E)の差(C/E-1)を求めた。図に PWR MOX 燃料について、重核種の計算例を示す。C/E-1 に示す誤差範囲は測定値の誤差から計算したものを記載した。図に示すように 3x3 集合体体系として MOX 燃料周囲のウラン燃料の効果を取り入れることにより、測定データとの差が小さくなることが分かる。BWR MOX 燃料についても、同様の効果が認められた。また、本稿の結果は、先行して実施した詳細解析コード MVP-BURN 及び SRAC による解析結果 [1,2] と整合することを確認した。

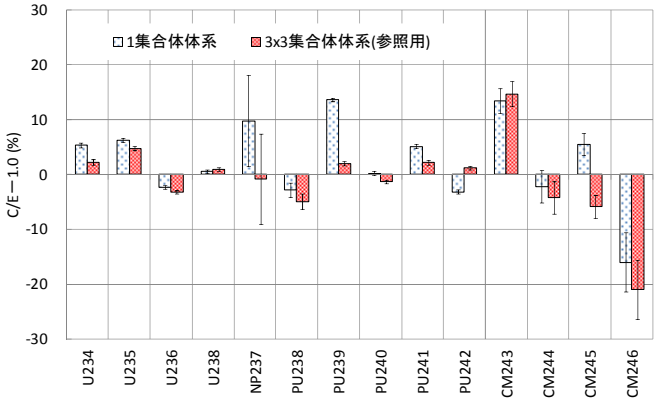


図 CASMO5 による PWR MOX 燃料の重核種の核種組成計算値(C)と測定値(E)の差(C/E-1)の結果

原子数密度(N)に対する集合体の反応度(Δk/k)の感度係数((Δk/k)/(ΔN/N))を求め [3]、U 及び Pu 核種の組成の予測誤差について、集合体の燃焼反応度（新燃料から燃焼後（58GWd/t）までの反応度差）に及ぼす影響を評価した。その結果、PWR の MOX 集合体の例では、1 集合体及び 3x3 集合体体系の計算では、それぞれ 18%及び 4%過小評価するとの結果を得た。BWR の MOX 集合体についても今後同様の評価を行う予定である。

参考文献

1) T. Yamamoto et al., “Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup PWR MOX and UO_2 fuels in the MALIBU program,” J. Nucl. Sci. Technol., 49(9), pp. 910-925 (2012).
2) Y. Ando et al., “Analysis of measured isotopic compositions of high-burnup BWR MOX fuel,” J. Nucl. Sci. Technol., 48(3), pp. 384-397 (2011).
3)山本他「CASMO5 による軽水炉燃焼後燃料の核種組成測定値の解析 (1) ウラン燃料」、日本原子力学会 2016 秋の大会、予稿

Toru Yamamoto, *Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

米国 BWR における約 10 年停止後サイクルの炉心追跡計算

Core Follow Calculations of Operation Cycles
after About 10 Years Outage in U.S. BWR

大山勝義[1]，*阿萬剛史[2]，前田正[2]，吉井貴[2]，深尾明弘[2]
[1]東京電力ホールディングス，[2]テプコシステムズ

長期停止後サイクル炉心に対する炉心解析コード CASMO-4/SIMULATE-3 の適用性を確認することを目的として，米国 Browns Ferry3 号機（BWR）における 3916 日停止後サイクルのデータを用いて炉心追跡計算を行った。長期停止を考慮した定格出力運転時及び冷温時の臨界固有値は，通常期間停止後の他のサイクルの臨界固有値と概ね良好に一致した。CASMO-4/SIMULATE-3 は，長期停止後サイクルの臨界固有値を適切に評価できることから，長期停止後の取替炉心設計・運転予測に適用可能である。

キーワード：CASMO-4/SIMULATE-3，Browns Ferry3 号機，長期停止，臨界固有値

1. 緒言　米国 Browns Ferry 3 号機のサイクル 7 は，764 体中 32 体の燃料交換を行い，3916 日の長期停止の後に起動した。本検討では，サイクル 7 前後の運転データを入手し，炉心解析コード CASMO-4/SIMULATE-3 を用いて炉心追跡計算を行った。

2. 解析　定格出力運転時の臨界固有値評価では、長期停止の影響を考慮する手法を用いた。本手法では、SIMULATE-3 の長期停止を考慮するモデルを用いてサイクル初期臨界固有値に対する長期停止の影響量を評価し，CASMO-4 を用いて運転開始後の影響量の変化を評価した。同手法で評価した影響量をもとに，長期停止を考慮したサイクル 7 の臨界固有値を評価し，通常期間停止後サイクルとして他のサイクルの臨界固有値と比較した。

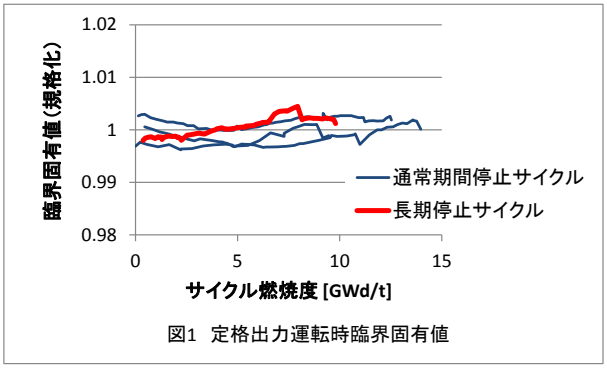


図1　定格出力運転時臨界固有値

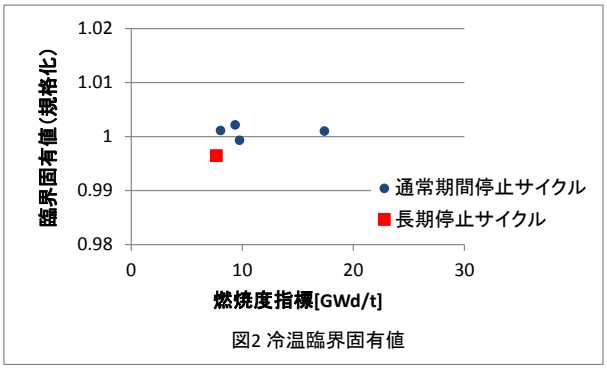


図2 冷温臨界固有値

冷温臨界時の評価では，SIMULATE-3 の長期停止を考慮するモデルを用いて，長期停止後サイクルの臨界固有値を評価した。通常期間停止後サイクルとして他のサイクルの冷温時臨界固有値と比較した。

3. 結果　定格出力運転時の臨界固有値の評価結果を図 1 に，冷温時の臨界固有値の評価結果を図 2 に示す。定格出力運転時，冷温時のそれぞれについて，臨界固有値の全データの平均が 1.0 となるように規格化した。長期停止後サイクルの臨界固有値は，通常期間停止後の他のサイクルの臨界固有値と概ね良好に一致した。

4. 結論　CASMO-4/ SIMULATE-3 は，長期停止後サイクルの臨界固有値を適切に評価できることから，長期停止後の取替炉心設計・運転予測に適用可能である。

5. 謝辞　米国 Tennessee Valley Authority の協力により運転データを入手した。ここに記して謝意を表す。

Katsuyoshi Oyama[1], *Tsuyoshi Ama[2],Tadashi Maeda[2],Takashi Yoshii[2] and Akihiro Fukao[2]　[1]TEPCO Holdings, [2]TEPSYS.

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

[1L19-22] Experiment and Analysis

Chair: Hideki Matsumoto (MHI)

Wed. Sep 7, 2016 5:40 PM - 6:45 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[1L19] Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core

*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2] (1.CRIEPI, 2.CEA)

5:40 PM - 5:55 PM

[1L20] Analysis of HTC critical experiments

*SHIGEKI SHIBA[1], Tomohiro Sakai[1] (1.S/NRA/R)

5:55 PM - 6:10 PM

[1L21] Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$

*Kensuke Maeno[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)

6:10 PM - 6:25 PM

[1L22] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2], Kazuo Arie[2] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Toshiba Corporation)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CROCUS 摂動炉心の動特性パラメータと炉周期の解析

Analysis of kinetic parameters and reactor period for CROCUS perturbed core

*名内 泰志[1]，Andrea Zoia[2]，Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2]
[1]電中研，[2]仏国 CEA

CROCUS の摂動炉心について、動特性パラメータを計算し、炉周期から逆時間方程式で反応度を導出し、臨界体系に対する動特性パラメータ使用時と差がないことを確認した。また炉周期の直接計算を行い、その計算値と逆時間方程式による反応度がバイアス量を含む k_{eff} 計算と概ね整合することを確認した。

キーワード：CROCUS、炉周期、動特性パラメータ、摂動炉心

1. 緒言 電中研と CEA は、IFP 法[1]による動特性パラメータ計算機能を MCNP-5 と TRIPOLI-4 に各々導入した。次に CROCUS 炉心[2]の臨界、摂動体系の実効増倍率 k_c、k'、実効遅発中性子割合β_{eff}、generation time Λ及び臨界体系の$\beta_{eff,ij}$ を計算し、コード間の一致を以て、双方のコード、入力モデルの検証とした。また、炉周期ω'[1] と臨界体系の$\beta_{eff,ij}$ 及び先行核群崩壊定数λ_{ij} から逆時間方程式$\rho_{in}=\omega\Lambda+\Sigma_{ij}(\omega\beta_{\mathrm{eff},ij}/(\omega+\lambda_{ij}))$で反応度$\rho_{in}$を求め(図 1 青)、反応度$\Delta(1/k_{eff})=1/k_c-1/k'$と比較した(図 1 黒) [3]。本報では$\beta_{eff,ij}$ 計算の妥当性確認の一貫として$\beta_{eff,ij}$ の摂動影響を評価した。また IFP 法と独立にωの直接計算も試み$\beta_{eff,ij}$ との関連を調べた。

2. 反応度解析 CROCUS は低濃縮度 UO_2 及び U 金属燃料棒からなる軽水減速型格子体系で、a)臨界水位到達後の水位上昇と、b)吸収体(ほう酸水入棒、エルビア入棒)挿入条件で臨界とした後の吸収体引き抜きにより反応度投入を行い、ωを測定している。摂動体系の$\beta_{eff,ij}$ を JEFF-3.1 のライブラリを用いて MCNP-5 で計算し、ωの測定値[2]を用い、逆時間方程式で反応度ρ_{in} を求めた(図 1 赤)。$\beta_{eff,ij}$ の摂動によるρ_{in} の摂動は 0.2%以下と小さいことがわかった。$\Delta(1/k_{eff})=1/k_c-1/k'$ (図 1 黒)を基準とすると、ρ_{in} は～4.0pcm 過大評価となった。

3. 炉周期直接計算 ωは厳密には即発、遅発中性子生成演算子 B_p、B_d、中性子消滅演算子 A、中性子束φに関して$\omega'\varphi'V+A\varphi=B_p\varphi+\Sigma_{ij}\{\lambda_{ij}B_{d,ij}\varphi'/(\omega'+\lambda_{ij})\}$満たす最大値である。右辺を源とし左辺を解いて中性子束を求め、次世代の源形状を求めるとともに、源の絶対値が合致するようにω'を調整する iteration 計算[4]でω'を求めた(表 1)。ω'は実験値ωに対し 7～13 倍過大評価となった。しかしω'を用いた逆時間方程式での反応度ρ_{in}は、各体系の k'から得られる固有値にバイアスがない条件での反応度 $1-1/k'$と誤差 7%程度で一致した。これにより$\beta_{eff,ij}$ がω'の計算値と k'を関連つけることが確認された。ω'が k'に関連つくことから、ω'直接計算の精度向上には中性子増倍計算のバイアス量の低減(計算モデルと核データ)が重要と示唆される。

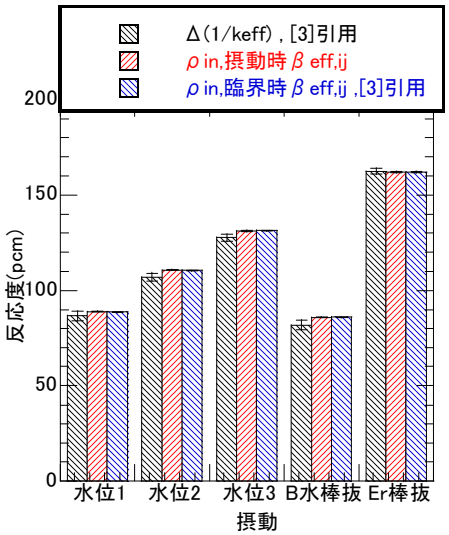


図 1 $\beta_{eff,ij}$ と逆時間方程式による反応度.

表 1 炉周期直接計算値による反応度評価

体系		k_{eff}	ωの比較 実験値 sec^{-1}	ωの比較 計算値 sec^{-1}	ωの比較 C/E	反応度の比較 ρ_{in} pcm	反応度の比較 $1-1/k'$ pcm	反応度の比較 $\rho_{in}/(1-1/k')$
臨界	k_c	1.00251						
水位 1	k'	1.00338	0.0134	0.1686	12.6	361.0	336.7	1.072
水位 2	k'	1.00358	0.0182	0.1803	9.9	370.2	356.9	1.037
水位 3	k'	1.00379	0.0234	0.2236	9.6	400.0	377.6	1.059
B 水棒入	k_c	1.00244						
B 水棒抜	k'	1.00327	0.0129	0.1537	12.0	346.9	325.4	1.066
Er 棒入	k_c	1.00239						
Er 棒抜き	k'	1.00402	0.0330	0.2548	7.7	416.3	400.6	1.039

参考文献 [1]Y. Nauchi et al.,JNST47,977, [2] OECD/NEA, 2007. Benchmark on the kinetics parameters of the CROCUS reactor, in Plutonium recycling, vol. IX, NEA 4440, [3] Zoia, A., et al. Ann. Nucl. Energy (2016), in press, http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2016.06.024 Available online 7 July 2016, [4]Y. Nauchi, SNA+MC2013

*Yasushi Nauchi[1], Andrea Zoia[2], Emeric Brun[2], Cedric Jouanne[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]CEA.

HTC 臨界実験解析;（1）Phase 1,2 炉物理実験

Analysis of HTC critical experiments ; (1) Phase 1,2

*柴　茂樹、酒井　友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 及び JENDL-4.0 ライブラリを用いて燃焼燃料を模擬した HTC 臨界実験を解析した結果について報告する。

キーワード：MVP- 2.0、JENDL-4.0、HTC 臨界実験、妥当性確認、臨界実効増倍率

1. 緒言

米国原子力規制委員会の暫定スタッフ指針 [1]（ISG-8 Rev.3）では、燃焼が進んだ燃料に対する臨界安全評価コードの妥当性の確認には French Haut Taux de Combustion 臨界実験データ [2]（以下「HTC 臨界実験データ」という。）を用いて実施することを推奨している。HTC 臨界実験は、濃縮度 4.5wt%の典型的な PWR 燃焼燃料（燃焼度 37.5GWd/t）の Pu 同位体組成を忠実に模擬した燃料棒を用いて実施された。同実験は、核データの検証に重点を置いた均一体系の炉物理実験（Phase 1,2）及び使用済燃料プールや使用済燃料輸送容器での集合体配置を模擬した工学的実験（Phase 3,4）の 4 つから構成される。本稿では、これまで整備してきた JENDL-4.0 ライブラリを使用した MVP-2.0 を使用して、核データの検証に重点を置いた均一体系の炉物理実験（Phase 1,2）データを用いた同コードの妥当性の確認結果を報告する。

2. HTC 臨界実験 Phase 1,2（炉物理実験）の解析

HTC 臨界実験 Phase 1,2 は、図 1 に示すように純水中の燃料格子板に燃料棒を配列した均一格子の臨界実験（Phase 1）並びに減速材に中性子毒物であるほう素又はガドリニウムを添加した溶液中の均一格子の臨界実験（Phase 2）で構成されている。これらの均一格子の臨界実験は、燃料棒間隔とその配列数の組合せで臨界水位を測定した実験となっており、Phase 1,2 でそれぞれ 18 ケース、41 ケースである。各ケースについて、臨界実効増倍率を解析し、MVP-2.0/JENDL-4.0 の妥当性の確認を行った。

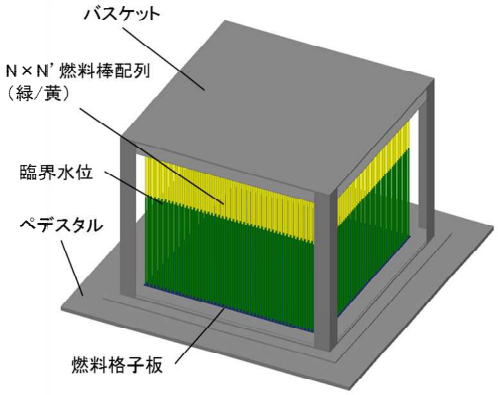


図 1 HTC 臨界実験 Phase 1,2 の解析体系

3. 解析結果

(1)Phase 1　Phase1 試験は燃料格子ピッチを 1.3cm（減速不足）～2.3cm（減速過多）状態まで変化させて、減速度に対する依存性を検討したものであるが、MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すように減速度に対する臨界実効増倍率の依存性は見られず、臨界実効増倍率の平均は 1.0003±0.0007 となった。この結果から、臨界性は良好であり、結果のばらつきも小さい。

(2)Phase 2（ガドリニウム溶液）　Phase 2（ガドリニウム溶液）試験は、水中に中性子毒物の硝酸ガドリニウムを溶かしたものであり、格子ピッチとガドリニウム濃度がパラメータとなっている。MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すよう格子間隔に対して臨界実効増倍率がわずかに上昇する傾向がみられた。臨界実効増倍率の平均は 1.0014±0.0009 となり、臨界性は良好であり、結果のばらつきも小さい。

(3)Phase 2（ほう素溶液）　Phase 2（ほう素溶液）試験は、水中に中性子毒物のほう素を溶かしたものであり、格子ピッチとほう素濃度がパラメータとなっている。MVP-2.0/JENDL-4.0 の臨界計算結果は、図 2 に示すように臨界実効増倍率のばらつきが大きいため、格子間隔に対する依存性は認められなかった。臨界実効増倍率の平均は 1.0009±0.0026 となり、臨界性は良好であるが、他の結果と比較してばらつきは大きくなった。これは、実験のほう素濃度調整誤差に起因する影響によるものと推定される。

今後、Phase 3,4 の結果についても報告を行う予定である。

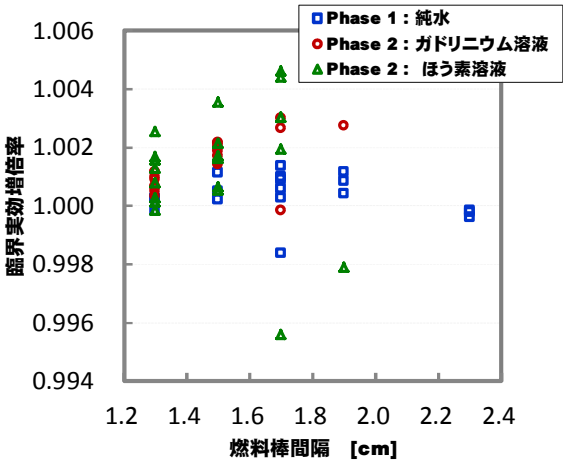


図 2 HTC 臨界実験 Phase 1,2 の解析結果

参考文献

[1] The Nuclear Regulatory Commission, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance – 8 Revision 3,“Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks”,(2012)

[2] F. Fernex, et al., “HTC Experimental Program: Validation and Calculational Analysis”, Nuclear Science and Engineering, vol.162, pp.1-24 (2009).

* Shigeki Shiba and Tomohiro Sakai

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Eu:TRUST LiCAF を用いた炉雑音実験に向けた予備実験

Preliminary Experiments for Reactor Noise Analysis using Neutron Detector with Eu doped $LiCaAlF_6$

名大　*前納健佑[1],　遠藤知弘[1],　山本章夫[1]
[1]名古屋大学

福島第一原子力発電所(1F)炉心溶融事故により発生した溶融燃料取り出し作業時の未臨界度測定に向け、γ線バックグランドが高い場で中性子を測定することができる小型中性子検出器について検討した。本研究では、キリタンポ状の Eu:TRUST LiCAF で波長シフトファイバを包んだ形状の検出器を試作し、中性子/γ 線弁別性能を過去の知見と比較した。また、Cf 自発核分裂中性子源を用いた炉雑音測定の予備実験を実施した。

キーワード：Eu:TRUST LiCAF、未臨界度測定、炉雑音解析、溶融燃料取り出し

1.緒言　1F 炉心溶融事故により発生した溶融燃料は、原子炉構造材･制御棒材料と混ざり合い冷え固まった「燃料デブリ」として炉内に存在している。1F 廃炉に向け燃料デブリを取り出す必要がある。この際、作業現場の未臨界度($-\rho$)を監視することで作業の安全性・効率性を担保できる。燃料デブリ取り出し作業を想定した場合の未臨界度測定手法として、体系に動的変化を加えない中性子源増倍法や炉雑音解析手法が挙げられる。これまで、燃料内の固有中性子源(自発核分裂,(α,n))のみで中性子計数を測定し、両手法に基づく未臨界度測定が可能であることが確認されている。しかし、燃料デブリ取り出し現場は高γ線量率場であるため、高線量率のγ線が中性子検出器に影響を与え、未臨界度測定値に影響を与えるといった問題点が生じ得る。また、一般的に ^{3}He を利用した中性子検出器が用いられているが、ガス封入型検出器であるため検出器形状の自由度は低く、検出器挿入に十分なスペースを要する。本研究では、検出器形状の自由度が高い Eu:$LiCaAlF_6$(LiCAF)を用いたシンチレーション検出器を試作し、中性子/γ 線弁別性能を評価した。また、炉雑音実験を行う予備実験として、名大内で中性子源を用いた雑音実験を行い試作した検出器の性能を評価した。

2.Feynman-α 法　Feynman-α 法は炉雑音解析法の一種であり、中性子が検出された時刻情報を統計処理することで未臨界度を推定する手法である。ある時間幅 T の間に中性子の検出を行い、検出された中性子数の真の平均値を $C(T)$とする。この測定を多数回繰り返した場合、検出中性子数$C(T)$に対する 2 次中性子相関量 Y 値は(1)式で定義される。得られた$Y(T)$値に対して(2)式をフィッティングすることで即発中性子減衰定数αを推定し、臨界時の即発中性子減衰定数α_0を用いて(3)式によりドル単位の未臨界度$(-\rho_\$)$を測定する。

$$Y = \frac{\langle C(T)^2\rangle - \langle C(T)\rangle^2}{\langle C(T)\rangle} - 1 \quad (1)$$

$$Y(T) = Y_\infty\left(1 - \frac{1-e^{-\alpha T}}{\alpha T}\right) \quad (2)$$

$$(-\rho_\$) = \left(\frac{\alpha}{\alpha_0} - 1\right) \quad (3)$$

3.Eu:TRUST-LiCAF[1]　$LiCaAlF_6$ 結晶は中性子との ^{6}Li(n,α)t反応により発光するため、この反応を中性子検出に利用することができる。結晶を大きくすることで検出効率は向上するが、n/γ 弁別性能は低下する。そこで、結晶を小片上に加工し透明樹脂中に分散させる(Transparent RUbber SheeT)ことでγ線除去能力･高い中性子感度を持つ検出媒体となる。これを Eu:TRUST-LiCAF と呼ぶ。

4.試作した検出器の概要　Eu:TRUST-LiCAF を用いることで、小型(5[mm] × 50[mm])で中性子に対し高感度かつ n/γ 弁別性能が高い検出器の作成を試みた。本研究では、検出効率の向上を狙い、波長シフトファイバの周りを TRUST-LiCAF で包み込んだ、キリタンポ状の形状に加工した。

5.実験結果･考察　名大内で①n/γ 弁別実験、②中性子検出時刻情報収集実験を行った。①については、まず、比較的弱いγ線源として2.1×10^5[Bq]の ^{60}Co を用いた。この時 ^{252}Cf は1.5×10^5[Bq]であった。Fig.1 左に示すようにγ線源がある場合であっても中性子起因のピークを確認することができた。次に1.0×10^6[Bq]の ^{137}Cs を用いて同様の実験を行った(Fig.1 右)。この結果から10^6程度のオーダーであれば弁別できることを確認した。②については、γ線源がある場･ない場において中性子検出時刻を収集し、$Y(T)$を測定した。また、得られた$Y(T)$の結果を ^{3}He 検出器と比較し、同様の結果が得られることを確認した(Fig.2 左)。次に、核分裂反応が検知できていることを確認するために、ポアソン中性子源(^{241}Am-Be)を用いて同様の実験を行った(Fig.2 右)。^{252}Cf 自発核分裂で発生した中性子の場合は放出数にばらつきがあるため、$C(T)$の分散が大きくなり$Y(T)$は正となることを確認した。ポアソン中性子源で$Y(T) < 0$となった理由は検出器不感時間に依る。以上より、試作した Eu:TRUST-LiCAF 検出器を用いた炉雑音解析により核分裂反応の検知が可能であることを確認できた。

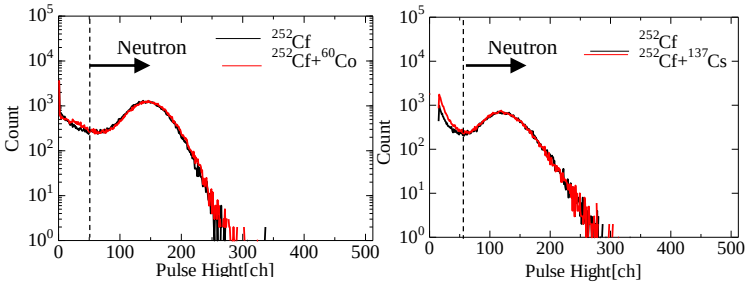


Fig. 1 n/γ 弁別結果(左:Cf,Co,右:Cf,Cf,Cs)

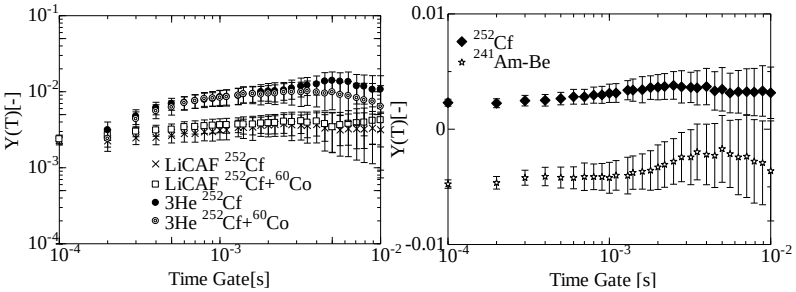


Fig. 2 $Y(T)$測定結果(左:LiCAF,^{3}He 検出器比較, 右:^{252}Cf, ^{241}Am-Be 源比較)

謝辞　本研究成果は科研費(15K18317)の助成による。

参考文献　**[1]**D. Sugimoto, K. Watanabe, A. Yamazaki, A. Uritani, et al., “Study on neutron detector using transparent rubber sheet with dispersed small pieces of $LiCaAlF_6$ scintillator,” *Physics Procedia*, **60**, pp. 349-355, (2014).

*Kensuke Maeno[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （9）パルス中性子源を用いた金属燃料合金材のドップラ効果測定

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(9) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alloy Material with Pulsed Neutron Source

*宇根崎　博信[1]，佐野　忠史[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，中島　健[1]，
原　昭浩[2]，坪井　靖[2]，有江　和夫[2]
[1]京大炉，[2]（株）東芝

金属燃料合金材の代替候補である Mo がドップラ反応度に与える影響の評価を目的として、京大炉 LINAC パルス中性子源を用いて TOF 法により温度 300K と 600K における Mo の中性子吸収率を測定した。その結果、10eV から 1keV の共鳴において温度上昇に伴うドップラ拡がりの観測に成功した。

キーワード：ドップラ効果、燃料合金材、京大炉 LINAC、パルス中性子源、TOF 法

1. 緒言　軽水炉使用済み燃料中のプルトニウム(Pu)とマイナーアクチニド(MA)を回収し、ウラン(U)を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究[1]を進めている。ウラン無し金属燃料を用いた炉心は、ウランを含んだ燃料に比べてドップラ反応度が減少する。このドップラ反応度減少を抑制するために燃料合金材 Zr の代替材として Mo や Nb を用いることを検討している[2]。しかし、Mo や Nb の中性子吸収断面積の不確かさが大きいと考えられることから、ドップラ反応度評価における精度向上が必要となる。そこで、本研究では京大炉ライナックのパルス中性子源を使用し、TOF 法を用いて Mo の中性子吸収率の温度変化の測定を行った。

2. 実験　京大炉ライナックの 10m 測定室に BGO 検出器と昇温装置、中性子遮蔽体から成る実験体系を構築した。天然組成 Mo 板試料の温度を昇温装置で 300K 及び 600K に保ち、中性子飛行時間(TOF)法を用いて中性子吸収率の測定を実施した。

3. 結果　図に厚さ 0.5mmt の Mo 試料に対する 44eV 共鳴（Mo95）近傍の中性子吸収率を示す。本共鳴では試料温度の上昇によって共鳴幅と共鳴ピーク値の増加が観測された。この共鳴は s 波共鳴なので弾性散乱断面積は干渉効果により非対称となっており、更に、放射幅（156meV）に対して中性子幅が 266meV と比較的大きいため、通常の吸収物質に比べ試料中に於いて散乱を経て吸収される中性子の寄与が大きいと予測される。このため、図では高エネルギー側に幅が拡がっている。

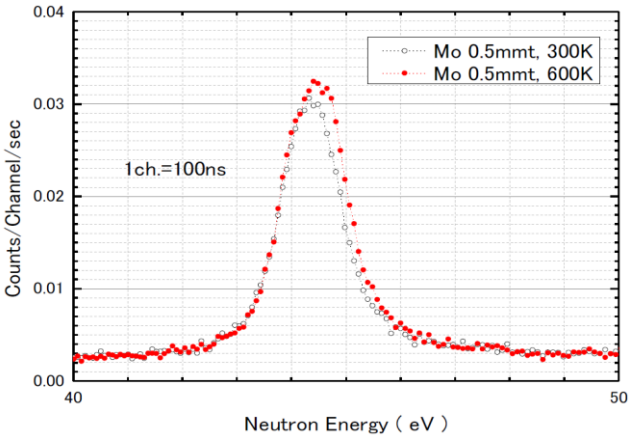


図　厚さ 0.5mmt の Mo 試料中の 44eV 共鳴におけるドップラ効果

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。

参考文献

[1] K. Arie, et. al., Proc. of Global 2015, Sep. 20-24, Paris, France, Paper 5096, (2015).
[2] K. Arie, et. al., Proc. of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, (2014).

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2], Yasushi Tsuboi[2] and Kazuo Arie[2]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2]Toshiba Corporation.

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[1M01-03] Characteristics of Liquid Li-Lead

Chair: Makoto Nakamura (QST)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 10:50 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M01] Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*Fukada Satoshi[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1] （1.Kyushu Univ., 2.Seoul Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1], Kazunari Katayama[1] （1.Kyushu University）

10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*Yun Gao[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[3] （1.Tokyo Institute of Technology, Graduate school of Engineering, Department of Nuclear Engineering, 2.Politecnico di Milano, 3.Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Li-Pb 共融合金における水素溶解と拡散の化学

Chemistry of H solution and diffusion in Li-Pb eutectic alloy

*深田智[1]，小田卓司[2]，片山一成[1]，金城真生[1]，西川央哲[1]
[1]九州大学大学院総合理工学研究院、[2]ソウル大学

有望な液体ブランケット材のLi-Pb共融合金からのトリチウム回収に関わる水素溶解と拡散現象をミクロスケールで考え、これまで独立に測定されていた諸結果を統一して整理し理解するとともに、Li-Pb内部で起こる化学を考察した。

キーワード：Li-Pb共融合金、核融合炉、ブランケット、トリチウム

$Li_{17}Pb_{83}$はLi原子分率が0.16付近で共融組成を示す合金，融点が235℃，300℃-600℃の温度域で液体ブランケットを構成できる有用な材料が共通認識で，ITER-TBMでもHeを冷却材にしたHCLLあるいは一部冷却材にも使用したDCLL設計が研究目標となっている。最近は，Li-Pb研究も多角化し始めているが，各研究はいまだそれぞれの中で閉じており，今後液体ブランケットLi-Pbを増殖材として使用を目指すため、それと最も関係深いH同位体溶解と拡散に係る相互作用について過去の研究を調べ，ミクロスケールで再考察をした。

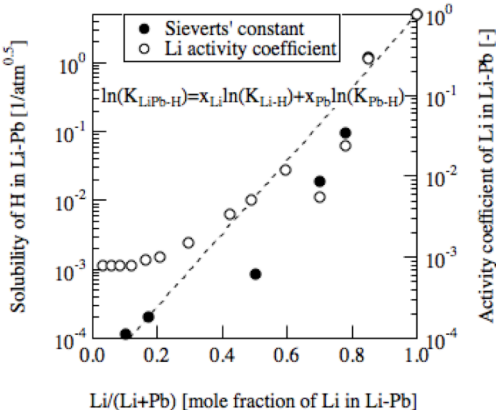


図1　Li-Pb組成の異なる混合物の水素溶解度

まず相図から判断して，LiPb金属間化合物とPbがほぼ1:2で共融した状態が$Li_{17}Pb_{83}$と考えられる。組成比を変えた場合のSieverts定数と蒸気圧から求めた活量係数をまとめて図1に整理した。純LiとPbの各Sieverts定数は、10^5倍の違いがあるが，混合したものは、第1近似としてモル分率で重みをつけた両者のSieverts対数平均値に近い。これを蒸気圧から求めた活量係数で見ると，Liモル分率が0.5以下のとき、活量係数が10^{-3}程度でほぼ一定になり、それよりLiモル分率が上がると、Liの活量係数が増加し、0.5以上で活量係数が急激に増加する。これは、共融状態では単独のLiH結合だったのが、Li濃度が増加するに従って、Liの多原子金属結合が飛躍的に増加する事が原因と考える。

これを別のミクロスケール視野から裏付ける。Li-Pb共融合金中の水素はいずれの組成でも原子状で溶解する。第1原理MDの計算結果[1]より，Li-Pb中の水素原子Hが最初Liに近い位置にあるとき安定化し，Li^+H^-結合状態にある。Li-Pb原子中をHが拡散移動する時，途中Pb原子間で囲まれた擬4面体位置を経過し、原子状H^0状態となり，次に再度隣接するLiとLi^+H^-結合して安定化する。LiH結合エネルギーと拡散移動の活性化エネルギーはMD計算より0.29eVと見積もられ、実験値と整合する。Liが0.5以下のとき，この遮蔽効果が十分に働き、LiH化学状態にはそれ程変化が無いが，0.5以上になると，再近接原子に隣接Liの影響が働き始め，溶解度と活量係数が増加する。

Li-Pbへの不活性ガス溶解が最近報告されている。液体金属原子間中の空隙層への溶解と考え、これを熱力学的にはOstwald溶解式を使って整理できるのではないかと考えた。想定される関係式は、$K_{Ostwald} = exp\left[-\frac{E+4\pi r_b^2\gamma}{k_B T}\right]$であり、溶解ガス原子（分子）は溶液からの引力Eと表面張力$4\pi r_b^2\gamma_{st}$を加えたエネルギー状態で溶解する。従って、原子(分子)半径r_bの小さい水素溶解度が大きく、He, Arになるに従って小さくなる。Li-Pbへの不活性ガス溶解度にFlibeの値をまとめて右図に示す。両者とも同じ関係で理解できる。

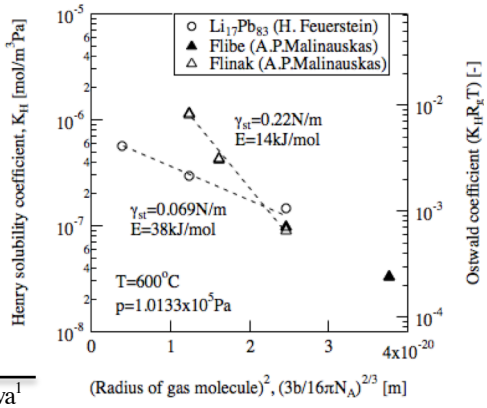


図2　$Li_{17}Pb_{83}$ガス溶解度の分子径の違い

1) D. Masuyama, et al., Chemical Phys. Letters, 483 (2009) 214-218.
2) S. Fukada, et al., J. Nucl. Mater., 358 (2006) 235-242.

*Satoshi Fukada[1], Takuji Oda[2], Kazunari Katayama[1], Mao Kinjyo[1], Terunori Nishikawa[1]
1Kyushu University, 2Seoul National University

$Li_{17}Pb_{83}$におけるアルゴンガス及び水素同位体挙動の把握

Argon gas and hydrogen isotope behavior in $Li_{17}Pb_{83}$

*西川　央哲[1]　金城　真生[1]　深田　智[1]　片山一成[1]

[1]九州大学大学院　総合理工学府

核融合炉ブランケット増殖材の一つとして、本研究グループは液体増殖材の中で、トリチウム溶解度が低く回収が容易等の観点から $Li_{17}Pb_{83}$（以下 LiPb と示す）で実験を行っている。今回は LiPb に溶解する水素同位体と不活性ガス気泡との相互作用を把握する。

キーワード：液体増殖材、ブランケット、リチウム鉛、水素同位体、バブリング法

1. 緒言

LiPb への $Ar+H_2$ 気泡から H_2 の溶解移動、逆に Ar 気泡への溶解水素の移動過程を以前調べた。本実験では、LiPb への不活性ガスの直接溶解と離脱の過程を調べた。溶解量と移動速度を明らかにし、不活性ガスの移動過程を実験と解析で明らかにした。

2. 実験・結果

LiPb ポット内に 5%H_2 残り Ar ガスをバブリングにより供給した後、Ar ガスによりバブリングを行い LiPb 中の水素を回収した。図 1 に物質移動係数を示す。LiPb とバブルの間に生じる濃度境界層内水素の拡散、ポットの空隙拡散の二つの移動過程を考慮した解析式を立てその式を水素供給時、脱離時の実験結果に対してフィッティングした結果、濃度境界層における水素の物質移動係数を算出できた。

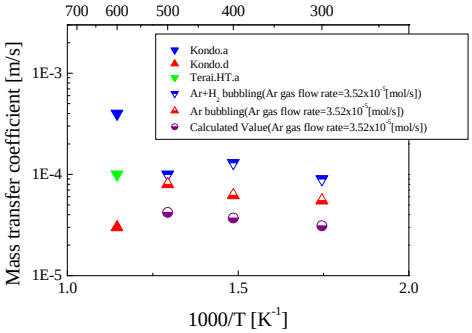


図 1　物質移動係数

図 2 に LiPb 及び Pb における不活性ガス溶解量を示す。LiPb ポット内に Ar ガスをバブリングにより供給し、Ar が一定濃度になった後、He ガスバブリングすることで、LiPb 中に溶解している Ar を回収した。またポット内の温度と He バブリングの流量を変化させて実験を行った。その結果 He バブリングによる Ar 回収では流量に関わらず溶解量は一定だった。また、Ar ガス脱離の物質移動係数も測定した。

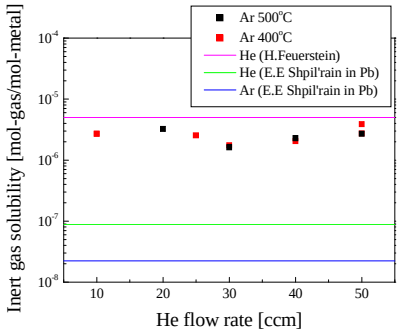


図 2　LiPb 及び Pb における不活性ガス溶解量

3. 考察

LiPb 中の Ar 濃度が非常に低く、LiPb 中に溶解している Ar が He バブルに移行する際の吸着・離脱過程などが流量に依存しない。また、水素はガスでは分子状、LiPb 中では原子状で存在している。その為、水素供給時では分子から原子に素早く移行し、脱離時には原子から気液界面で吸着・再結合し気泡内部へ拡散する。この違いにより、供給時と離脱時の物質移動係数に違いが生じたと考えられる。

参考文献

[1] T.Muneoka,S.Fukada,R.Yoshimura,K.Katayama,Y.Edao,T.Hayashi,Fus.Sci Technol., 68,(2015),443-447.

*Terunori Nishikawa[1], Satoshi Fukada[1], Mao Kinjo[1] and Kadzunari Katayama[1]

[1]Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences

液体リチウム鉛合金(Pb-17Li)の物理的特性に関する分子動力学的研究

Molecular Dynamics Study on Physical Properties of Liquid Lead-17lithium Alloy

*高　雲[1,2]，Guido RAOS[2]，Carlo CAVALLOTTI[2]，高橋　実[3]
[1]東工大院原子核，[2]Politecnico di Milano，[3]東工大先導原研

核融合炉の液体金属ブランケットの候補材とされているリチウム鉛(Pb-17Li)の密度，比熱及び粘性係数などの物理的特性を埋め込み原子法（EAM）を応用した分子動力学解析によって求めた．この解析結果を過去の実験結果と比較し，液体リチウム鉛の物性について理論的に明らかにした．

キーワード：リチウム鉛，分子動力学法，原子埋め込み法，密度，熱膨張率，熱容量，粘性係数

1.　緒言　高い化学的活性度のリチウムと重金属鉛との共晶鉛であるリチウム鉛 (Pb-17at%Li) は，化学的活性度が抑制され，核融合炉の液体金属ブランケットの候補材とされている．しかし，その密度，熱膨張率，熱容量および粘性係数等の物理的特性については，実験データ[1]はあるものの，理論的研究は十分とはいえない．そこで，本研究では，分子動力学法 (Molecular Dynamics method, MD) 解析を用いて，理論的に液体リチウム鉛の物理的特性を求め，実験結果と比較することにより，液体リチウム鉛の物理的特性を理論的に明らかにした．

2.　解析方法

2-1. EAM ポテンシャルモデル　液体合金の成分である Pb 原子と Li 原子間のポテンシャルエネルギーを再現するため，電子密度汎関数に基づく埋め込み原子法（Embedding Atom Method, EAM[2,3]）を適用した．EAM は Daw 及び Baskes によって最初に提案され多体汎関数ポテンシャルの一種であり，電子密度汎関数近似理論から導出されている[2]．そのポテンシャルエネルギーは式 $E=\sum_{i=1}^{N}\left[F(\rho_i)+\frac{1}{2}\sum_{j\neq i}\Phi(r_{ij})\right]$ から求められ，第１項の埋め込みエネルギーと第２項のペアポテンシャルエネルギーの和である．また，原子密度 ρ は中心原子のまわりに存在する電子の量を表し，中心原子の配位数と密接な関係がある．

2-2. 分子動力学法解析　古典的分子動力学法オープン解析コード LAMMPS[4] を用いて，温度 573K～873K におけるカノニカルアンサンブル（NPT）モデル化したリチウム鉛の密度，熱膨張率および熱容量を求めた．一方，リチウム鉛の粘性係数の解析にはミクロカノニカルアンサンブル（NVT）を用いた．解析結果を実験結果[1]と比較し，解析モデルの妥当性について検討し，実験結果の補強も行った．

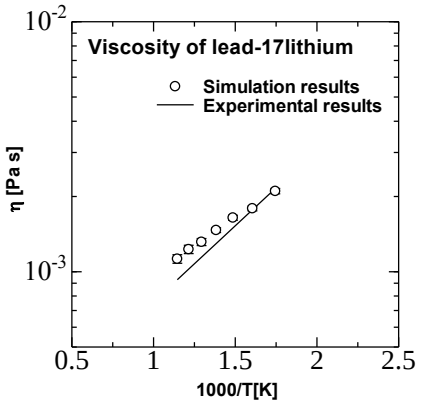


Fig.1. Simulation results of viscosity of Pb-17Li.

3.　解析結果および考察

解析によって求めた密度や熱膨張率等は実験と良く一致することがわかった．その一例としてリチウム鉛の粘性係数を Fig.1. に示す．低い温度において，解析結果は実験結果とよく一致するが，温度が 800K を超えると，解析結果は実験結果より 10%　程大きいことがわかった．次式のような粘性係数のアレニウス式が得られた．

$\eta = 3.83\times10^{-4}\,exp(7.682\times10^{3}\,/\,\mathrm{R}T)$ ($573\mathrm{K}\le T\le 873\mathrm{K}$)．密度，熱膨張率および熱容量の物理的特性の結果については講演で述べる．

4.　結論　多原子間ポテンシャルモデルとして EAM を応用した古典的分子動力学法解析によって，温度が 573K～873K における密度，熱膨張率，熱容量および粘性係数の物理的特性について求めることができ，実験結果とよく一致し，実験結果を補強することができた．また，本解析を通して，原子レベルで液体リチウム鉛の物性について評価することができた．今後，本解析方法を液体リチウム鉛の金属不純物の拡散係数の解析にも適用する予定である．

参考文献

[1] B. Schulz, Fusion Eng. Design 14 (1991) 199, [2] M.S.Daw and M. I. Baskes, phys. Rev. B 29, 6443(1984), [3] S. M. Foiles, Phys. Rev. B 37, 6121 (1988), [4] http://lammps.sandia.gov/

*Yun Gao[1,2], Guido Raos[2] , Carlo Cavallotti[2] and Minoru Takahashi[3]

[1]Dept. Nucl Eng., Tokyo Tech., [2]Politecnico di Milano, [3]LANE Tokyo Tech.

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

[1M04-07] Tritium behavior and its containment

Chair: Fukada Satoshi (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M04] Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4], Satoshi Fukada[1] （1.Kyushu Univ., 2.Ibaraki Univ., 3.NIFS, 4.Univ. Toyama）

10:50 AM - 11:05 AM

[1M05] Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*Yoshinori Kawamura[1], Yuki Edao[1], Kentaro Ochiai[1], Tsuyoshi Hoshino[1] （1.QST）

11:05 AM - 11:20 AM

[1M06] Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

*yuma ida[1], hideaki matsuura[1], satoru nagasumi[1], kazunari katayama[2], teppei ootsuka[3], minoru goto[4], shigeaki nakagawa[4] （1.kyushu univ., 2.kyushu univ, 3.kinki univ., 4.JAEA）

11:20 AM - 11:35 AM

[1M07] Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1], Kenji Tobita[1] （1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

イメージングプレート法による タングステン堆積層からのトリチウム脱離挙動の観測

Observation of tritium desorption behavior from tungsten deposition layer by imaging plate method

*片山 一成[1]，野口 瑞貴[1]，鳥養 祐二[2]，芦川 直子[3]，田口 明[4]，深田 智[1]
[1]九州大学，[2]茨城大学，[3]核融合研，[4]富山大学水素研

本研究では、水素プラズマスパッタリングにより作製したタングステン堆積層とタングステンバルク材をトリチウムと重水素の混合ガスに暴露した。イメージングプレート法により、加熱に伴うトリチウム脱離挙動を観測した。堆積層のトリチウム保持量が、バルク材よりも大きいことを明らかにした。

キーワード：タングステン，堆積層，トリチウム、イメージングプレート

1. 緒言

核融合炉の開発においてトリチウム経済およびトリチウム安全管理の観点から、プラズマ対向壁におけるトリチウム挙動の把握は重要な課題である。スパッタ率及び水素同位体溶解度が小さいことから、プラズマ対向材料としてタングステンが注目されている。しかしながら、タングステン表面のスパッタリングは避けられず、炉内では損耗・堆積が生じる。堆積したタングステンの構造は、元のタングステンとは異なることから、タングステンバルク材のみならずタングステン堆積層におけるトリチウム挙動の把握が必要である。本研究では水素プラズマスパッタ法で作製したタングステン堆積層とタングステンバルク材をトリチウムガスに暴露し、その後の加熱に伴うトリチウム脱離挙動をイメージングプレート法で観測した。

2. 実験

高周波水素プラズマによってタングステン板をスパッタリングし、タングステン基板上に堆積層を形成させた。この試料を石英管内に充填し、真空下 573K にて 3 時間加熱脱ガス後、573K で 3 時間　水素＋重水素混合ガス(7.2%T)に暴露した。その後大気に触れさせることなく、アルゴン雰囲気のグローブボックス内にてイメージングプレート法によるトリチウム測定を行った。その後、真空雰囲気での加熱とイメージングプレート法によるトリチウム測定を繰り返した。比較のため、タングステンバルク材についても同様な実験を行った。また、トリチウムガス暴露温度 773K にて同様な実験を行った。

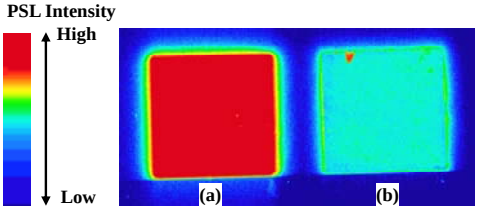


Fig.1 トリチウムガスに暴露した(a)堆積層と(b)バルク材の IP 像

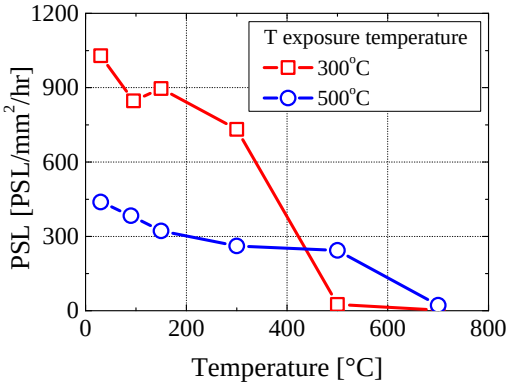


Fig.2 加熱温度と PSL 強度変化

3. 結果及び考察

Fig.1 に 300℃でのトリチウム暴露後の堆積層とバルク材の IP 像を示す。バルク材よりも堆積層中のトリチウム保持量が大きいことがわかる。堆積層はタングステンの微結晶粒から成り、高い粒界密度を持つことから、トリチウムは結晶粒界に保持されていると考えられる。Fig.2 に 300℃及び 500℃でのトリチウムガス暴露後の加熱温度とトリチウム濃度を示す PSL（揮尽発光）強度の変化を示す。暴露時の温度が高い方が、初期トリチウム保持量は少ないことがわかった。またトリチウム回収には、暴露時よりも高い温度での加熱が必要であることがわかった。

*Kazunari Katayama[1], Mizuki Noguchi[1], Yuji Torikai[2], Naoko Ashikawa[3], Akira Taguchi[4] and Satoshi Fukada[1]
[1]Kyushu Univ., [2]Ibaraki Univ., [3]NIFS, [2]Univ. Toyama

固体増殖ブランケットから放出されるトリチウムの測定

Measurement of tritium released from solid breeder blanket

*河村 繕範，枝尾 祐希，落合 謙太郎， 星野 毅
量研機構

ブランケット模擬体にスイープガスを流しながら核融合中性子照射し、生成放出されるトリチウムを測定する実験を行った。トリチウム測定では、ガス中の成分の放射化を考慮する必要があることが明らかとなった。

キーワード：固体増殖ブランケット，トリチウム計測、放射化、ITER テストブランケットシステム

1. 緒言

リチウムタイタネートを充填したブランケット模擬試験体にスイープガスを通気しながら核融合中性子を照射し、放出されるトリチウムを計量計測している。電離箱によるガス中トリチウム濃度実測値と、ガス洗浄瓶に回収したトリチウムから評価したトリチウム濃度に 5 倍程度の差が生じたことについて実験検証した。

2. 実験及び結果

図 1 に実験体系を示す。試験体から流出するガス中のトリチウムは、電離箱 1 (IC-1)で全量測定後、ガス洗浄瓶 1 で HTO 成分が捕集される。その後 HT 成分が IC-2 で測定され、触媒で HTO に変換後ガス洗浄瓶 2 に捕集される。ガス洗浄瓶に捕集されたトリチウムは液体シンチレーションカウンター(LSC)で計量した。IC 出力換算値と LSC 計量に基づく値の開きの原因が、ITER でも懸案となっている ^{16}N の生成によるものと仮定し、IC-1 到達時点の ^{16}N 残存量が 1/10 となるよう配管長を変更し濃度の変化を観察した。図 2 は配管延長後の IC 出力と LSC 計量の比較である。従来配置に比べ IC-1 出力（HTO+HT）と IC-2 出力（HT）の差が減少し、短半減期成分減衰の影響と考えられる。一方、IC と LSC の出力の差は依然として 2 倍程度存在した。

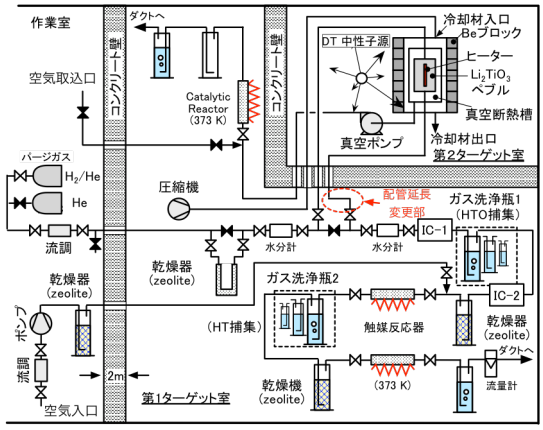


図 1 実験装置体系概略図

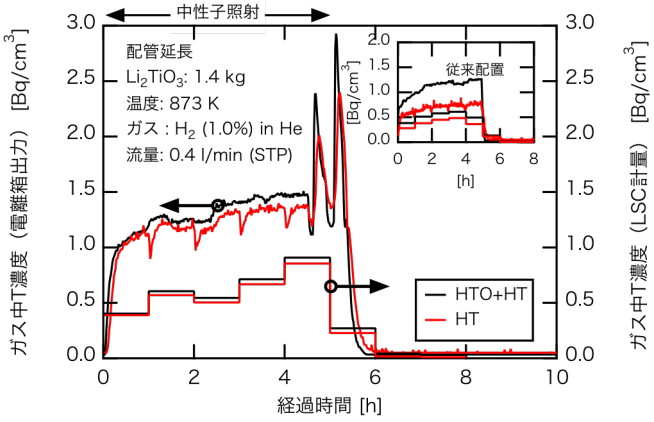


図 2 配管延長後の電離箱出力と LSC 計量結果の比較

3. 結論

配管長を長くすることで、電離箱 1 の出力が改善された。核種同定には至ってないが、ITER テストブランケットシステムでの TBM 直近への電離箱の設置は精査を要する。

*Yoshinori Kawamura, Yuki Edao, Kentaro Ochiai and Tsuyoshi Hoshino
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

高温ガス炉用 Li 装荷試験体におけるトリチウム生産･閉じ込め性能の評価

Tritium production and containment performance of lithium rod test module for high temperature gas-cooled reactor

井田祐馬 [1)]、松浦秀明 [1)]、長住達 [1)] 片山一成 [2)] 大塚哲平 [3)] 後藤実 [4)] 中川繁昭 [4)]
九大院工 [1)]、九大総理工 [2)]、近大理工 [3)]、JAEA[4)]

高温ガス炉を用いた初期核融合炉用トリチウムを生産する方法を検討している。今後、照射試験を実施し、その有効性、安全性を確認する必要がある。照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、照射試験用 Li 装荷ロッドの設計に必要な、トリチウム生産・閉じ込め性能を評価したので報告する。

キーワード：トリチウム、高温ガス炉、Li 装荷試験体

1. 緒言

DT 核融合原型炉に必要な初期装荷用トリチウムの供給方法は明確にされていない。我々はトリチウムの供給方法の一つとして、高温ガス炉を用いたトリチウム生産法を提案している[1]。トリチウムは炉心内に Li 化合物を装荷し生産される。高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)[2]を想定してトリチウム生産用 Li ロッドでのトリチウム生産性能や閉じ込め性能の評価が行われてきた[3]。次のステップとしてこれまでの評価値の妥当性を、照射試験を行うことにより確認する必要がある。照射試験を行う上で、使用する照射試験用ロッドの最適な設計を行うために、照射炉を含むいくつかの照射環境を想定して、温度、中性子束、Li 装荷試験体の直径・Al_2O_3 層・$LiAlO_2$ 層・中空部の半径の違いが Li 試験用ロッドのトリチウム生産・閉じ込め性能に及ぼす影響を評価した。

2. 解析方法及び計算モデル

今回想定した照射炉は、試験体装荷の観点から、軽水減速炉（JAEA の JMTR、カザフ WWR-K 炉等）と高温ガス炉（JAEA の HTTR）である。計算コードとして MVP を使用し[4]、核データは JENDL-4.0 から引用した。中空円筒状の $LiAlO_2$ を Al_2O_3 で被覆し、さらに炉内へのトリチウム流出を防ぐために Al_2O_3 製の被覆管で覆ったものを Li 装荷試験体とする。中空部は真空で 2 ヶ所あり、内側を中心中空部、外側を外縁中空部とする。上下は、厚さ 25 mm の Al_2O_3 で被覆する。評価を行う上で必要なトリチウムの拡散効果は、実験で得られた Al_2O_3 の拡散係数・溶解度定数[5]を用いて評価した。

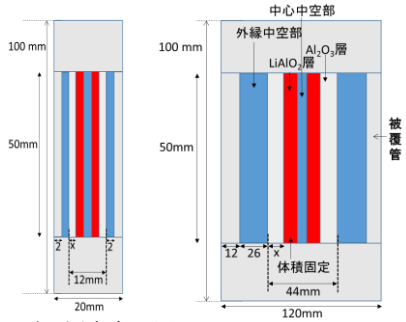


図 1 軽水減速炉用試験体 φ20mm

図 2 高温ガス炉用試験体 φ120mm

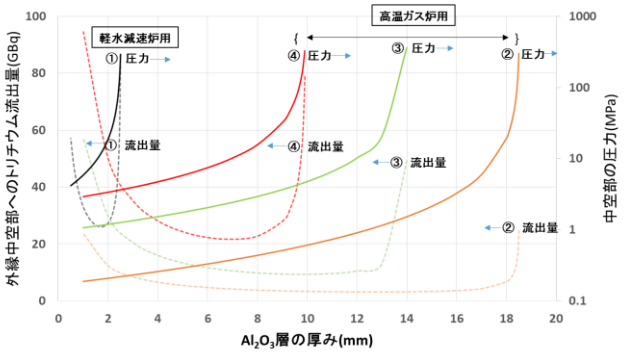


図 3 Al_2O_3 層の厚み(図 1 及び 2 中 x)に対する被覆管内へのトリチウム流出量と中空部の圧力の関係

3. 結果

図 1 及び図 2 に照射(軽水減速)炉用 Li 装荷試験体、HTTR 用 Li 装荷試験体の構造と標準となる試験体寸法を示す。Li ロッドの温度 800 K、照射日数 30 日、平均中性子束 5.0×10^{14} /cm²/s とした。照射試料(中心中空部・$LiAlO_2$ 層・Al_2O_3 層)の直径は軽水減速炉用 12 mm、高温ガス炉用 44 mm に固定した。図 3 に Al_2O_3 層の厚み(図 1 及び 2 中の x)に対する外縁中空部へのトリチウム流出量・中空部の圧力の影響示す。図では、①･②$LiAlO_2$ 装荷量 0.00534 mol、③装荷量 0.028 mol、④装荷量 0.064 mol、の 3 パターンを想定した結果を示し、各パターンにおいて $LiAlO_2$ 装荷量は一定とした。Al_2O_3 層の厚みが大きくなるに従いトリチウム流出量が小さくなるが、厚みが増えるとある点で急激に流出量が増大する。これは Al_2O_3 層を厚くすることで $LiAlO_2$ 層が内側へ移動し、中心中空部の半径が小さくなる（中空部の内部圧力が大きくなる）ためである。Al_2O_3 層の厚みが増加することに伴う中空部の圧力上昇により、トリチウム流出量が増大するが、Li 装荷量を減らすことで流出量は調整可能である。図に示した条件下では、トリチウム生産量は 0.01g~0.12g 程度である。自己遮蔽効果により Al_2O_3 層が厚くなるほど生産量が減少する傾向がある。平均中性子束、温度がトリチウム生産･流出量へ及ぼす影響については、発表にて議論する。

Yuma Ida[1],Hideaki Matsuura[1], Satoru Nagasumi[1]
Kazunari Katayama[2],Teppei Otsuka[3],Minoru Goto[4]
and Shigeaki Nakagawa[4]
Kyushu Univ.[1] Kyushu Univ.[2] Kindai Univ.[3] JAEA[4]

[1] H. Matsuura,et al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012) 95.
[2] T. Nakata, et al., JAERI-Tech, **087** (2002).
[3] H. Nakaya, et al., Nucl. Eng. Des., **292** (2015) 277.
[4] Y. Nagaya, et al., JAERI-Tech, **1348** (2005).
[5] K. katayama, et al., Fusion Sci. Technol., **68** (2015) 62.

BA 原型炉における放射性物質閉じ込め障壁としての真空容器の健全性

Integrity of the vacuum vessel as a primary confinement barrier of a fusion DEMO reactor studied in the BA

*中村 誠[1], 染谷 洋二[1], 渡邊 和仁[1], 飛田 健次[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

炉内機器崩壊熱除熱喪失に対する真空容器の熱水力応答を解析し、事故時におけるその健全性を評価した。

キーワード：核融合原型炉、安全性、真空容器、放射性物質閉じ込め障壁、崩壊熱除熱喪失、冷却水侵入

1. 緒言

トカマク型核融合原型炉において真空容器(VV)は炉内放射性物質に対する 1 次閉じ込め障壁であるため、事故時においてその閉じ込め機能の確保が求められる。本研究の目的は、事故時における VV への加熱や加圧荷重に対する VV の健全性を明らかにし、放射性物質の閉じ込め方策を提示することである。

2. 崩壊熱除熱喪失に対する真空容器と炉内機器の過渡応答解析

原型炉（核融合出力 1.5 GW、大半径 8.5 m）の崩壊熱除熱喪失に対する閉じ込め方策を構築するために、VV 冷却系の除熱機能に着目した。炉内機器冷却水の全量喪失、さらに外部電源喪失を想定し、自然循環方式 VV 冷却系（入口温度 100℃、圧力 1.8MPa）による除熱方式を評価した。事故時熱水力解析 MELCOR コード核融合版 [1]を用いて、炉内機器、VV シェル、VV 冷却系の熱水力応答を統合的に解析した。ここでは冷却系除熱能力を感度解析変数とした。機器配位と伝熱経路の模式図を図 1 に示す。

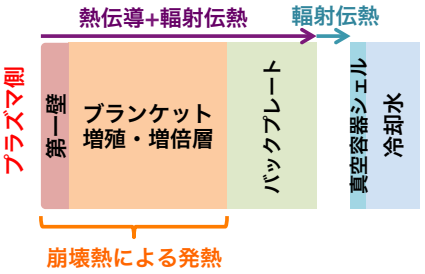


図 1　機器配位と伝熱経路の模式図

除熱能力 3 MW の空冷塔の場合における各機器の温度応答の解析結果を図 2 に示す。第一壁の最高温度は 1,100℃（炉停止後約 3 日）であるが、VV シェルの温度上昇幅は通常運転時の温度から約 20℃に収まることが分かった。このとき、VV 冷却水の温度上昇は 30℃程度、圧力上昇は 292 kPa であり、安全弁作動圧力（設計値 2.4 MPa）よりも十分に余裕がある。

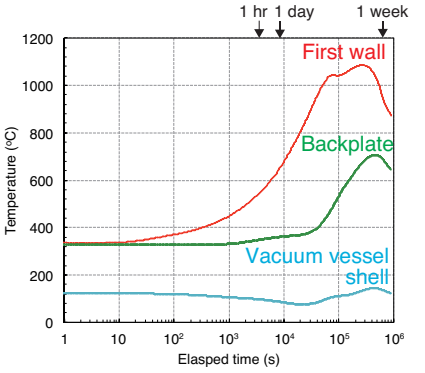


図 2　炉内機器と真空容器温度の経時変化

3. 結論

以上から、崩壊熱除熱喪失による加熱に対して、自然循環冷却系により VV の冷却は受動的に確保できる見通しを得た。

講演では炉内機器の緊急冷却方策の検討結果も報告し、崩壊熱除熱喪失事象に対する VV の健全性を議論する。

参考文献

[1] B.J. Merrill, et al., Fusion Eng. Des., 85, 1479 (2010).

*Makoto Nakamura[1], Youji Someya[1], Kazuhito Watanabe[1] and Kenji Tobita[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1M08-11] Fusion reactor materials (ferritic steels and neutron multiplier materials)

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M08] Effcts of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*Takeshi Kanda[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Yuuki Asakura[2], Tamaki Shibayama[3], Hiroyasu Tanigawa[4] (1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, 3.Hokkaido University, 4.QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M09] Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*Chisei Morimoto[1], Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2] (1.Hokkaido Univ., 2.QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M10] Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1], Shigehito Isobe[1] (1.Hokkaido Univ. Engineering)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M11] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], *Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

F82H 鋼 HIP 接合材の界面近傍微細組織への脱気処理プロセスの影響

Effects of Degassing Process for Microstructure of Near Interface on HIPed F82H Steel Joints

*神田 健[1], 中里 直史[1], 岸本 弘立[1], 朝倉 勇貴[2], 柴山 環樹[3], 谷川 博康[4]
[1]室蘭工業大学, [2]OASIS, [3]北海道大学, [4]QST

異なる表面処理方法を施した F82H 鋼に HIP 接合前脱気処理と同様な熱処理を行い、表面近傍における微細組織評価を行った。
キーワード：F82H, HIP 接合, 脱気処理, 表面処理

1. 緒言

現在建設中の ITER には F82H 鋼を第一壁構造材料として用いた TBM が装荷予定であり、TBM は HIP 接合により作製される。HIP 接合部にはケイ素酸化物が形成され、接合部の靭性は母材と比較して低い靭性を示す。これまでの研究から、ケイ素酸化物は HIP 接合前表面処理により抑制できることが分かっているが、ケイ素酸化物の形成メカニズムはわかっていない。本研究ではケイ素酸化物の形成メカニズムの解明を目的とし、異なる表面処理を施した F82H 鋼に HIP 接合プロセスの前処理である脱気処理と同様な熱処理を行い、熱処理前後における微細組織を評価した。

2. 実験

供試材には F82H 鋼を用いて、10mm×10mm×2.5mm の試験片に加工後、機械研磨、酸洗、電解研磨の 3 種類の表面処理を施した。機械研磨は#320→#800→#1200 の順で行い、酸洗は機械研磨後に 3%塩酸を用いて 1 時間浸漬した。電解研磨は機械研磨後に、陽極に試料、陰極に銅板、電解液には体積比でリン酸:6、硫酸:3、水:1 で混合した溶液を用いて、電圧 6.3V、電流 3A、温度 80℃、時間 5 分の条件で実施した。それぞれの表面処理を施した試料を 2 つずつ用意し、一方には、温度 600℃、保持時間 10 時間、真空度 1.0×10^{-3}Pa の脱気処理条件と同様な熱処理を施した。熱処理前後の試料表面近傍に対し TEM による微細組織観察、EDS、XPS による元素分析を行った。

3. 結果・考察

図 1 に TEM による熱処理前の表面近傍における微細組織を示す。機械研磨材、電解研磨材は比較的に平滑な表面であるのに対し、酸洗では部分的な溶解による凹凸が見られた。表面近傍の粒径は機械研磨材、酸洗材ではそれぞれのバルクに比べ小さくなっている。また、機械研磨材は酸洗材、電解研磨材に比べ表面近傍の粒径が小さいことから加工変質層が存在していると考えられる。熱処理後の試料における EDS の結果から熱処理後の試料表面全体には酸化クロム層が形成され、その厚さは機械研磨熱処理材では約 30nm、酸洗熱処理材および電解研磨熱処理材では約 20nm となった。また、機械研磨熱処理材では酸化クロム層直下でケイ素またはタンタル濃度の高い領域が見られた。XPS の結果については当日発表する。機械研磨と比較して、酸洗あるいは電解研磨による表面処理により、加工変質層は取り除かれ、脱気処理後の表面近傍における原子の拡散を抑制できることが示唆された。

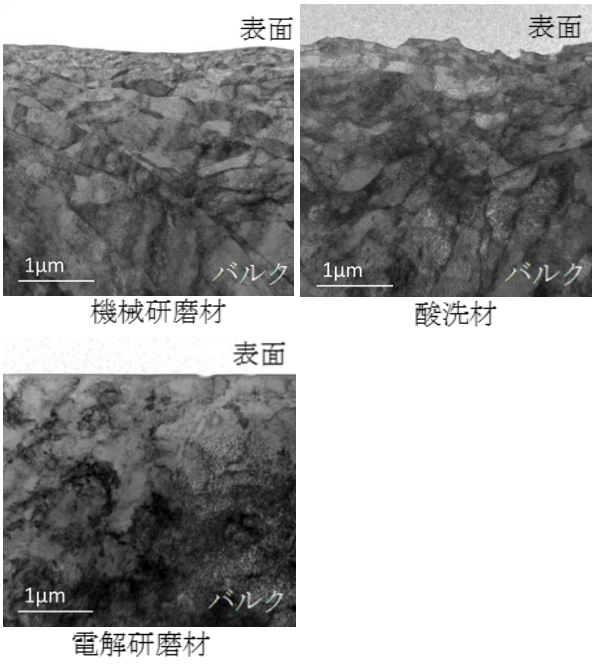


図 1 熱処理前の表面近傍における TEM 像

*Takeshi KANDA[1], Naofumi NAKAZATO[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Yuuki ASAKURA[2], Tamaki SHIBAYAMA[3], Hiroyasu TANIGAWA[4]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, [3]Hokkaido University, [4]QST,

フェライト/マルテンサイト鋼の照射下微細組織変化 に及ぼす粒界の影響

Effect of grain boundaries on microstructural evolution in ferritic/martensitic steels under irradiation

*森本 千誠[1]、橋本 直幸[1]、濱口 大[2]、 谷川 博康[2]、渡辺 淑之[2]
[1]北大院工、[2]量研機構

核融合炉構造材候補材料である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、電子線照射下での微細組織変化に及ぼす粒界・境界の影響を精査した。

キーワード：低放射化フェライト/マルテンサイト鋼、F82H、照射損傷、粒界、シンク効果

1. 緒言

材料中の粒界・境界は照射点欠陥を吸収するシンクサイトとして働くことが知られており、そのシンク強度は、粒界構造に依存すると予想される。本研究では、核融合炉構造材の第一候補である低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H について、照射下での微細組織変化に及ぼす各種粒界の影響を精査することを目的とし、電子線照射下において粒界近傍に形成する二次欠陥(転位ループやボイド)の数密度分布から、二次欠陥の形成・成長に寄与した点欠陥の濃度を有効点欠陥濃度として算出し、点欠陥に対する粒界のシンク効果について検討した

２．実験

粒界のシンク効果を精査するに当たり、粒界以外の点欠陥のシンクサイトを排除するため、TEM 試料（3 mmφ、0.15 mmt）に加工した F82H を 800 ºC で 2 hrs 熱処理して転位を除去した。その後、超高圧電子顕微鏡(JEOL JEM-ARM-1300 ; 加速電圧 1250 kV)を用いて、照射温度 100～400 ºC、損傷速度 5.0 x 10^{-4} dpa/s の条件で試料の粒界・境界近傍に電子線照射を行い、二次欠陥の形成・成長挙動を観察した。

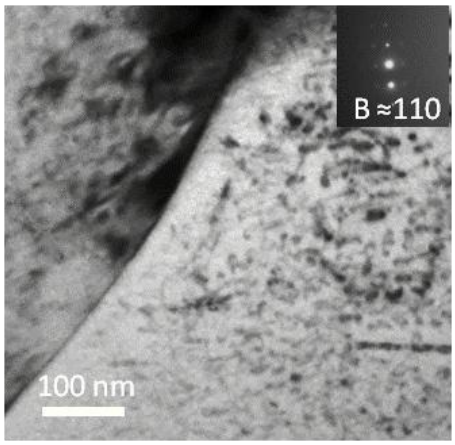


図 1　1.0 dpa 照射時の粒界近傍における明視野像

３．結果・考察

熱処理した F82H の大傾角粒界近傍に 400 ºC、5.0 x 10^{-4} dpa/s で 1.0 dpa まで電子線照射した際の明視野像を図 1 に示す。大傾角粒界近傍において、幅 10 nm 程度の欠陥欠乏領域（defect denuded zone）が確認された。また、明視野像から形成した転位ループのサイズと密度を評価し、転位ループの形成に寄与した格子間原子の濃度を粒界からの距離の関数として図 2 に示した。このグラフから、この温度における大傾角粒界の格子間原子に対するシンク効果は小さいことが判明した。

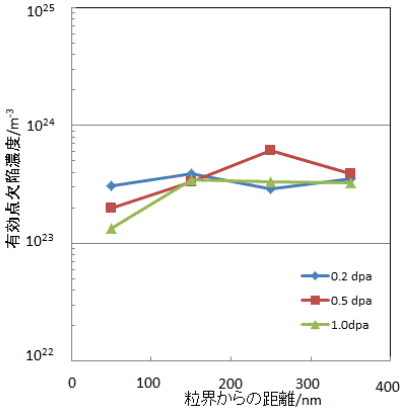


図 2　転位ループ形成に寄与した格子間原子の粒界近傍における濃度変化

*Chisei Morimoto[1],Naoyuki Hashimoto[1], Dai Hamaguchi[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]QST

多層ナノインデンテーション法による FM 鋼のイオン照射硬化の照射量依存の測定

Measurement of dose dependence of irradiation hardening in ion-irradiated ferritic/martensitic steel by means of multi-layer nano-indentation

*澤　厚貴[1]，橋本　直幸[1]，大貫　惣明[1]，礒部　繁人[1]
[1]北大工

多層ナノインデンテーション法は、微小領域の硬度測定が可能であるのみならず、硬度が深さ方向に変化する場合にも適用できる画期的な測定法である。我々は数ミクロン厚さ内に硬度の勾配がある条件で、多層に分割して局所的な硬度を求めることに成功し、これをマルチレイヤー法と提唱している。本研究では、異なる 4 条件でイオン照射した F82H フェライトマルテンサイト鋼に対して多層ナノインデンテーション法を実施し、硬度の照射量依存性を評価した。その結果、本実験で得られた硬度は$(dose)^n$ の関数となり、中性子照射実験の結果と定性的に一致した。つまり、多層ナノインデンテーションにより、ナノレベルの硬度と損傷量の関係を少数の試料から広範囲に求めることに成功した。

キーワード：ナノインデンテーション，イオン照射，フェライトマルテンサイト鋼

1. 緒言

多層ナノインデンテーション法は微小領域の硬度測定が可能なことのみならず、硬度が深さ方向に変化する場合にも適用できる画期的な測定手法であり、我々は数ミクロン厚さ内で硬度に勾配ある試料に対して応用し、多層に分割してローカル硬度を求めること（マルチレイヤー法[1]）に成功した。本研究では、硬度勾配のある試料として、イオン照射した鉄鋼材料（9Cr フェライト・マルテンサイト鋼）に対しマルチレイヤー法を適用し、硬化量の照射量依存の調査を目的とした。

2. 実験方法

照射条件の異なる F82H フェライトマルテンサイト鋼の 4 試料を用意した。そのうち 2 試料は鉄イオンのみ、他の 2 試料は 3 種類のイオン（10.5 MeV Fe^{3+} , 1.05 MeV He^+, 380 keV H^+）を 350℃で照射し、深さ 1 μm での損傷量をそれぞれ 1 および 24 dpa とした。ナノインデンターの押込み深さを 50 ～ 800 nm に設定し、得られた硬度データから Nix-Gao プロットを作成した[2]。続いて、集束イオンビームを用いて表面から 0.6, 1.2, 1.8 μm の深さまでセクショニングし、各領域にナノインデンテーションを実施した。また、透過型電子顕微鏡によりそれぞれの微細組織を観察した。

3. 結論

Fig.1 に各層からの硬度を照射量の関数として示す（赤点、黒点）。同時に HFIR で中性子照射した場合の硬度を併記した(青点) [3]。本実験で得られた硬度は$(dose)^n$ の関数となり、中性子照射の結果と定性的に一致している。このように、多層ナノインデンテーションにより、ナノレベルの硬度と損傷量の関係を少数の試料から広範囲に求めることに成功した。

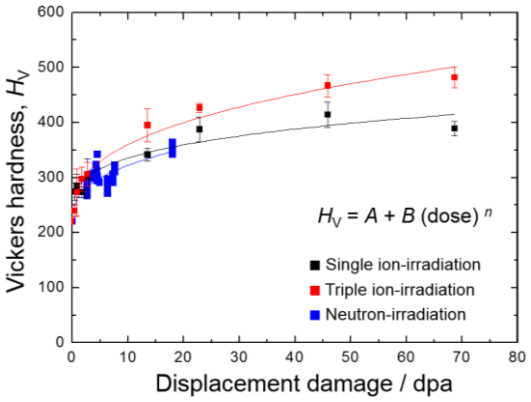


Fig.1 中性子照射とイオン照射における照射量と硬度の関係

参考文献

[1] H. Oka et. al., J. Nucl. Mater, 462 (2015) 470
[2] W.D. Nix, H. Gao, Phys. Solids, 46 (1998) 411
[3] D. Hamaguchi, H. Tanigawa, JAEA

*Atsuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Somei Ohnuki[1] and Shigehito Isobe[1]　[1]Hokkaido Univ. Engineering

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

(21) 表面改質したベリライド微小球の開発及びその特性評価

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(21) Fabrication of Surface-modified beryllides pebble and its characterizations

金宰煥, *中野　優, 赤津　孔明, 中道　勝
量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本発表では、その表面改質処理法の研究開発の現状及びその微小球の特性評価の結果について報告する。

キーワード：原型炉、中性子増倍材、ベリライド、表面改質

1. 緒言：原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。量研機構では、プラズマ焼結合成法によって製造したベリライド電極棒を原料として、回転電極造粒法によって Ti 系や V 系ベリライドの微小球製造に成功した。本研究では、V 系ベリライドに対して適用した、高温水蒸気との反応による水素生成を生じない新たな表面改質技術の開発結果について報告する。

2. 実験法：$Be_{12}V$ は、$Be_{12}Ti$ とは異なり、造粒時の再溶融に伴う包晶反応による組成変化を起こさないことから、$Be_{12}V$ 単相ベリライド微小球を直接造粒することに成功した。今までの水素生成反応試験から得られた知見から、本反応でベリライド表面に形成される酸化物（BeO）層は安定であることが明らかになったことから、この表面 BeO 層を予め形成させることにより水素生成を抑制することができると考え、最適な表面酸化条件を探索した結果、1000ppm 以下の酸素雰囲気で表面酸化処理することによって、表面に安定な BeO 層を形成できることを明らかにした。この表面改質ベリライド微小球を用いて 1273K で 24 時間の Ar+1%H_2O 雰囲気での水素生成量測定試験を３回繰り返し実施した。

3. まとめ：表面酸化処理条件の最適化試験の結果、酸素濃度が 1000ppm 以下で表面酸化処理した場合、約数 μm～十数 μm 程度の安定な BeO 層が形成されるが（図１(a,b)）、10000ppm 以上では微小球表面に V_2O_5 酸化物が形成(図１(c))することが明らかになった。表面改質前後の $Be_{12}V$ 微小球の 1273K で 1%H_2O 雰囲気における水素生成反応試験の結果を図２に示す。表面改質していない $Be_{12}V$ 微小球（図２左の未処理材データ）に対して、安定な BeO 層が形成されている表面改質微小球では、水素生成反応試験を３回繰り返しても水素生成率はバックグランドレベルであり、表面改質によって水素生成を抑制できることを明らかにした。今後は、水蒸気濃度に対する水素生成量の影響等を調べる。

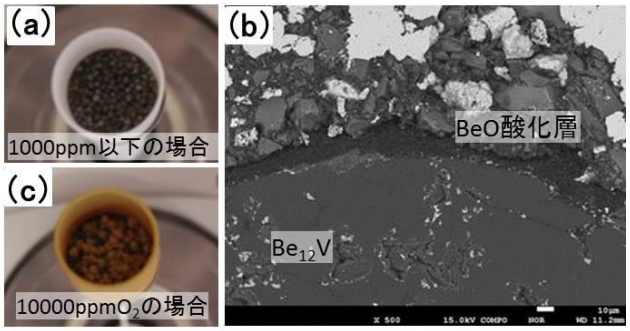


図１　表面改質した微小球とその断面写真

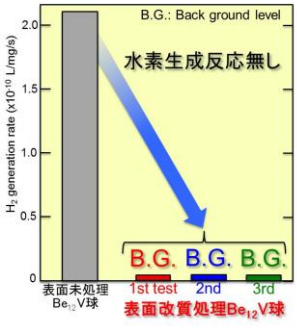


図２　高温水蒸気との水素生成反応率の比較

Jae-Hwan Kim[1], *Suguru Nakano[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, QST[1]

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1M12-16] Fusion reactor materials (SiC and tungsten materials)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 3:50 PM - 5:15 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[1M12] Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

*Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kishimoto[1], Akira Kohyama[2] (1.Muroran Institute of Technology, 2.Muroran Institute of Technology Organization of Advanced Sustainability Initiative for Energy System/Materials)

3:50 PM - 4:05 PM

[1M13] Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1], Shuhei Nogami[1] (1.Tohoku Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1M14] Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1.Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2.Interdisciplinary Graduate Achool of Engineering Sciences, Kyushu University, 3.Institute for Materials Research, Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1M15] Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1], Yasuhisa Oya[1] (1.Graduate School of Shizuoka Univ., 2.IMR, Tohoku Univ., 3.RIAM, Kyushu Univ., 4.HIRC, Univ. of Toyama)

4:35 PM - 4:50 PM

[1M16] Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*Yuki Asakura[1], Hirotatsu KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Jonn-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] (1.Muroran Institute of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

NITE-SiC/SiC 複合材料の高温曝露時間に伴う強度特性

Mechanical Properties of NITE-SiC/SiC Composites Due to Time of High Temperature Exposure

※大林航[1], 中里直史[1], 朴峻秀[2], 岸本弘立[1], 香山晃[2]
[1]室蘭工業大学, [2]室蘭工業大学 OASIS

NITE-SiC/SiC 複合材料を核融合炉構造材料へ適用するためには、高温環境下における安定性の評価が必要である。本研究では NITE-SiC/SiC 複合材料に対し、時間をパラメータとした高温曝露試験を実施し、曝露時間に伴う強度特性の評価を行う。

キーワード: NITE 法, SiC/SiC 複合材料, 高温曝露試験

1. 緒言

室蘭工業大学では、核融合炉用構造材料への適用に向けた NITE-SiC/SiC 複合材料の研究開発を行っている。現在、NITE 法は研究室スケールでの製造技術から量産化を目指した製造技術に移行している。核融合炉内では高い熱負荷、中性子照射、腐食環境下等に曝されるため、構造材料の耐環境性の評価は重要である。しかしながら、量産化グレードの NITE 法により製造した SiC/SiC 複合材料の耐環境性試験のデータについては未だ不十分であるため、早急なデータの蓄積が必要である。高温特性についてはこれまでに短時間の高温曝露試験により評価しているが、核融合炉構造材料の適用に向けてはより長時間の試験も必要である。本研究では、時間をパラメータとした高温曝露試験を実施し、曝露時間に伴う強度特性および微細組織変化を評価することを目的とする。

2. 実験方法

供試材は量産化グレードの NITE 法により作製した一方向繊維強化 (UD)、板状の NITE-SiC/SiC 複合材料である。作製した供試材から引張試験片($40^{L}\times4^{W}\times2^{T}$mm)に加工し、高温曝露試験を実施した。曝露試験条件は温度 1000℃、時間 1～1000h、真空雰囲気中で行った。曝露後試料の評価として、質量測定、アルキメデス法による密度測定、引張試験による強度試験、SEM 及びレーザー顕微鏡を用いた断面及び表面の微細組織観察、EDS を用いた元素分析を行った。

3. 結果・考察

本予稿では曝露時間 1h における高温曝露試験の結果を示す。曝露前後における質量の変化率は-0.5%以下であり、目立った変化ではない。図 1 に曝露前後における試料表面の SEM 画像を示した。組織は大きく線維束領域とマトリックス領域に分けられ、両領域共に曝露後においてもクラック等の発生は観察されず、曝露前の組織を維持している。より高倍率の観察においても目立った組織変化は確認されなかった。曝露後の強度特性としては、引張強度、弾性率の変化率は共に試験前と比較して 3%以下と小さく、曝露前試料と同等の強度特性を維持している。発表では、より長時間の高温曝露試験後の試料の強度特性、および微細組織について報告し、曝露時間をパラメータとした諸特性の変化を議論する。

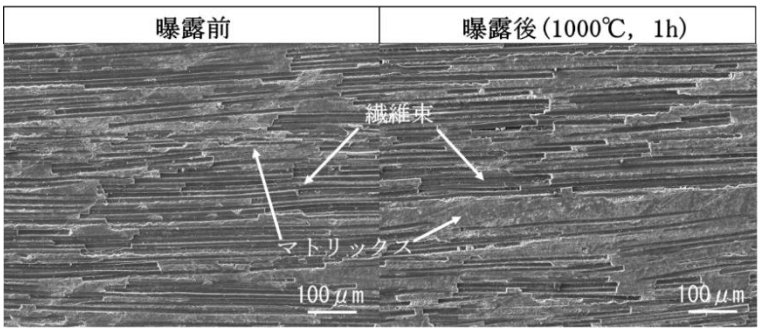


図1 曝露前後における試料のSEMによる表面の観察結果

※Wataru Obayashi[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Hirotatsu Kisihimoto[1], Akira Kohyama[2]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

純タングステン及びタングステン合金の熱履歴による引張特性変化

Tensile property change of pure tungsten and its alloys due to thermal history

*長谷川 晃[1]，梶島 侑馬[1]，福田 誠[1]，土田 航平[1]，野上 修平[1]

[1]東北大・工

核融合炉プラズマ対向材料として期待される純タングステン及びタングステン合金の引張特性及び破壊挙動に及ぼす熱履歴による影響を、引張試験及び引張試験後の試験片の破面観察等により調査した結果を報告する。

キーワード：プラズマ対向材料，タングステン，引張特性，熱履歴

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材料として、現在タングステンが有力な候補である。しかし、プラズマ対向材料は、10 MW/m^2 以上の高い熱負荷を受けると予想され、再結晶脆化による機械特性低下が懸念される。従って、プラズマ対向材料としての信頼性を向上させるためには、機械特性を向上させるとともに、再結晶脆化への耐性を向上させる必要がある。本研究では、純タングステン及び再結晶化等を抑制する効果を期待して作製したタングステン合金に一定の熱履歴を与え、その後の引張試験及び破面観察により、熱履歴が及ぼす引張特性及び破壊挙動への影響と、合金化が及ぼす引張特性への影響の調査を目的とした。

2. 実験方法

供試材は(株)アライドマテリアル製の、純タングステン(P 材)、及びカリウムドープタングステン(K 材)、である(900 ℃、20 分の応力除去熱処理済)。P 及び K 材の圧延率は 80%である。K 材にはカリウムバブルの分散による引張強度向上と再結晶温度の上昇を期待して作製した材料である。各材料に対して 1500 及び 2300 ℃ で 1 時間の熱処理を行い、これに受け入れまま材を含めた 3 種の熱履歴を持った試料に対し室温~1300 ℃ の温度で引張試験を行って引張特性を評価するとともに、試験後の試験片の破面及び平面を SEM により観察した。試験片の厚さは 0.5 mm、平行部の長さと幅は 5 及び 12 mm で、引張試験のひずみ速度は 1×10^{-3} s^{-1}、引張方向は圧延方向と垂直な方向であった。

3. 結果及び考察

図 1 に P および K 材の最大引張強度(UTS)の温度依存性を示す。どちらの材料でも、熱履歴により UTS が低下した。また、K 材は熱履歴に関わらず、P 材よりも平均で約 40%高い UTS を示した。これによりカリウムバブル分散による引張強度の強化が熱履歴後も有効であることが示唆された。破面観察の結果、熱履歴により脆性破壊温度域での破壊様式がへき開破壊から粒界破壊へと変化した。また、延性破壊をする温度に関しては、熱履歴による影響は認められなかった。延性破壊が認められた温度は、熱履歴の有無によらず P 材では 400 ℃ 以上であった。K 材は 2300 ℃ 熱処理材では P 材と同じ 400 ℃であったが、1500 ℃熱処理材の場合は 300 ℃ と P 材よりも低くなった。講演では上記の他、破面の詳細な観察結果や、熱履歴や合金化が及ぼすタングステンの引張特性変化に関して考察した結果を報告する。

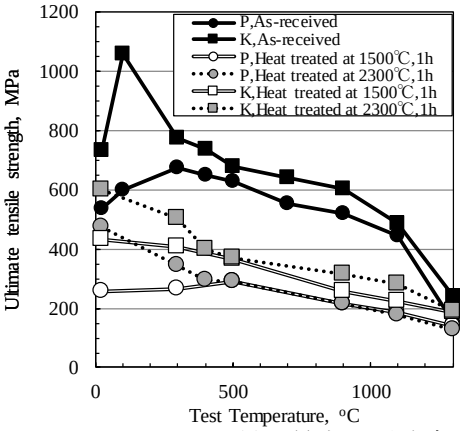


図 1　P 及び K 材の最大引張強度の温度依存性

*Akira Hasegawa[1], Yuma Kajishima[1], Makoto Fukuda[1], Kohei Tsuchida[1] and Shuhei Nogami[1]

[1]Tohoku Univ.

タングステンの強度特性に及ぼすひずみ速度と再結晶の影響

Effects of strain rate and recrystallization on mechanical properties of tungsten

*徳永 和俊[1], 尾崎 浩詔[2], 栗下 裕明[3], 松尾 悟[1], 山崎 正徳[3],
荒木 邦明[1], 長谷川 真[1], 中村 一男[1]
[1]九大応力研, [2]九大総理工, [3]東北大金研

タングステンの強度特性を明らかにするために引張試験及び衝撃試験を行い、ひずみ速度依存性を調べた。さらに、再結晶処理材についても引張試験を行い、再結晶の影響を調べた。

キーワード：タングステン, 再結晶, 強度特性, 引張試験, 衝撃試験, ひずみ速度, 再結晶

1. 目的

ITER や原型炉のダイバータ板の表面材料としてタングステンが使用される計画である。ダイバータ板の表面はプラズマからの高熱・高粒子負荷を受け、損傷が発生することが懸念される。特に、熱負荷では、定常熱負荷時やディスラプション、ELMs 時に高熱負荷を受け、その際発生する熱応力により損傷が発生することが考えられる。このような損傷に対する材料の耐性評価を行うために、まず、タングステンの基本的な強度特性を調べる必要がある。本研究では、これまで行ってきた ITER grade W（応力除去処理材）の引張試験について、ひずみ速度依存性を調べた。また、高熱負荷に伴う再結晶脆化の影響を調べるために、ITER grade W の再結晶処理材についても引張試験を行った。さらに、ディスラプション時の負荷速度に対応する衝撃試験を行った。

2. 実験方法

引張試験片は、ITER grade Wの板材から、圧延面に平行な表面をもち、圧延方向に平行な試験片（L-R type）と圧延方向に垂直な試験片（T-R type）を切り出し、全面を機械研磨した。また、真空中で 1800℃、1 時間焼鈍することにより再結晶処理を行った。微小試験片の寸法は、平行部の長さ 5.0 mm、幅 1.2 mm、厚み 0.5 mm である。引張試験時の初期ひずみ速度は 2 x 10^{-4} s^{-1}、2 x 10^{-3} s^{-1} 及び 2 x 10^{-2} s^{-1} とした。試験温度は、800 ℃、1300 ℃及び 1600 ℃で、引張試験は東北大学金研大洗センターの高温材料試験機を使用し真空中で行った。引張試験後、破断した試料の破面や表面を走査型電子顕微鏡（SEM）を用いて観察した。

3. 結果

図 1 に、L-R type 試験片の 800℃における応力―ひずみ曲線に及ぼす初期ひずみ速度及び再結晶処理の影響を示す。初期ひずみ速度が大きくなっても降伏応力や引張強さはあまり変化せず、伸びはわずかに増加する傾向が認められるが、本試験条件でのひずみ速度依存性は小さいことがわかる。また、再結晶処理材の場合は、未処理材と比較し、引張強さは半分程度に、降伏応力は 30%から 40%程度に低下し、一方、伸びは 5 倍程度増加していることがわかる。これは、再結晶により結晶粒が粗大化すると共に結晶粒内の転位密度が低下することにより軟化したものと考えられる。また、再結晶化に伴い粒界脆化が起こることが知られているが、800℃の高温では、粒界における脆性破壊が発生するよりも粒内での転位のすべり変形が優先されたものと考えられる。

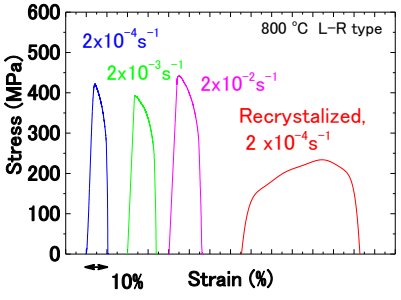


図 1　応力―ひずみ曲線

*Kazutoshi Tokunaga[1], Hiroaki Osaki[2], Hiroaki Kurishita[3], Satoru Matsuo[1], Masanori Yamazaki[3], Kuniaki Araki[1],
Makoto Hasegawa[1] and Kazuo Nakamura[1]
[1]RIAM, Kyushu Univ., [2]IGSES, Kyushu Univ., [3]IMR, Tohoku Univ.

重イオン照射されたタングステン中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布影響

Effect of damage distribution on hydrogen isotope retention behavior for heavy-ion-irradiated tungsten

*藤田 啓恵[1]，植村 有希[1]，桜田 翔大[1]，東 奎介[1]，周 啓来[1]，外山 健[2]，吉田 直亮[3]，
波多野 雄治[4]，近田 拓未[1]，大矢 恭久[1]
[1]静大院総合科学，[2]東北大金研，[3]九大応力研，[4]富山大水素研

タングステン中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布の影響を理解するため、エネルギーの異なる鉄イオンを照射したタングステン中の重水素滞留挙動を評価した。表面付近の欠陥が増加すると、重水素の脱捕捉効果が促進され、安定な捕捉サイト中の重水素滞留量が減少する可能性が示された。

キーワード：タングステン，水素同位体滞留挙動，重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向材料候補であるタングステン（W）には、運転中に 14 MeV 中性子や高エネルギー水素同位体が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトとなる照射欠陥が導入される。中性子照射ではバルクにわたって均一な照射欠陥が導入されるが、表面近傍には荷電交換による高エネルギーイオンの照射により高密度な照射欠陥が導入されるため、照射欠陥分布を考慮した水素同位体滞留挙動評価が必要になる[1]。そこで本研究では、W 中における水素同位体滞留挙動への照射欠陥分布の影響を理解するため、エネルギーの異なる鉄イオンを照射した後に重水素イオン（D_2^+）照射を行い、昇温脱離法（TDS）によって重水素滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取加工 W 試料（直径 6 mm、厚さ 0.5 mm）を高真空下で加熱処理したのち、0.8 MeV 鉄イオン（Fe^+）照射（損傷量 0.1 dpa）に加え、6 MeV Fe^{2+}照射（損傷量 0.03, 0.1 dpa）を行った。それらに 1 keV D_2^+を照射し、TDS で D 滞留挙動を評価した。

3. 結果・考察

図に各試料の TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1、2、3、4 をそれぞれ表面吸着または転位ループによる捕捉、原子空孔、原子空孔集合体、ボイドへの捕捉と帰属した。表面吸着または転位ループによる D 滞留量は損傷量によって変化せず、飽和していることが示唆された。また、0.8 MeV Fe^+照射によって表面付近の損傷量が増加したにもかかわらず、原子空孔集合体による D 滞留量が大きく減少し、一方で原子空孔による D 滞留量はわずかに増加していることがわかった。これらのことから、表面付近の欠陥が増加すると D の脱捕捉効果が促進され、原子空孔集合体などの安定な捕捉サイト中の D 滞留量が減少する可能性が示唆された。

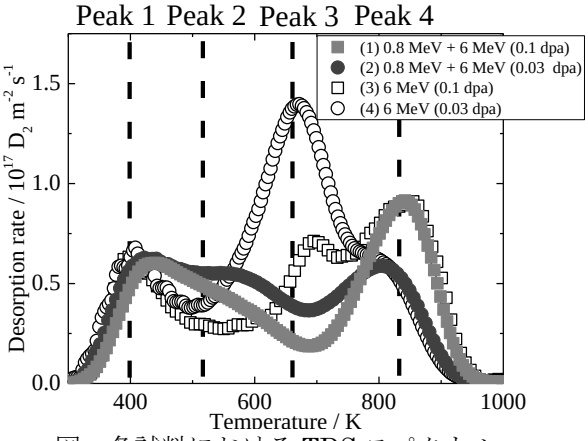


図　各試料における TDS スペクトル

参考文献

[1] Hiroe Fujita, Yasuhisa Oya, et al., Physica Scripta, T167 (2016) 014068

*Hiroe Fujita[1], Yuki Uemura[1], Shodai Sakurada[1], Keisuke Azuma[1], Qilai Zhou[1], Takeshi Toyama[2], Naoaki Yoshida[3], Yuji Hatano[4], Takumi Chikada[1] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]IMR Tohoku Univ., [3]RIAM Kyushu Univ., [4]HIRC Univ. of Toyama.

W/SiC 接合材の熱特性と微細組織の評価

Thermal Property and Microstructural Investigation of W/SiC Joints

*朝倉 勇貴、岸本 弘立、中里 直史、朴 峻秀、香山 晃
室蘭工業大学

SiC/SiC 複合材料をダイバーターで使用するためには、プラズマ損耗から守るためにアーマー材としてタングステンを使用する。タングステンと SiC の拡散接合の研究で接合が可能であることが示されているが、本研究は界面近傍の微細組織と W/SiC クラッド材の伝熱特性についての評価と議論を行う。

キーワード：ダイバーター、SiC、タングステン、接合

1. 緒言：核融合炉ではプラズマ対抗面をタングステンとすることが考えられており、ITER ではフルタングステンダイバーターが計画されているが、DEMO 炉以降については構造材として SiC/SiC 複合材料、ダイバーターのアーマー材としてとしてタングステンを使用するデザインがある。タングステンと SiC の接合では両者の熱膨張率が近いためにインサート材を用いない拡散接合が可能であり、接合部には数十マイクロメートル程度の拡散相が形成される。本研究では W/SiC の熱的データを取得し、FEM 解析と比較しながら W/SiC 接合部の熱的安定性について議論する。

2. 実験：ヘキサロイ SiC 板材とタングステン板材を、ホットプレス装置により Ar 雰囲気中 1800℃、20MPa で 1 時間加圧して製作した拡散接合材を実験に使用した。熱特性の取得は平板比較法及びレーザーフラッシュ法で実施した。有限要素解析ソフト ANSYS を用いた定常伝熱解析は ARIES-AT のダイバーターの条件を参考にして 3.5 ㎜厚タングステン板に 0.5 ㎜の SiC 板を張り合わせた簡単なモデルで実施し[1]、界面部に特性未知の厚さ 50μm の界面反応相を設けた。計算においてはタングステンの熱伝導度は暫定的に一定とし、SiC については非照射、および 800℃で 4.3dpa 照射した材料の熱伝導度データ[2]を入力して熱分布を検討した。

3. 結果・考察：図 1 に W/SiC 接合界面の EPMA 像を示す。界面部にはおよそ 50μm の界面反応相が生じており、W-Si と W-C の腕状組織が交互に分布している。図 2 はタングステン側に 1150℃、SiC 側に 950℃とした場合の定常伝熱解析のイメージである。タングステン、SiC が非照射の場合は界面部は 1060℃前後の温度となり、この温度域での界面層の長時間の組織安定性評価の必要性が示唆される。照射によってタングステンおよび SiC の熱伝導度が低下すると、界面近傍の温度は低下する傾向があるが、この場合は除熱性能の低下を意味するので非定常伝熱解析あわせた接合材の評価が必要である。

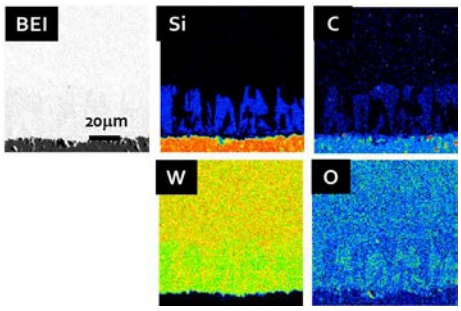


図 1　W/SiC 拡散接合界面の EPMA 像

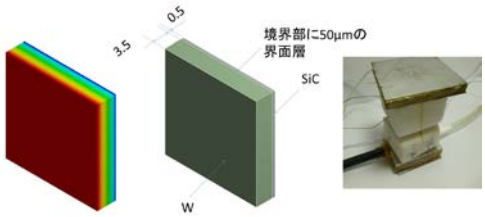


図 2　W/SiC の定常伝熱解析と平板法による熱伝導度評価治具

参考文献

[1] A.R. Raffray, et.al., “Design and material issues for high performance SiC/SiC-based fusion power cores,” Fusion Eng. Des. 55 (2001) 55–95.

[2] L. L. Snead, et.al., “Handbook of SiC properties for fuel performance modeling,” J. Nucl. mater., 371 (2007) 329–377.

*Yuki Asakura, Hirotatsu Kishimoto, Naofumi Nakazato, Joon-Soo Park, Akira Kohyama
Muroran Institute of Technology.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N01-05] Neutron capture reaction

Chair: Toshiyuki Shizuma (QST)

Wed. Sep 7, 2016 10:00 AM - 11:20 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N01] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IAWAMOTO[1], Yasuhiro TSUBATA[1], Tatsuro MATSUMURA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[1N02] Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1N03] Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241 using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*Tatsuya Katabuchi[1], Masayuki Igashira[1], Kazushi Terada[2], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Taro Nakao[2], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Hideo Harada[2], Jun-ichi Hori[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Kyoto University)

10:30 AM - 10:45 AM

[1N04] Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*JEAHONG LEE[1], Jun-ichi HORI[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

10:45 AM - 11:00 AM

[1N05] Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors

*Atsunori Terashima[1], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.University of California, Irvine)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ImPACT Project における Cs 同位体の中性子捕獲断面積測定研究 （1）研究開発計画

Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(1) R & D plan

*中村詔司，木村　敦，ブライアン・山田・ヘールズ，岩本　修
津幡靖宏，松村達郎
原子力機構

ImPACT 事業における JAEA のプロジェクト研究として、Cs 同位体、特に Cs-135 の中性子捕獲断面積測定研究を進めている。本プロジェクト研究の全体計画、研究項目と進捗について報告する。

キーワード：ImPACT，核変換，長寿命放射性核種，中性子捕獲断面積，ANNRI

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物にかかわる環境負荷低減技術の基礎データとして、長寿命放射性核種の中性子核データが求められている。高レベル放射性核種に対し低減化、資源化を目指した革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」事業が平成 26 年 10 月より開始され、その事業の中の「核反応データ取得(Project 2)」で、JAEA のプロジェクト研究として「J-PARC/MLF/ANNRI における中性子捕獲反応断面積測定研究」を開始した。

2. 研究計画の概要

本プロジェクト研究では、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種(LLFP)のうち、Cs-135（半減期230万年）を選定し、中性子捕獲反応断面積を測定する。Cs-135を測定する際には、試料中に化学的に分離できないCs-137が不純物として混在する可能性があり、Cs-135のデータを精度良く測定するためには、不純物であるCs-137の寄与を分ける必要がある。このために、併せてCs-137等の同位体核種の中性子捕獲断面積データも測定する。また、試料の入手が困難なLLFP核種のうちSe-79について、試料整備の可能性検討を行なう。

本プロジェクト研究では、以下の項目について、研究開発・検討を行なう。

①放射性密封線源（Cs-135,Cs-137試料）の整備
②測定予備試験（Cs-133試料を用いた試験）
③測定本試験（J-PARCでのCs-135,Cs-137試料を用いた試験）
④Se-79試料整備の可能性検討

本発表では、ImPACT事業における本プロジェクト研究の開発計画の概要について、研究の背景、データの現状、スケジュールなどと併せて、現時点における進捗について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

---

* Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Brian Yamada Hales, Osamu Iwamoto, Yasuhiro Tsubata, Tatsuro Matsumura
Japan Atomic Energy Agency

ImPACT Project における Cs 同位体の中性子捕獲断面積測定研究
（2）^{133}Cs 中性子捕獲断面積測定

Research on neutron capture cross-sections of Cs isotopes in ImPACT project

(2) Measurement of the neutron capture cross-section of ^{133}Cs

*ブライアン・山田・ヘールズ，中村詔司，木村　敦，岩本　修

原子力機構

ImPACT プロジェクトの一部として J-PARC にて熱領域から熱外領域にかけて ^{133}Cs の中性子捕獲断面積を測定した。JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.1 に採用されている共鳴が得られた実験データに観測されなかった。得られた中性子捕獲断面積及び共鳴について発表する。

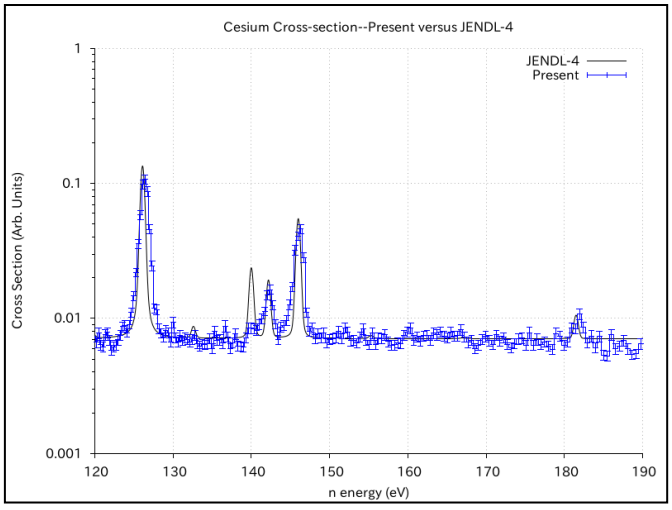
キーワード：ImPACT，中性子捕獲断面積，ANNRI，Cs-133，TOF

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の大強度中性子を利用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種（LLFP）のうち、^{135}Cs（半減期 230 万年）の中性子捕獲反応断面積を測定する計画である。更に、^{135}Cs を測定する際に、試料中に化学的に分離できない核分裂生成物 ^{133}Cs（安定核種）及び ^{137}Cs（半減期 30 年）が不純物として混在する。そこで、^{135}Cs のデータを精度良く測定するために、^{133}Cs の断面積測定を実施した。

2. 実験及び解析

J-PARCの物質・生命科学実験施設ビームラインBL04「ANNRI」を用い、熱領域から熱外領域(約1 keV)の中性子エネルギー領域で中性子飛行時間法を用いて^{133}Csの捕獲断面積を測定した。測定試料は中性子源から21.5 mの位置に設置した。試料から放出される捕獲ガンマ線はANNRIのGeスペクトロメータで測定した。検出器からの信号は飛行時間(TOF)及び波高(PH)の二次元データとして１イベント毎に記録した。測定に用いた^{133}Cs試料の化学形態はCs_2CO_3であり、粉末をプレスしペレット状態に成形した。Csペレットは直径5.04 mm、厚さ0.329 mmの円盤であり、その重量は17.2 mgである。入射中性子のエネルギースペクトルを導出するために、^{10}Bの試料の測定を行い、^{10}B(n,αγ)^{7}Li反応で放出される478 keVガンマ線を測定した。バックグラウンドを差し引くために試料無しの測定を行った。また、断面積の絶対値を導出するために金試料の測定を行った。図は暫定的に得られた捕獲断面積とJENDL-4.0の評価値を比較している。JENDL-4.0に採用されている共鳴のうち、２つの共鳴(140 ev及び373 eV)が得られた実験データに観測されなかった。現在、不感時間補正、試料で散乱された中性子によるバックグラウンドの差し引き、断面積の規格化を進めている。本発表では、実験と解析結果の詳細について報告する。



本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

* Brian Yamada Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura, Osamu Iwamoto
Japan Atomic Energy Agency

J-PARC/ANNRI-NaI(Tl)検出器を用いた Am-241 の中性子捕獲断面積の測定

Measurement of Neutron Capture Cross Section of Am-241
Using ANNRI-NaI(Tl) Spectrometer at J-PARC

*片渕 竜也[1]，井頭 政之[1]，寺田 和司[2]，木村敦[2]，中村 詔司[2]，
中尾 太郎[2]，岩本 修[2]，岩本 信之[2]，原田 秀郎[2]，堀 順一[3]
[1]東京工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]京都大学

J-PARC/MLF/ANNRI において NaI(Tl)検出器を用いて飛行時間法により ^{241}Am の中性子捕獲断面積の測定を行った。熱領域から共鳴領域の断面積を導出し、過去の実験値、評価値と比較した。結果について報告する。

キーワード：Am-241、中性子捕獲断面積、飛行時間法、NaI(Tl)検出器、J-PARC、ANNRI

1. 緒言

現在提案されている核廃棄物中のマイナーアクチニドの核変換処理において ^{241}Am は重要な対象核種の一つである。核変換処理システムを設計するにあたって広い中性子エネルギー範囲にわたって精度の良い中性子断面積データが不可欠である。そのため、本研究において J-PARC の高強度パルス中性子ビームを用いて ^{241}Am の中性子捕獲断面積の測定を行った。

２．実験・結果

実験は J-PARC の物質・生命科学実験施設（MLF）の中性子核反応測定装置（ANNRI）を用いて行った。飛行距離 27.9 m の位置に ^{241}Am 試料を設置して捕獲ガンマ線の測定を行った。試料からの捕獲ガンマ線は NaI(Tl)検出器を用いて検出した。標準試料として ^{197}Au、中性子スペクトルの測定のためにホウ素試料、バックグラウンド決定のためにダミーケースを用いた測定も行った。計測はこれまでに開発したパルス幅測定に基づく方法で行った。そのためのデータ収集装置として FAST ComTec 社製 MPA4T を使用した。これまでに確立したパルス幅測定法により、不感時間補正やパルス幅から波高への変換を行った。バックグラウンドの差し引きを行い、波高重み法を適用することで中性子捕獲断面積を得ることができた。得られた結果を過去の実験値及び核データライブラリの評価値と比較した。講演においては結果及びこれまでの測定値、評価値との比較についての議論を行う。

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

---

*Tatsuya KATABUCHI[1], Masayuki IGASHIRA[1], Kazushi TERADA[2], Atsushi KIMURA[2], Shoji NAKAMURA[2], Taro NAKAO[2], Osamu IWAMOTO[2], Nobuyuki IWAMOTO[2], Hideo HARADA[2], Jun-ich HORI[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto University

BGO 検出器を用いた Eu-151, 153 の中性子捕獲断面積に関する測定的研究

Measurement of Neutron Capture Cross Sections of Eu-151,153 using BGO Detectors

*李 在洪[1], 堀 順一[2], 佐野 忠史[2], 中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学, [2]京都大学 原子炉実験所

京都大学原子炉実験所の電子線型加速器（KURRI-LINAC）において、^{151,153}Eu の中性子捕獲反応断面積を中性子飛行時間（TOF）法により測定した。中性子捕獲γ線の検出器として 12 台の全吸収型 BGO 検出器を用い、^{151,153}Eu の分離共鳴エネルギー領域における中性子捕獲断面積を取得した。^{151}Eu の 3.36eV 共鳴については JENDL-4.0 の評価値が約 2 倍過小評価となっていることを示唆する結果を得た。

キーワード：KURRI-LINAC、中性子捕獲断面積、中性子飛行時間（TOF）、BGO 検出器、Eu-151, 153

1. 緒言　使用済み核燃料取扱施設で最も重要な安全管理の一つに臨界安全管理がある。実態に合った効率的な臨界安全管理を行うためには、使用済み核燃料の燃焼に伴う反応度減少（燃焼度クレジット）を考慮することが必要である。燃焼度クレジットを導入するためには、主要な核分裂生成物（FP）に対する高精度な中性子捕獲反応断面積データが要求される[1]。^{153}Eu は燃焼度クレジット対象核種として選定された核種であり、^{151}Eu は ^{153}Eu 試料中に不純物として含まれるため重要である。先行研究では、C_6D_6 検出器を用いて ^{151}Eu, ^{151}Eu の中性子捕獲断面積の絶対値を熱中性子エネルギーから keV 領域まで測定した[2]。ところが、統計精度を上げるために広いエネルギー幅の平均断面積を測定対象としていたことから、本研究ではより詳細な共鳴解析を行うために、検出効率の高い BGO 検出器を用いることによって、分離共鳴エネルギー領域における ^{151,153}Eu の中性子捕獲断面積測定を行った。

2. 実験　^{151,153}Eu の中性子捕獲断面積の測定は、KURRI-LINAC のパルス光中性子源を用いた。加速器の運転条件は、繰り返し周波数 50 Hz、平均ビーム電流約 13 μA、パルス幅 100 ns とした。測定は TOF 法により行い、測定試料と中性子源の距離は 12.7 m とした。試料からの捕獲γ線測定には、全吸収型検出器として 12 台の BGO 検出器を用いた。また、試料に入射する中性子束を決定するために、^{10}B に対する測定も行った。試料中での中性子自己遮蔽及び多重散乱効果の補正係数を、モンテカルロシミュレーションコード MCNP-5 を用いて求めた。 得られた断面積は、JENDL-4.0 の熱中性子捕獲断面積の評価値に対して規格化した。

3. 結果・考察　^{151}Eu の中性子捕獲断面積の測定結果と JENDL-4.0 及び ENDF-B/VII.1 の比較を図 1 に示す。図 1 から分かるように 3.36eV の共鳴ピークでは、ENDF-B/VII.1 の評価値が JENDL-4.0 の約 2 倍となっている。本実験は 3.36eV 共鳴については ENDF-B/VII.1 を支持する結果となった。約 2.5、3.9eV 近傍に観測された構造は、^{151}Eu 試料中に含まれている不純物 ^{153}Eu（2.4%）の寄与によるものと考えられる。本発表では、不純物の補正も含めたデータ解析とその結果について報告する。

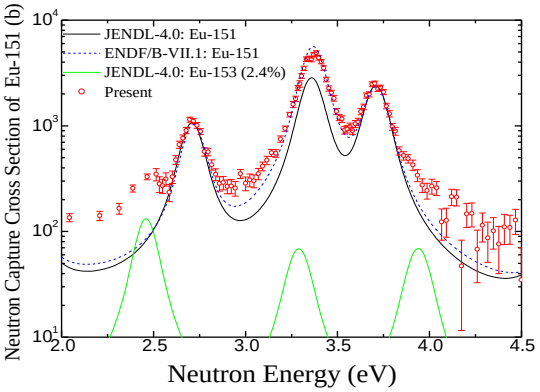


図 1 ^{151}Eu に対する中性子捕獲断面積の比較

参考文献

[1] Nuclear Fuel Cycle Facility Safety Research Committee. [A guide introducing burn-up credit, preliminary version]. 2001; JAERI-Tech 2001-055 [in Japanese].
[2]J. H. Lee *et al*., “Measurement of ^{151,153}Eu Neutron Capture Cross Sections using a pair of C_6D_6 Detectors”, Proc. the 2010 Symposium on Nuclear Data, JAEA-Conf 2011-002, 101-106 (2011).

* Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2] and Ken Nakajima[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

原子炉を利用した全核分裂生成物の元素変換特性 (4) 放射化分析実験と燃焼計算解析による ルテニウム安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証

Basic Research on the Element Transmutation of All Fission Products Using Nuclear Reactors (4) Verification of Nuclear Data on Neutron Capture Cross Section of Stable Isotopes of Ruthenium by Neutron Activation Analysis and Burnup Calculation

*寺島 敦仁[1,2,3]，Mikael Nilsson[2]，小澤 正基[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学，[2]University of California, Irvine，[3]日本学術振興会特別研究員 DC

本研究では、University of California, Irvine の TRIGA®炉での放射化分析実験と MVP–BURN コードを用いた燃焼計算解析によって、特に、ルテニウム安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証をおこなった。

キーワード：核変換，ルテニウム，中性子捕獲断面積，UCI-TRIGA 炉，MVP-BURN コード

1. 緒言：我々は、計算機シミュレーションと原子炉実験の双方に取り組むことで、核分裂生成物の核変換による元素資源創製に関する研究[1,2]を進めている。中性子照射実験によって、計算コード内で使用している核データの精度及び信頼性を検証することは、計算結果の信頼性を担保する上で非常に有益である。本研究では、University of California, Irvine (UCI) の TRIGA®炉での放射化分析実験と MVP–BURN コードを用いた燃焼計算解析によって、ルテニウム(Ru) 安定同位体の中性子捕獲断面積データの検証をおこなった。

2. 研究手法

2-1. 放射化分析実験：Ru 濃度~1000ppm の硝酸溶液試料 1mL を調製し、UCI-TRIGA 炉の炉心外周の回転照射領域にて、出力 250kW で 1 時間の中性子照射を実施した。高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて、照射後試料のガンマ線計測を実施した。計測結果から、生成された放射性同位体 ^{97}Ru、^{103}Ru、及び ^{105}Ru の放射能を計算することで、照射終了時刻における各放射性同位体の生成量 $^{A}N_{\mathrm{exp}}$ を算出した。

2-2. 燃焼計算解析：燃焼計算コード MVP-BURN、及び JENDL-4.0 に基づく MVP 用断面積ライブラリセット MVPLIB_J40 を使用して、Ru 同位体の生成消滅に係る数値計算をおこなった。なお、燃焼チェーンデータ ChainJ40 内に、記載のなかった $^{96, 97, 98, 99}$Ru の取り扱いを追加した。上記の照射実験を模擬して、臨界計算及び燃焼計算解析を実行し、照射終了時刻における各放射性同位体の生成量 $^{A}N_{\mathrm{cal}}$ を算出した。

2-3. 中性子照射量の規格化及び C/E 値の相対評価：^{105}Ru の両結果が $^{105}N_{\mathrm{exp}} = {}^{105}N_{\mathrm{cal}}$ となるように補正することで、中性子の照射量を規格化し、^{97}Ru 及び ^{103}Ru について（^{105}Ru との相対的な）C/E 値を算出した。

3. 結果（中性子捕獲断面積データの検証）：上記 2-3.で求めた C/E-1[%]は、^{97}Ru: -10%、^{103}Ru: 22%となった。なお、^{102}Ru の熱中性子捕獲断面積 $^{102}\sigma_{\gamma(\mathrm{thermal})}$については、JENDL-4.0 での評価値(1.48[b]) が、他のライブラリや最近得られた測定値(1.24[b])[3]よりも 20%程度大きな値となっている。上記 C/E 値から簡易的に推定した $^{102}\sigma_{\gamma(\mathrm{thermal})}$は 1.22[b]となり、本検証は JENDL-4.0 よりも文献[3]らの値をサポートする結果となった。

謝辞：本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院、及び JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] M. Ozawa, C.Y. Han, T. Kaneshiki, and M. Nilsson, Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (GLOBAL2013), Salt Lake City, Utah, USA, Sept.29-Oct.3, 2013, pp.1499-1503 (2013).

[2] A. Terashima and M. Ozawa, *Nucl. Sci. Tech.* **26**(1), S010311 (2015).

[3] F.F. Arbocco, P. Vermaercke, K. Smits, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **302**(1), pp.655-672 (2014).

---

*Atsunori Terashima[1,2,3], Mikael Nilsson[2], Masaki Ozawa[1], and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]University of California, Irvine, [3]JSPS Research Fellow DC

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N06-07] Photonuclear reaction

Chair: Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 11:20 AM - 12:00 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N06] E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*Toshiyuki Shizuma[1], Takehito Hayakawa[1], Hideaki Ohgaki[2], Izuru Daito[2], Shuji Miyamoto[3], Futoshi Minato[4] （1.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2.Kyoto University, 3.University of Hyogo, 4.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[1N07] Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shyuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6], Yoshihiro Asano[4,6] （1.KEK, 2.JASRI, 3.SOKENDAI, 4.RIKEN, 5.JAEA, 6.LASTI）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核共鳴蛍光散乱における Cr-52 の E1 及び M1 遷移強度

E1 and M1 strengths of Cr-52 in nuclear photon scattering

*静間　俊行[1]，早川　岳人[1]，大垣　英明[2]，大東出[2]，
宮本 修治[3]，湊　太志[4]
[1]量研機構，[2]京大、[3]兵庫県立大、[4]原子力機構

直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Cr-52 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。入射ガンマ線の偏光面と散乱ガンマ線の放出角度の相関から遷移の多重極度（E1 または M1）を決定し、励起エネルギー7.5MeV から 12MeV 領域の E1 及び M1 遷移強度を求め、理論計算との比較分析を行った。

キーワード：レーザーコンプトンガンマ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移

1. 緒言

鉄領域核では、主に f7/2 軌道から f5/2 への核子スピンの変化を伴う 1 粒子・1 空孔励起に起因する磁気双極子（M1）遷移が起き、その強度分布には、芯偏極、2 粒子・2 空孔励起による高次配位混合やテンソル力などの残留相互作用が寄与する。しかしながら、これまでの測定では M1 遷移と電気双極子（E1）遷移との識別が困難なため、Cr-52 の M1 遷移強度分布がよくわかっていなかった。そこで、Cr-52 の M1 励起における残留相互作用の影響を明らかにするため、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Cr-52 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴散乱実験

実験は兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所のニュースバル放射光施設において行った。最大エネルギー8.2、8.8、9.4、10、11、12 MeV のレーザーコンプトンガンマ線を生成し、天然クロム標的に照射した。入射ガンマ線の偏光面を垂直方向に固定し、水平方向と垂直方向に設置した共鳴散乱ガンマ線を、相対検出効率 120%及び 140%の 2 台高純度ゲルマニウム検出器 2 台を用いて計測した。

3. 結果

入射ガンマ線の偏光面に対する散乱ガンマ線強度の非対称度（図１）から遷移の多重極度（E1、M1）を決定し、励起エネルギー7.5MeV から 12MeV 領域の M1 遷移強度を求めた。また、タム・ダンコフ近似模型を用いた計算との比較から、残留相互作用に 2 粒子・2 空孔励起の効果を考慮することにより、M1 遷移強度分布をよりよく再現できることがわかった。

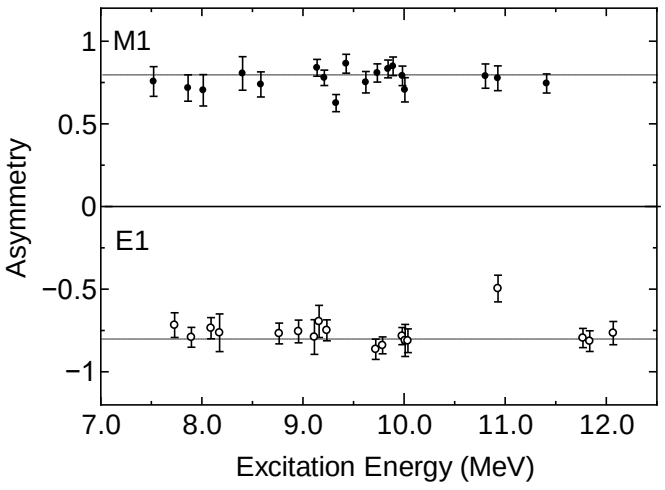


図１．共鳴散乱ガンマ線強度の非対称度

*Toshiyuki SHIZUMA[1], Takehito HAYAKAWA[1], Hideaki OHGAKI[2], Izuru Daito[2], Shuji MIYAMOTO[3], Futoshi MINATO[4]
[1]QST, [2]Kyototo Univ., [3]Univ. of Hyogo, [4]JAEA

17 MeV 入射光子からの光核反応による中性子スペクトルの偏光依存性

Measurement of neutron spectra due to photonuclear reaction using 17 MeV linearly polarized photons

*桐原 陽一[1], 糸賀 俊朗[2], 佐波 俊哉[1,3,4], 中島 宏[5,4], 波戸 芳仁[1,3], 宮本 修治[6], 武元 亮頼[6], 山口 将志[6], 浅野 芳裕[4,6]

[1]KEK, [2]JASRI, [3]総研大, [4]理研, [5]原子力機構, [6]兵庫県立大

近年、直線偏光光子による巨大双極子共鳴領域の光核反応において、中性子の方位角分布の異方性が実験的に示された。本研究では、直線偏光光子による光核反応から放出される中性子の偏光依存性を調べるため、16.95 MeV の直線偏光及び円偏光光子を金ターゲットに入射した時の中性子スペクトルを TOF 法により測定した。

キーワード：中性子スペクトル、光核反応、直線偏光光子、円偏光光子、巨大双極子共鳴、NewSUBARU

1. 緒言

高エネルギーの電子加速器施設において、電子の制動放射によって生成された高エネルギー光子は、光核反応を引き起こす。そのため遮蔽の観点から、光核反応起因による中性子の線量分布や放射化の影響を評価する必要がある。近年、直線偏光光子による巨大双極子共鳴領域の光核反応において、中性子の方位角分布の異方性が実験的に示されている[1]。そこで本研究では 16.95 MeV の直線偏光及び円偏光光子が金ターゲットに入射した場合を例にとり放出中性子エネルースペクトルの偏光依存性を測定・調査した。

2. 実験と結果

NewSUBARU-BL01 において 16.95 MeV のレーザーコンプトン散乱ガンマ線(LCS ガンマ線)を金ターゲットに照射し、光核反応による中性子スペクトルを TOF 法により測定した。LCS ガンマ線は、方位角 90 度方向直線偏光光子及び円偏光光子を用いた。中性子検出器は 3 台の NE213 シンチレータをターゲットから水平方向 60 度(H. 60°)、90 度(H. 90°)、鉛直方向 90 度(V. 90°)で、それぞれ距離約 60 cm に設置した。また NE213 の検出効率は SCINFUL-QMD コード[2]を用いて算出した。図に直線偏光光子を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトルを示す。偏光方向と同じ方向にある鉛直方向 90 度が他方向より高いことがわかる。また、放出中性子エネルギーが高くなるほど偏光の影響が大きくなることがわかる。発表では、これらの結果を示すとともに輸送コードによる偏光依存のない計算との比較も行う予定である。

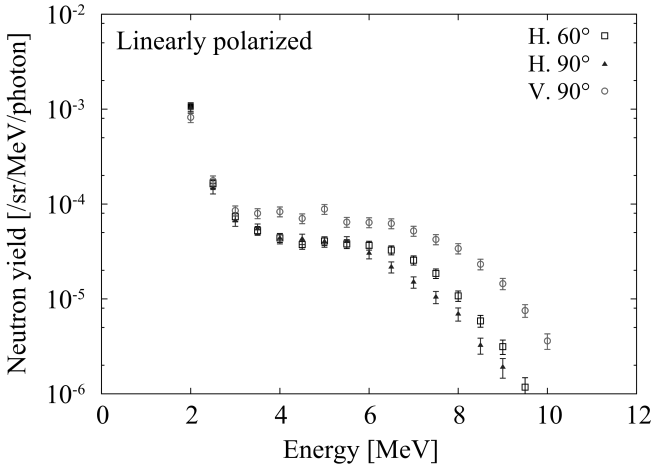


図. 16.95 MeV 直線偏光光子を金ターゲットに入射したときの中性子スペクトル

参考文献

[1] K. Horikawa et al., Phys. Lett. B 737, 109 (2014)

[2] D. Satoh, S. Kunieda, Y. Iwamoto, N. Shigyo and K. Ishibashi, Nucl. Sci. Tech. 2 657 (2002)

*Yoichi Kirihara[1], Toshiro Itoga[2], Toshiya Sanami[1,3,4], Hiroshi Nakashima[5,4], Yoshihito Namito[1,3], Shuji Miyamoto[6], Akinori Takemoto[6], Masashi Yamaguchi[6] and Yoshihiro Asano[4,6]

[1]KEK, [2]JASRI, [3]SOKENDAI, [4]RIKEN, [5]JAEA, [6]LASTI

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N08-10] Fission reaction

Chair: Osamu Iwamoto (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N08] Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of ^{235}U (2)

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Torsten Soldner [2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institut Laue-Langevin, 3.Institute for Reference Materials and Measurements, 4.University of Manchester, 5.CENBG Bordeaux, 6.CSNSM Orsay）

2:45 PM - 3:00 PM

[1N09] Fission fragment mass distributions of Np, Pu and Am isotopes utilizing multi-nucleon transfer reactions

*Mark James Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3] （1.JAEA, 2.TIT, 3.Univ. York）

3:00 PM - 3:15 PM

[1N10] The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1], Nicolae Carjan[2]
（1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech, 2.IFIN-HH）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

^{235}U 中性子核分裂における即発高エネルギーガンマ線スペクトルの測定(2)

Measurement of high energy gamma-ray spectrum accompanied by neutron induced fission of ^{235}U (2)

*牧井 宏之[1], 西尾 勝久[1], 廣瀬 健太郎[1], オルランディ リカルド[1], 小川 達彦[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsekhanovich[5], Costel Petrache[6]

[1]原子力機構, [2]ラウエ・ランジュバン研究所, [3]標準物質計測研究所, [4]マンチェスター大学, [5]ボルドー・グランディニヤン研究所, [6]オルセー原子核研究所

仏国ラウエ・ランジュバン研究所において高中性子束炉からの大強度冷中性子ビームと $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて ^{235}U 中性子核分裂に伴い発生するガンマ線を観測し、即発ガンマ線スペクトルを導出した。

キーワード：中性子核分裂，ウラン 235，即発ガンマ線スペクトル，ラウエ・ランジュバン研究所

1. 緒言

福島第一原子力発電所における廃止措置ではデブリとなった核燃料の取り出しが計画されているが、体系が未臨界であることを保証しながら作業を進める必要がある。環境からの強いバックグラウンドガンマ線下で核分裂事象を計測するため、我々はエネルギー6 MeV 以上の高エネルギーガンマ線に感度を有する未臨界監視検出器を提案している。この検出器開発の基礎データとなる ^{235}U 中性子核分裂に伴い発生するガンマ線を観測し、即発高エネルギーガンマ線スペクトルを導出したので、その結果を報告する。

2. 実験

濃縮 ^{235}U 標的を真空槽内に設置し、これにラウエ・ランジュバン研究所にある高中性子束炉から供給される大強度冷中性子ビームを照射して測定を行った。核分裂で生成される核分裂片は標的を挟むように設置した 2 台の多芯線比例計数管(MWPC)を用いて測定し、即発ガンマ線は 2 台の高感度 $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて測定した。^{235}U 中性子核分裂においては最近の測定[1]でも最大 7 MeV 程度までのガンマ線しか観測された例がないが、大強度冷中性子ビームと我々が開発した高効率測定装置を組み合わせた感度増大により、おおよそ 20MeV までの領域でガンマ線を観測することができた。得られたデータの解析において必要となる $LaBr_3$(Ce)シンチレータの応答関数は原子力機構タンデム加速器施設において ^{11}B(p,γ)^{12}C 反応からの最大 18 MeV のガンマ線を観測することにより取得した。本発表では得られた結果を報告するとともに、ガンマ線の発生機構について議論する。

参考文献

[1] A. Oberstedt et al., Phys. Rev. C 87 (2013) 051602.

---

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Riccardo Orlandi[1], Tatsuhiko Oagawa[1], Torsten Soldner[2], Franz-Josef Hambsch[3], Robert Frost[4], Igor Tsechanovich[5], and Costel Petrache[6]

[1]JAEA, [2]Institut Laue-Langevin, [3]Institute for Reference Materials and Measurements, [4]University of Manchester, [5]CENBG Bordeaux, [6]CSNSM Orsay

※本発表は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業・原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブとして原子力機構が実施した「新たな未臨界監視検出器をめざした核分裂高エネルギーガンマ線の測定」に関する研究成果である。

Fission Fragment Mass Distributions of Np, Pu and Am Isotopes Utilizing Multi-Nucleon Transfer Reactions

*Mark Vermeulen[1], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Satoshi Chiba[2], Andrei Andreyev[3]

[1]JAEA, [2]TIT, [3]Univ. of York

Fission fragment mass distributions (FFMDs) of ^{237,238,239}Np, ^{238,239,240}Pu and ^{241,242,243}Am nuclei, and their dependence on excitation energy up to 70 MeV, have been measured at the JAEA-Tokai Tandem Accelerator Facility, employing multi-nucleon transfer (MNT) reactions using an ^{18}O beam and ^{237}Np target.

Keywords: Nuclear fission, multi-nucleon transfer reaction, fission fragment mass distribution, neptunium, plutonium, americium

1. Introduction

FFMD are interpreted in terms of symmetric and asymmetric modes which are linked to the shell structure of the CN and FFs. The current work looks at the excitation energy dependence of the FFMD of various actinide nuclei, with the aim to provide more information regarding the distribution of waste products following the transmutation of actinide waste in accelerator driven systems (ADS).

2. Method

The JAEA-Tokai Tandem accelerator facility was utilized for the current work, supplying an ^{18}O beam with an energy of 162 MeV. This beam impinged on a target of ^{237}Np, leading to many excited compound nuclei (CN; ^{237,238,239}Np, ^{238,239,240}Pu, ^{241,242,243}Am), via MNT reactions, which then undergo fission. CN and their excitation energies were identified by detecting ejectiles with a silicon ΔE-E telescope [1,2]. Fission fragments were detected in coincidence with two multi-wire proportional counters (MWPCs), and FFs masses were determined by a kinematic consideration.

3. Results

Preliminary results show the transition from asymmetric fission to asymmetric fission as CN excitation energy increases. Figure 1 shows the case for ^{241}Am. All the measured nuclei investigated in this experiment showed similar behavior. Aside from Np, Pu and Am isotopes, FFMD will also be shown for various Cm, Bk and Cf isotopes.

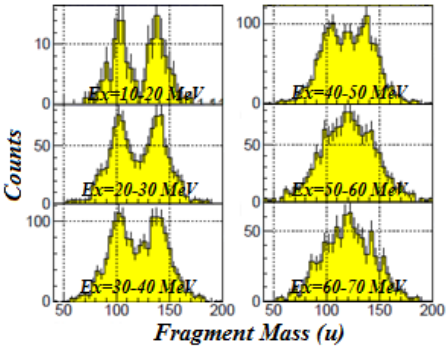


Figure 1 - Preliminary FFMD as function of excitation energy for the example of ^{241}Am for various ranges of excitation energy, Ex.

Present study is supported by “Development of prompt neutron measurement by surrogate reaction method and evaluation of neutron energy spectra” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

References

[1] Katsuhisa Nishio *et al*. Physics Procedia 64 (2015) 140.

[2] Romain Leguillon *et al*. Phys. Lett. B (submitted).

荷電偏極と即発中性子への影響

The charge polarization and its impact on prompt fission neutron spectra of actinides

*石塚　知香子[1]，城島　洋紀[1]，マーク　ウサング[1]，千葉　敏[1]，ニコラエ　カルジャン[2]
[1]東工大科学技術創成研究院先導原子力研究所，[2]ホリア・フルベイ原子物理工学研究所

ランジュバン模型を用いて、核分裂生成物の Unchanged Charge Distribution(UCD) からの電荷のずれ（荷電偏極）を見積もると実験値をよく説明できる。即発中性子放出の評価を精度良く行なうため、荷電偏極の効果をきちんと取り入れてその効果を検証する。

キーワード： 核データ、核分裂、荷電偏極、即発中性子

1. 緒言

遅発中性子放出を正しく予測するためには即発中性子評価の精度向上が要求される。しかしながら、その見積もりの前提として一般的に UCD 仮定が用いられている。核物質の非圧縮性のために、原子核表面の中性子密度が下がるとそれに伴って対称エネルギーの増加と拮抗するように陽子密度が上昇する。そのために重い核分裂片と軽い分裂片では荷電の分けられ方が不変電荷分配（UCD）の仮定とは異なるものと考えられており、実験でも UCD からのズレ（荷電偏極）が観測されている。これは一次核分裂収率や独立収率としばしば表される核分裂片のアイソトープ分布と関係し、その測定は低励起エネルギーにおいて現在も挑戦的な課題であるため、その理論的研究は重要である。特に遅発中性子放出の境界は UCD と近接しているため、核分裂時の荷電偏極をウラン領域の核に対して正確に見積れる理論の確立が原子炉の安定性を確保する上でも必要不可欠である。

2. 理論

本講演では動力学模型（ランジュバン模型[1]）の核分裂時の形状から求めた系全体のエネルギーを最小にする荷電偏極を用いて、即発中性子数の質量数分布やスペクトルに与える影響を検証する。荷電偏極を与えるポテンシャルとしては、ランジュバン計算で使う二中心殻模型と質量公式を用いた。ただし動力学模型のポテンシャルに含まれるシェル補正やペアリング補正は、分裂核全体のエネルギーを最小化する際には無視した。即発中性子数の見積もりにはランジュバン模型で得られる独立収率/TKE/荷電偏極を用い、スペクトルは Los Alamos Model で評価する。また比較のために LLNL の Fission Reaction Event Yield Algorithm (FREYA)や GEF 等を用いた評価も行う。

3. 結果

我々の三次元ランジュバン模型は核分裂片の独立収率のみならず、TKE や荷電偏極についても実験値をよく再現できる。本講演では、ランジュバン計算から得られるこれらの情報を集結して、即発中性子の見積もりを行った初めての例である。さらに FREYA 等を用いた計算との比較により、即発中性子放出における荷電偏極の影響を検証する。

参考文献

[1] M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, submitted to Phys. Rev. C

---

*Chikako Ishizuka[1], Hiroki Jojima[1], Mark D. A. Usang[1], Satoshi Chiba[1] and Nicolae Carjan[2]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative research, Tokyo Tech., [2]IFIN-HH

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N11-15] Nuclear theory, calculation code, nuclear data validation

Chair: Chikako Ishizuka (Tokyo Tech)

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 4:55 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N11] Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hartree-Fock-Bogoliubov theory

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1.JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM

[1N12] Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2] (1.JAEA, 2.RIST)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N13] Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*Satoshi Kunieda[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N14] Some problems on KERMA factors and DPA cross section data calculated with NJOY code (2)

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2], Kenya Suyama[1] (1.JAEA, 2.QST)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N15] New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutrons at JAEA/FNS

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Chikara Konno[2] (1.QST, 2.JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Hartree-Fock-Bogoliubov 理論を用いた微視的統計模型による準位密度の計算

Calculation of nuclear level density using the microscopic statistical model with Hatree-Fock-Bogoliubov theory

*古立直也, 湊太志, 岩本修

JAEA

本研究では、微視的な準位密度計算手法の精度改善について議論する。主に核構造計算における対相関力の取り扱いの改善を行い、準位密度の計算精度にどのように影響するかを分析した。

キーワード： 準位密度，中性子核データ

１．緒言

統計模型や前平衡の模型を用いた核反応の計算では、原子核の準位密度の情報が必要不可欠となる。準位密度の計算にはFermi gas模型といった現象論的な模型が広く用いられているが、その信頼性は主にs波中性子共鳴間隔D_0の実験値を再現するようなパラメータ調節に依存しているため、実験値の存在しない不安定核などの計算ではより微視的な理論による準位密度計算が望まれる。 Hartree-Fock(HF)理論に基づいた微視的統計模型[1]や、微視的combinatorial 法[2]は、D_0の実験再現性において現象論的模型の計算精度に近い結果を得ることに成功している理論模型の一つである。しかし、その計算結果は対相関力の強さに強く依存していることがわかっており[2]、その不定性が計算精度に影響していると考えられる。そこで我々は、主に対相関力の役割に注目し、微視的な核準位密度計算の精度改善を目指す。

２．計算手法

本研究では、先行研究においてHF+BCS理論を用いて行われた微視的統計模型計算[1]を、より対相関の扱いに優れたHartree-Fock-Bogoliubov(HFB)理論を用いて行う。また、複数のSkyrme型相互作用と異なる対相関力の強さを用いた計算を行い、相互作用依存性を分析した。

３．計算結果

微視的統計模型により準位密度を導出し、中重核領域偶偶核21核種について準位数とD_0を実験値と比較した。HFB計算では、原子核の基底状態の性質を良く再現することが知られるSkyrme型相互作用SkM*及びSLy4を採用した。両方の相互作用を用いた計算において、原子核全体の対相関ギャップを再現するよう決定された通常の対相関力を用いた場合、D_0を大きく過大評価することがわかった。さらに、SkM*を用いて対相関力の強さを変えた計算を行った結果、実験値を良く再現する対相関力の強さは通常の強さの80%程度であった。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議により制度設計された革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）により、科学技術振興機構を通して委託されたものです。

参考文献

[1] P.Demetriou, S.Goriely, Nucl. Phys., A695, 95(2001).

[2] S.Hilaire, S.Goriely, Nucl. Phys., A779, 63(2006).

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Egency

核反応断面積モデルを用いた PHITS の計算結果における系統誤差の評価

Estimation of systematic uncertainty in calculated results by PHITS with nuclear reaction cross section model

*橋本　慎太郎[1]，岩本　修[1]，佐藤　達彦[1]，仁井田　浩二[2]
[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いた放射線輸送計算において核反応断面積モデルの不定性に起因する系統誤差を評価する手法を開発し、中性子の遮へい計算の結果に伴う系統誤差を評価した。

キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、核反応断面積モデル、系統誤差

1. 緒言

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]は、様々な放射線挙動を模擬することができるため、加速器施設の遮へい計算等の広い分野で利用されている。PHITS では、他のコードと同様、計算結果の信頼性を確認するため、計算に用いた試行回数に伴う統計誤差を評価できる。しかし、核反応を模擬するために PHITS に組み込まれた断面積モデルや核データには数%から数 10%の不定性が含まれており[2]、この不定性が計算結果に与える影響を系統誤差として評価する手法が求められていた。

２．計算手法

我々は、Koning らが提案した Total Monte Carlo 法[3]の考え方を基にし、20MeV 以下の中性子の全断面積データに含まれる不定性が遮へい計算の結果に与える影響を評価する機能を開発した[4]。この機能では、断面積データの不定性の範囲内で断面積を増減させ、擬似的に複数の断面積データ群を用意する手法を用いる。断面積の増減は乱数により決定し、各々の断面積データ群で PHITS による放射線輸送計算を実行する。計算結果は使用した複数の断面積によって変動するため、その変化量を核データ由来の系統誤差として評価する。本研究では、20MeV 以上の中性子の輸送に関与する核反応断面積モデルの不定性を評価し、その範囲内で断面積を増減させた複数の計算を実行することで、高エネルギー中性子の遮へい計算においても系統誤差を評価できるよう機能を拡張した。

3. 結果・考察

PHITS で 100MeV 中性子を 50cm 厚の鉄材に照射した場合の輸送計算を行い、95MeV 以上の中性子フルエンスの深さ分布を求めた結果を図 1 に示す。統計誤差が 1%以下となるよう試行回数を設定し、誤差棒は本手法で評価した系統誤差を示している。鉄と中性子の全断面積は数 10MeV の領域で誤差が大きく、これを参照して求めたモデルの不定性はプラス側に約 10%,マイナス側に約 30%となった。遮へい計算ではこの不定性が積み重なってフルエンスに影響を与える。中性子の散乱が少ない 10cm のフルエンスの誤差は +10%, -3%程度と小さいが、多数の散乱が関与する深さ 50cm においては+250%, -30%程度に増加する傾向が確認できた。

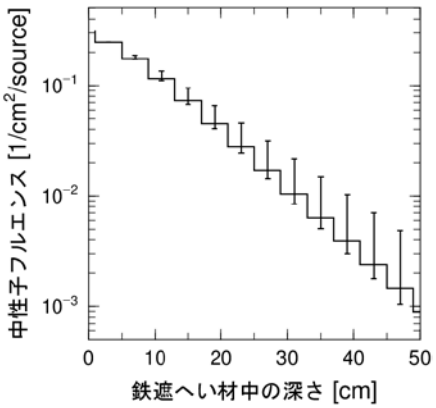


図 1. 100MeV 中性子を鉄材に照射した場合の 95MeV 以上の中性子フルエンス

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913(2013).
[2] H. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol., in press (2016).
[3] A.J. Koning and D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35, 2024-2030 (2008).
[4] 橋本慎太郎 他, 日本原子力学会, 2016 年春の年会[3J05], 2016 年 3 月

*Shintaro Hashimoto[1], Osamu Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Koji Niita[2]
[1]JAEA, [2]RIST

共鳴理論に基づく断面積・共分散評価コード AMUR の改良

Extension of nuclear evaluation code AMUR based on the resonance theory

*国枝　賢　（原子力機構）

R 行列理論に基づく断面積・共分散解析コード AMUR を改良し、計算可能な物理量の拡大、解析オプション・利便性の拡張等を行った。改良版コードの概要を報告すると共に核データ評価への適用性を議論する。

キーワード：共鳴領域、核データ評価、断面積、共分散、R 行列理論、解析コード、中性子捕獲反応

【1. 緒言】　共鳴領域における中性子断面積およびその共分散は原子力工学における重要な基礎データである。近年では BNCT 加速器中性子源の開発、天体核物理学や微量分析技術の為の標準データとして軽核に対する荷電粒子反応断面積の整備も求められており、必要とされるデータや応用分野は多岐に亘ろうとしている。しかし、我が国における核データコミュニティには、共鳴領域における測定や評価の経験・知見が欧米諸国に比べて不十分であった。事実、汎用ライブラリ JENDL-4.0 に格納されている殆どの共鳴パラメータは欧米諸国による測定値や評価値がベースとなっている。近年、J-PARC 等における中性子共鳴データの測定が開始され、我が国でも共鳴断面積の測定データが蓄積されていくことが期待されている。一方、測定データの解析はなお欧米諸国のコードに頼っているのが現状である。しかし理論計算オプションや計算可能な物理量、あるいは解析条件に制約がある等の適用限界があり、諸国のコードは一長一短の性格を有している。

【2. 計算コードの改良】　これまでに軽核断面積評価用に開発した R 行列理論解析コード AMUR [1]により中性子・荷電粒子の断面積を計算することができる。本研究では、コードの汎用性・拡張性および利便性を高めることを目的とし、1) 理論計算および 2) 測定データ解析クラスに対して下記の改良を行った。

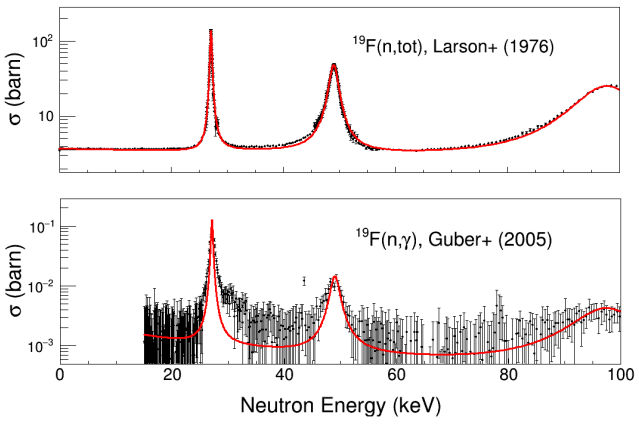
1) 標準的な R 行列理論に Reich-Moore の近似を導入し、捕獲反応断面積の計算を行えるように改良した。また、スピン 1/2 の粒子に対して偏極分解能の計算を行えるようにプログラムを拡張した。さらに、共鳴パラメータに対する断面積の感度解析等を簡便に行える機能を追加した。

2) エネルギーノード自動取得法や並列計算機能を導入し、励起関数および感度行列の計算を高速に行えるようにした。また、自由ガスモデルに基づくドップラー広がりの計算機能を追加した。さらに CERN ライブラリ ROOT や関数ポインタ等を効果的に用いることで、系統誤差やバックグランド等、測定条件に対する補正を柔軟に行えるように設計した。なお、全ての理論・測定に関わるパラメータを、一般化最小二乗法を用いて探索し、共分散と共に推定することが可能である。

【3. 結果】　本コードの適用例として ^{19}F の中性子断面積測定データと予備解析結果を示す。図のように Reich-Moore の近似を用いて全反応断面積および捕獲反応断面積の測定データを同時にフィットし、R 行列理論や測定に関わるパラメータを取得することが可能である。

[1] S.Kunieda et al., Nucl. Data Sheets, 118, 250 (2014).

*Satoshi Kunieda (Japan Atomic Energy Agency)



図：^{19}F の中性子全断面積、捕獲断面積の解析結果

NJOY コードで計算された KERMA 係数、DPA 断面積の問題点　(2)

Some problems on KERMA factors and DPA cross section data (2)

*今野　力[1]，多田　健一[1]、権　セロム[2]，太田　雅之[2]，佐藤　聡[2]，須山　賢也[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構

原子力学会「2015 年秋の大会」で、最新の核データライブラリーJENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.0 から NJOY コードで作られた公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の問題点を報告した。今回、新たに見つかった KERMA 係数、DPA 断面積の問題点について報告する。

キーワード：KERMA 係数, DPA 断面積, NJOY, 核データライブラリー

1. 緒言

原子力学会「2015 年秋の大会」で、FENDL-3.0 に含まれる 180 核種について、最新の核データライブラリーJENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.0 から NJOY コードで作られた公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の問題点（反応前後でのエネルギーバランスの崩れ、核データの誤り、異常に大きなヘリウム生成断面積、NJOY コードのバグ、捕獲反応のガンマ線データの格納形式の不整合）を報告した [1]。今回、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.1b（FENDL-3.0 の改訂版）の全ての核種（497 核種）について NJOY コードから作成された公式の ACE ファイルに入っている KERMA 係数、DPA 断面積の比較検討を行い、新たな問題点が見つかったので報告する。

2. 手法

ACE ファイルに含まれている KERMA 係数､DPA 断面積を抽出し、それらを自動的にプロットするプログラムを作成し、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.2、FENDL-3.1b の全ての核種（497 核種）について核データライブラリー間で比較を行い、KERMA 係数、DPA 断面積に差がある場合、その原因を調べた。

3. 結果・考察

今回の検討で以下のことが新たにわかった。

(1) ２次ガンマ線データがない場合

２次ガンマ線データがないと NJOY はエネルギーバランス法で正しい KERMA 係数を計算することができないため、次善の策として運動学的手法の KERMA 係数を ACE ファイルに入れられることがあるが、この KERMA 係数は正しくない（図１の JENDL-4.0）。また、２次ガンマ線データがないと、NJOY は DPA 断面積も正しく計算できない。NJOY の問題と考えられる。

(2) file12-15 mt3 に２次ガンマ線データが入っている場合

２次ガンマ線データがあっても、file12-15 mt3 に入っていると、NJOY は DPA 断面積を正しく計算できない（図２の FENDL-3.1b）。また、エネルギーバランスも崩れていることが多いので、次善の策として運動学的手法の KERMA 係数を ACE ファイルに入れられることあるが、この KERMA 係数も正しくない。

(3) 異常に大きい粒子生成収率

JEFF-3.2 の ^{182}W、^{183}W、^{184}W、^{186}W には 20MeV 以上で異常に大きい粒子生成収率データがあり、20MeV 以上で KERMA 係数、DPA 断面積が非常に大きくなる（図３の JEFF-3.2）。

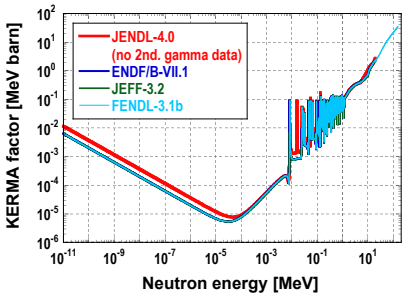


図１　^{37}Cl の KERMA 係数

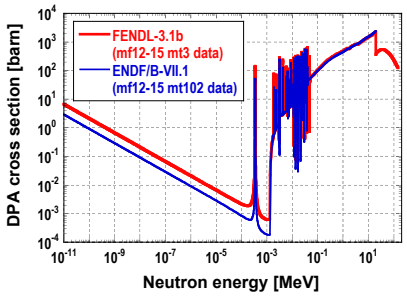


図２　^{92}Mo の DPA 断面積

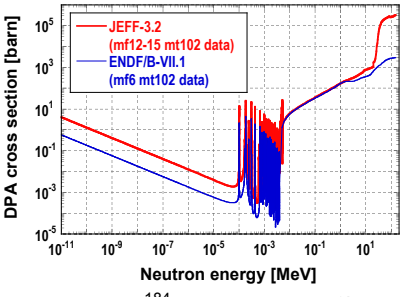


図３　^{184}W の DPA 断面積

参考文献

[1] 今野　他、原子力学会「2015 年秋の大会」O22.

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1], Saerom Kwon[2], Masayuki Ohta[2], Satoshi Sato[2] and Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

JAEA/FNS の DT 中性子を用いたバナジウムの新たな積分実験

New Integral Experiment on Vanadium Using DT Neutron at JAEA/FNS

*佐藤 聡[1], 権 セロム[1], 太田 雅之[1], 今野 力[2]

[1]量子科学技術研究開発機構, [2]日本原子力研究開発機構

バナジウムの核データライブラリーの検証を目的として、JAEA/FNS の DT 中性子を用いて、バナジウムの周囲を Li_2O で囲んだ新たな体系で積分実験を行った。最新の核データライブラリーと MCNP による計算結果は実験結果と良い一致を示し、最新の核データライブラリーのバナジウムデータに問題がないことがわかった。

キーワード：FNS, DT Neutron, Vanadium, Integral Experiment, JENDL

1. 緒言

バナジウムの核データライブラリーの検証を目的として、約 20 年前に JAEA/FNS で行われたバナジウム積分実験では、計算結果と実験結果の一致は必ずしも良くなかった[1, 2]。その原因として実験室の壁からの散乱中性子が考えられたため、本研究では、バナジウム実験体系の周りを酸化リチウムで囲んで散乱中性子の影響を低減させた実験体系を用いて新たな積分実験を行った。

2. 実験

実験体系は幅 152mm、高さ 136mm、奥行き 152mm のバナジウム合金（V-4Cr-4Ti）実験体系の周りを酸化リチウム（前部 102mm 厚、側面 253mm 厚、後部 253mm 厚）で囲んだもので、この実験体系を DT 中性子源から 200mm の位置に設置した。実験体系の中心軸上で実験体系表面から深さ 25～50mm 毎に放射化箔（Nb, Al, In, Au, W）を設置し、この実験体系に DT 中性子を照射し、照射終了後、これらの箔からの崩壊ガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定することにより、$^{93}Nb(n,2n)^{92m}Nb$, $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$, $^{115}In(n,n')^{115m}In$, $^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$, $^{186}W(n,\gamma)^{187}W$ 反応の反応率を測定した。加えて実験体系の中心軸に核分裂計数管を設置し、深さ 50mm 毎に ^{235}U 及び ^{238}U の核分裂率を測定した。

3. 結果・考察

実験の解析をモンテカルロコード MCNP 及び最新の核データライブラリー（JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2）で行い、計算値と実験値との比較を行った。$^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$ 反応の反応率の実験値に対する JENDL-4.0 を用いた計算値の比を図 1 に示す。実験室の壁からの散乱中性子の影響を低減することにより、計算結果と実験結果の一致は良くなり、JENDL-4.0, ENDF/B-VII.1, JEFF-3.2 のバナジウムのデータに問題がないことがわかった。

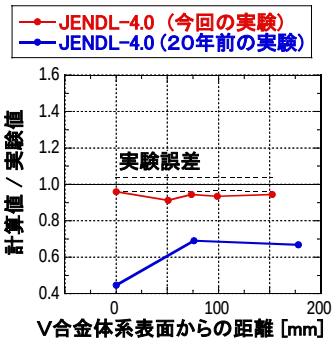


図 1 $^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$ 反応の反応率の実験値に対する計算値の比

参考文献

[1] F. Maekawa, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 36, 242-249 (1999).

[2] F. Maekawa, et al., Fusion Technol., 34, 1018-1022 (1998).

*Satoshi Sato[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1] and Chikara Konno[2]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[1N16-18] Charged particle induced reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Sep 7, 2016 4:55 PM - 5:45 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[1N16] Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS

*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2], Kazuyuki Ogata[3] (1.Kyushu University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Osaka University)

4:55 PM - 5:10 PM

[1N17] Production cross sections of ^{169}Yb in the deuteron induced reaction on ^{169}Tm

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4] (1.Graduate School of Science, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Science, Hokkaido Univ., 3.Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, 4.MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences)

5:10 PM - 5:25 PM

[1N18] Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions

*tomoki yui[1], tsuyoshi kajimoto[1], kenichi tanaka[1], satoru endo[1], nobuhiro shigyou[2] (1.Graduate School of Engineering,Hiroshima Univ , 2.Graduate School of Engineering,Kyushu Univ)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

DEURACS を用いた 102 MeV 重陽子入射中性子生成反応の理論モデル解析

Theoretical model analysis of 102-MeV deuteron-induced reactions using DEURACS

[1]九大院・総理工　[2]JAEA　[3]阪大 RCNP
*定松大樹[1]　中山梓介[2]　渡辺幸信[1]　荒木祥平[1]　岩本修[2]　緒方一介[3]

重陽子入射専用計算コードシステム DEURACS を用いて、中性子コンバータや加速器構造材に用いられる Li, Be, C, Al, Cu, Nb に対する 102 MeV 重陽子入射中性子生成反応二重微分断面積の計算を行い、最新の実験値と比較することで、100 MeV 付近の重陽子入射中性子生成反応に対する DEURACS の適用性を調査した。

キーワード：重陽子，核データ，理論モデル解析，コード開発，中性子生成二重微分断面積

１．研究背景

医療用 RI 製造や核融合材料照射試験などに利用が提案されている重陽子加速器中性子源の開発には、中性子コンバータ（Li, Be, C 等）や加速器構造材（Al, Cu, Nb 等）に対する重陽子核データが必要不可欠である。重陽子核データ評価に向け、九大・阪大・JAEA からなる当共同研究グループでは核反応モデルに基づいた重陽子入射反応用の計算コードシステム(DEUteron-induced Reaction Analysis Code System (DEURACS)[1])の開発を行っている。本研究では、Li, Be, C, Al, Cu, Nb に対する 102 MeV(d,xn)反応二重微分断面積(DDX)の実験値[2]と DEURACS の計算値を比較し、100 MeV 付近の(d,xn)反応に対する DEURACS の適用性を調査した。

２．計算手法

DEURACS では、重陽子弾性分解反応に連続状態離散化チャネル結合法(CDCC)に基づく計算コードを使用し、非弾性分解反応および離散準位への移行反応にはそれぞれ Glauber モデルおよび歪曲波ボルン近似に基づくコードを使用している。さらに、統計崩壊過程の計算には CCONE コードを用いている。なお、重陽子入射反応では重陽子完全吸収または非弾性分解反応に伴う陽子もしくは中性子吸収によって三種類の複合核が形成されうるため、統計崩壊過程の計算の際にはこのことも考慮に入れた。

３．結果および考察

一例として、^{27}Al に対する放出角 0°方向の 102 MeV(d,xn)反応 DDX の実験値および DEURACS 計算結果の比較を図 1 に示す。計算結果は、広い放出エネルギー範囲にわたり実験値を良く再現している。計算結果の成分ごとに見てみると、50 MeV 近傍のピークは弾性分解反応よりも非弾性分解反応による中性子放出が支配的であることが分かった。

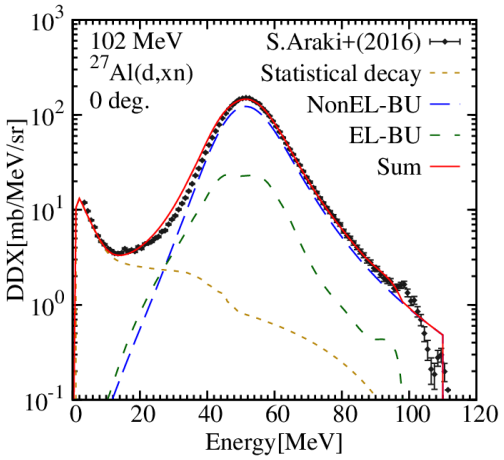


図 1.Al に対する 0 度方向の
102 MeV (d,xn)反応 DDX
ここで、EL-BU: 弾性分解反応成分,
NonEL-BU: 非弾性分解反応成分

４．結論

DEURACS を 102 MeV(d,xn)反応に適用した。その結果、前方角の DDX 実験値を精度良く再現できた。したがって、DEURACS は 100 MeV 近傍での(d,xn)反応に適用可能であることが分かった。

参考文献

[1] S. Nakayama and Y. Watanabe, J. Nucl. Sci. Technol.53, 89 (2016).

[2] S. Araki et al., to be published in Proceedings of 2015 Symp. on Nuclear Data (2016).

*Hiroki Sadamatsu[1], Shinsuke Nakayama[2], Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Osamu Iwamoto[2] and Kazuyuki Ogata[3]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Osaka Univ.

^{169}Tm への重陽子入射における ^{169}Yb の生成断面積について

Production cross sections of ^{169}Yb in the deuteron induced reaction on ^{169}Tm

*齋藤 萌美[1]，合川 正幸[2]，羽場 宏光[3]，小森 有希子[3]，Sandor Takacs[4]

[1]北海道大学大学院理学院，[2]北海道大学大学院理学研究院，

[3]理化学研究所仁科加速器研究センター，[4]ハンガリー原子核研究所

^{169}Yb は、医療分野において小線源治療に用いられている。我々は今回、^{169}Tm への 24 MeV 重陽子照射によって生成する ^{169}Yb の断面積データを測定し、先行研究ならびに理論計算コードとの比較を行った。

キーワード：生成断面積，医療用核種，イッテルビウム１６９

1. 緒言

放射性同位体（RI）は、工学や医療など様々な分野で用いられている。医療では、治療・診断に使われるが、用途は RI の半減期、放出粒子の種類とエネルギー、化学的性質などから決まる。応用上、高品質の RI を効率良く製造するためには、様々な核反応過程による RI の断面積データが重要となる。

^{169}Yb（半減期：32.02 日, EC=100%）は崩壊時に生じる Auger 電子が小線源治療に用いられる他、崩壊してできる ^{169}Tm からの X 線が診断分野でも利用できることが期待されている[1]。今回、我々は、放射化法を用いて、^{169}Tm への 24 MeV 重陽子照射による ^{169}Yb の断面積データの測定を行った。得られた結果は、先行研究[2]や理論計算結果[3]と比較した。

2. 実験

理研 AVF サイクロトロンを用いて加速した 24 MeV 重陽子を ^{169}Tm 金属箔（厚さ: 30.7 μm）に照射した。ビームの強度とエネルギーを確認するため、^{nat}Ti 金属箔（厚さ: 10.9 μm）を ^{169}Tm 箔に積み重ねて照射した。また、ビームエネルギーを減衰させるため ^{27}Al 金属箔（厚さ: 49.8 μm）を用いた。照射後、^{169}Tm と ^{nat}Ti 箔について、Ge 検出器を用いた γ 線スペクトロメトリーを行い、^{169}Tm(d,2n)^{169}Yb 反応の断面積を求めた。

3. 結果・考察

本研究で得られた ^{169}Tm(d,2n)^{169}Yb 反応の励起関数を先行研究[2]と理論計算[3]の結果と比較して図 1 に示す。得られた励起関数は、先行研究[2]と理論計算値[3]に良く一致した。

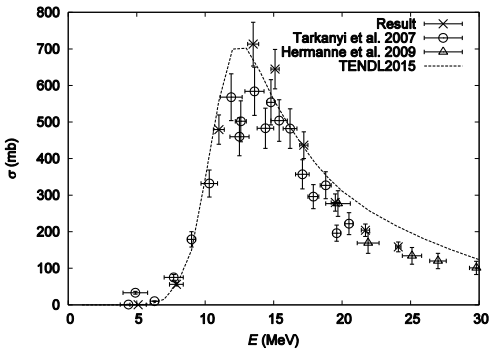


図 1．^{169}Tm(d,2n)^{169}Yb 反応の励起関数.

参考文献

[1] F.H. DeLand et al., J. Nucl. Med. 12 (1971) 683.

[2] F. Tárkányi et al., Appl. Radiat. Isotopes **65** (2007) 663; A. Hermanne et al., Nucl. Instr. and Meth. B **267** (2009) 727.

[3] A.J. Koning et al., TENDL-2015: TALYS-based evaluated nuclear data library.

---

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[2], Hiromitsu Haba[3], Yukiko Komori[3], Sandor Takacs[4]

[1]Graduate School of Science, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Science, Hokkaido Univ., [3]Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, [4]MTA ATOMKI, Hungarian Academy of Sciences

230 MeV/u 炭素入射炭素標的陽子・重陽子・三重陽子生成二重微分断面積の測定

Measure of proton,deuteron and triton production double-differential cross-sections on carbon bombarded with 230 MeV/nucleon carbon ions

*由井 友樹[1], 梶本 剛[1], 田中 憲一[1], 遠藤 暁[1], 執行 信寛[2]

[1]広島大学, [2]九州大学

放射線医学総合研究所の HIMAC で、230 MeV/u の炭素を炭素標的へ入射させ、生成される陽子・重陽子・三重陽子の二重微分断面積を測定し、PHITS の計算値と比較した。

キーワード：二重微分断面積、陽子、重陽子、三重陽子、炭素

1. 緒言

重粒子線治療はがん病巣に重粒子線を照射する治療方法であり、γ 線や X 線治療と比較して線量の集中性が高いため細胞の致死効果が高い。しかし、治療照射時に発生する 2 次粒子により、周囲の正常細胞にも線量が付与されるため、より高精度な照射を目指すためには、2 次粒子の線量を評価することが必要である。2 次粒子の線量評価には 3 次元粒子輸送モンテカルロシミュレーションが有効であるが、軽フラグメント (陽子・重陽子・三重陽子・^{3}He・^{4}He) 生成二重微分断面積 (DDX) は報告例が無く、実験データが求められる。本研究では、重粒子入射重粒子標的陽子・重陽子・三重陽子生成 DDX の測定を行い、PHITS の計算値と比較した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所 HIMAC にて行った。厚さ 8.2 mm の炭素標的へ 230 MeV/u の炭素を照射し、生成される軽フラグメントを測定した。測定体系を図 1 に示す。標的上流側に入射粒子を計数するために 0.5 mm 厚のプラスチックシンチレータ (PS) 検出器を設置し、標的中心からビーム軸に対して 15 度の位置に標的に近い方から active collimator (AC)、veto1 検出器、プラスチックシンチレータ（EJ299）検出器、BGO 検出器、veto2 検出器の順に配置した。また、バックグラウンドを測定するため、標的を置かずに測定した。

実験データから、荷電粒子事象、フルストップ事象、AC の穴を通った事象を抽出し、粒子の飛行時間と付与エネルギーの相関図から粒子識別を行った。軽フラグメントのエネルギーは相対論を考慮した飛行時間法を用いて求めた。陽子、重陽子及び三重陽子の測定エネルギースペクトルより、検出効率等を補正し、DDX を決定した。

3. 結果

解析を通して得られた DDX と PHITS の計算で得られた DDX を比較した結果、陽子では実験値に対して 0.9〜1.4 倍、重陽子では 2.2〜3.8 倍と異なることが分かった。

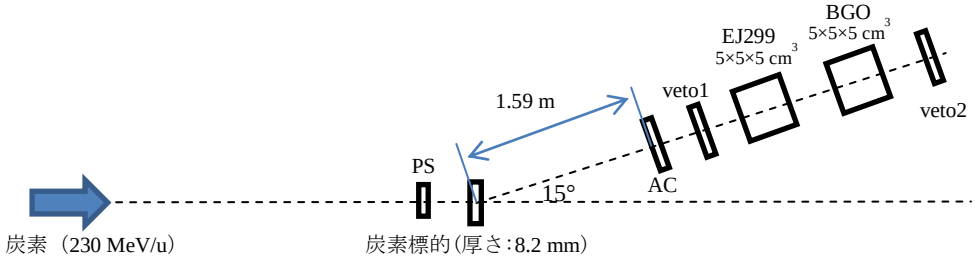


図 1　測定体系

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2]

[1]Hiroshima Univ., [2]Kyushu Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

[1O01-03] Applications of Compact Neutron Source

Chair: Keisuke Maehata (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 7, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O01] Development of neutron small angle scattering instrument for compact neutron source of Kyoto University

*Seiji Tasaki[1], Hiroki Matsumoto[1], Yutaka Abe[1] （1.Department of Nuclear Engineering Kyoto University）

2:45 PM - 3:00 PM

[1O02] Beam transport optics for compact neutron sources

*Masahiro Hino[1], Tstsuro Oda[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L Yamada[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shinya Morita[5] （1.KURRI, 2.RIKEN, 3.KEK, 4.Hokkaido Univ., 5.TDU）

3:00 PM - 3:15 PM

[1O03] Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source

*Jean-Michel Antoine Bereder[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1], Yoshichika Seki[2] （1.NEM, The University of Tokyo, 2.JAEA J-PARC Center）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

京都大学小型加速器中性子源における中性子小角散乱装置の開発

Development of SANS Spectrometer at Kyoto University Accelerator driven Neutron Source

*田崎 誠司[1]，松本 弘樹[1]，安部 豊[1]

[1]京都大学

京都大学理学部に設置されている加速器中性子源（KUANS）に中性子小角散乱分光器の設置を目的として開発を行い、予備的な実験を行った。本講演では開発の現状、今後の展望について述べる。

キーワード：中性子ビーム，中性子小角散乱，小型中性子源

1. 緒言

中性子は軽元素に対する散乱断面積が大きい等の特徴があるため、中性子による散乱実験は非破壊で物質の構造を観察するための重要な手法である。しかしながら大型の中性子施設は国内に数か所しかなく、利用のためのハードルが高い。これに対応するため、現在わが国では小型の加速器を用いたコンパクトな小型中性子源が開発されている。このような中性子源は中性子束は低いものの、容易に利用できるという利点を持つ。我々のグループでは、現在、京都大学理学部に設置されている加速器中性子源（KUANS）に中性子小角散乱分光器の設置を目指して開発を行っている。

中性子小角散乱実験は、ナノメートル以上の大きな構造を測定する有力な手法で、特に水素や炭素などの軽元素に対する散乱断面積が大きく、水素を重水素に置き換えた場合の同位体効果が大きいため、高分子や生体分子の構造を調べるための有力な方法となっている。

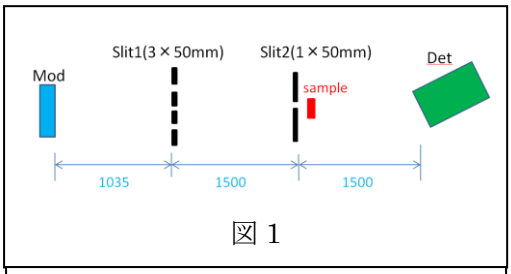


図 1

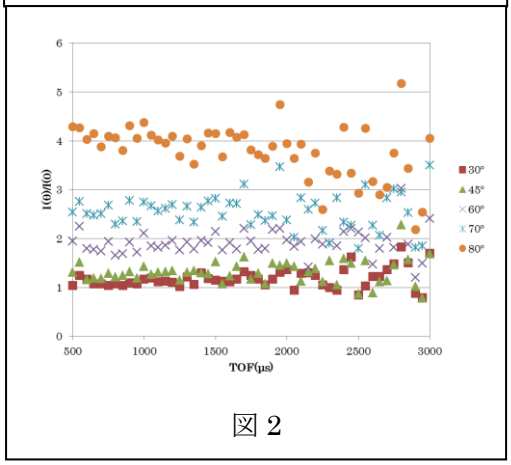


図 2

2. 実験と結果

図 1 に示すように、KUANS に小角散乱の配置を構築した。

通常の小角散乱では点状のコリメーションを用いるが、ここではビーム強度が小さいため線状のコリメーションを用いた。減速材表面から 1035mm の位置に幅 2mm 長さ 50mm の第 1 スリット、その下流 1500mm の位置に幅 1mm 長さ 50mm 第 2 スリット、さらに 1500mm 下流に位置感度型検出器を配置した。試料は第 2 スリット直後に設置する。第 1 スリットは 20mm の間隔で開口部を 3 か所とし、マルチスリットにしており、検出器上では 3 本のダイレクトビームが観察される。

検出器には 0.5mm 厚さの ZnF シンチレータと位置感度型光電子増倍管を組み合わせたものを用いており、検出効率を上げるため傾斜させて設置している。図 2 に検出器角度を変えた場合の計数率の比を飛行時間（中性子波長に比例）に対しプロットしたものを示す。この結果に基づき傾斜角度は 60 度とした。

講演では、いくつかのテスト試料の結果および入射中性子強度を増加させる方法について検討した結果を述べる予定である。

*Seiji Tasaki[1], Hiroki Matsumoto[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Kyoto University.

コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学

Beam transport optics for compact neutron sources

*日野正裕[1], 小田達郎[1], 吉永尚生[1], 川端祐司[1], 細畠拓也[2], 郭江[2], 山形豊[2],
山田悟史[3], 遠藤仁[3], 武田晋[4], 古坂道弘[4], 森田晋也[5]
[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構, [4]北大, [5]東京電機大

コンパクト中性子源に必要なビーム輸送光学を概観すると共に、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板の集光スーパーミラーの開発状況を紹介する。

キーワード：コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、中性子光学、金属基板

近年、J-PARC や SNS 等の大規模中性子源の稼働に伴い、産業利用も念頭に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。中性子利用は多岐にわたるが、熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズが大きい。しかし当然のことながらコンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC のような大規模加速器中性子源と異なり、コンパクト中性子源は単目的利用が可能であり、利用に適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。特に大強度中性子源ではアクセスすることすら大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。また J-PARC のようなパルス中性子源では、バックグラウンドを下げて TOF を利用することにより、実効的に高い S/N で測定が可能となる。パルス中性子源では TOF を用いて広い波長幅を扱うため、中性子スーパーミラーは必須な光学デバイスとなっている。このため必要な中性子だけを高強度で輸送するために、中性子源と高い反射性能を持つ曲面スーパーミラー等の中性子輸送系の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。

熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。ここで金属を基板とすることで、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、劇的な製作期間短縮とコスト削減も期待できる。しかし高性能なスーパーミラーの実現には、層間の拡散だけでなく、基板の表面粗さも 0.3nm 程度以下に抑える必要があり、一般に金属の結晶粒界により、サブナノメートルの表面粗さの実現が困難であった。我々は燐リッチで無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.3nm 以下を実現し、J-PARC BL16(SOFIA)反射率計でも実用可能な 1 次元楕円スーパーミラーの開発に成功した[1]。

さらに今回、世界で初めて金属基板の回転楕円体中性子スーパーミラーの開発に成功し、京大-KEK 連携で開発中の J-PARC B06(VIN ROSE)のビームラインを用いて、ベヘン酸銀の中性子小角散乱の明瞭なピークの観測に成功した。当日は金属基板の集光スーパーミラー開発の現状を中心に、新たなビーム輸送光学デバイスの可能性について述べたい。

参考文献

[1] S.Takeda, *et al.*, Optics Express, 24(2016) 12478.

---

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[1], Yuji Kawabata[1], Takuya Hosobata[2], Jiang Guo[2], Yutaka Yamagata[2], Norifumi L. Yamada[3], Hitoshi Endo[3], Shin Takeda[4], Michihiro Furusaka[4], Shin-ya Morita[5]
[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN, [3]KEK, [4]Hokkaido Univ., [5]Tokyo Denki Univ.

Modified Design of Mobile 3.95 MeV X-band Linac Neutron Source for On-site Social Infrastrure Moisture Detection

*Jean-Michel Bereder[1] Yuki Mitsuya[1] Mitsuru Uesaka[1] Yoshichika Seki[2]
[1]The University of Tokyo [2] JAEA

Abstract

The mobile linac driven neutron source for moisture inspection of concrete structure was developed and has been improved, the estimated detection time is about 1 minute and its weight is reduced greatly so that it can be managed by human strength.

Keywords : Neutron Source, Mobile Electron Linear Accelerator, Social Infrastructure Inspection, Moisture Detection

1 Introduction

The existing non-destructive inspection method using high energy X-ray for social infrastructures is aimed to detect the inner flaw in concrete structure and iron rods.
In addition to the conventional method, development of an innovative inspection system using mobile neutron source to perform neutron backscatter moisture detection to measure moisture distribution in concrete structure is progressing, in order to estimate the corrosion probability distribution of iron rods.

2 Outline of the neutron source

Beryllium, having the lowest threshold energy for (γ, n) reaction, is combined with a lead beam collimator, a boric acid resin layer for neutron shielding and a lead layer for γ-ray shielding (Fig.1).
The Be target and 3.95 MV mobile X-ray source compose a mobile neutron source system. The optimization of Be thickness, the neutron/γ-ray shielding simulation, and neutron flux computation was done by using Monte-Carlo method.

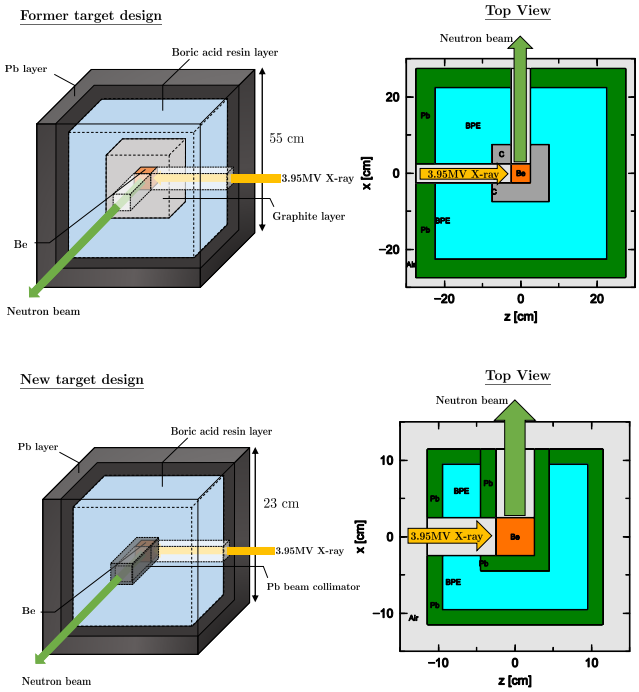


Fig. 1 Former and new design of the neutron source

3 Simulation result and discussion

The calculated neutron flux in the newly designed neutron source is 7.13×10^6 n/s, increased by a factor of 10 compared to our former design neutron source (Table 1). The old design neutron source succeeded in detecting the moisture of concrete structure (Fig.2), however, the detection time and its weight was a problem.
In our new design, the estimated detection time is approximately 1 miute, and the target weight is reduced to 70 kg. The radiation safety is sufficient even after the target shield reduction.

Table 1 Comparison of former and new design of the neutron source

		Former	New
Total yield	(n/s)	2.79×10^5	7.13×10^6
Flux	(n/cm^2/s)	1.86×10^3	4.76×10^4
Weight	(kg)	1500	70
Detection time	(min)	30	1

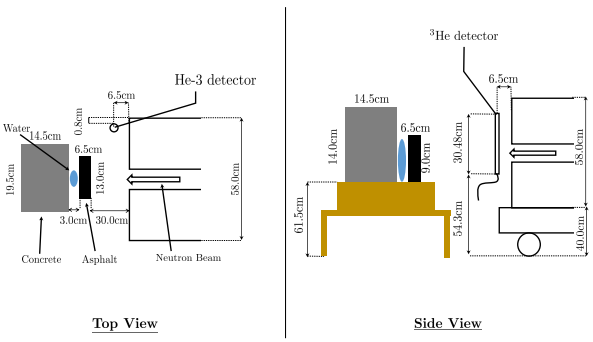


Fig. 2 Setup of the moisture detection experiment

4 Summary & Future work

The new target design has larger neutron flux and lighter weight, which makes it much more manageable than the former target design.
As the future work, the moisture detection experiment using the new neutron source will be performed and the radiation safety will be evaluated for actual use.

References

[1] M. Uesaka et al. : J. Phys. B: At. Mol. Opt. Phys. 47(2014) 234008 (9pp)

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1O04-09] High energy radiation sheilding

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)

Wed. Sep 7, 2016 3:35 PM - 5:10 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O04] Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields

*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6]
（1.JAEA, 2.KEK, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.AIST, 5.Kyoto Univ., 6.Tohoku Univ.）

3:35 PM - 3:50 PM

[1O05] Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions

*Pi-En Tsai[1,2], Lawrence Heilbronn[2], Bo-Lun Lai[3], Yoshiyuki Iwata[4], Takeshi Murakami[4], Tatsuhiko Ogawa[1], Rong-Jiun Sheu[3] （1.JAEA, 2.UTK, 3.NTHU, 4.NIRS）

3:50 PM - 4:05 PM

[1O06] Comprehensive Benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research Organization for Information Science and Technology ）

4:05 PM - 4:20 PM

[1O07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Hiroshi Yashima[5], Masayuki Hagiwara[2], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6]
（1.Shimizu Corporation, 2.KEK, 3.Hiroshima Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Research Reactor Institute, Kyoto Univ., 6.CERN）

4:20 PM - 4:35 PM

[1O08] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6]
（1.Hiroshima University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Kyushu University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN）

4:35 PM - 4:50 PM

[1O09] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

*EUNJI LEE[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6]
（1.Kyushu University, 2.High Energy Accelerator Research Organization, 3.Shimizu Corporation, 4.Hiroshima University, 5.Research Reactor Institute, Kyoto University, 6.CERN）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

96-387MeV 準単色中性子による各種中性子モニタのエネルギー応答測定

Response Measurement of Neutron Dose Equivalent Monitors from 96- to 387-MeV Quasi-Monoenergetic Neutron Fields

*中根 佳弘[1]，岩元 洋介[1]，萩原 雅之[2]，岩瀬 広[2]，布宮 智也[3]，佐藤 達彦[1]，松本 哲郎[4]，増田 明彦[4]，八島 浩[5]，中村 尚司[6]，嶋 達志[7]，民井 淳[7]，畑中 吉治[7]
[1]原子力機構，[2]KEK，[3]富士電機，[4]産総研，[5]京大，[6]東北大，[7]阪大

高エネルギー中性子場における中性子モニタのエネルギー応答を検証するため，96-387MeV 準単色中性子場を用いて，高エネルギー対応型を含む 7 種類の中性子モニタの応答を測定するとともに，線源スペクトルと線量換算係数から求めた照射場の中性子線量との比較を行った．

キーワード： 中性子，100-400MeV，レムモニタ，エネルギー応答

1. 緒言

加速器施設や宇宙空間など高エネルギー粒子場における放射線防護において，広範なエネルギー領域の中性子による線量評価が重要であるが，特に 20～数 100MeV 領域の中性子による線量の寄与が大きく，このエネルギー領域の中性子による線量を精度良く測定することが安全管理上重要である．本研究では，大阪大学核物理研究センターRCNP の 96-387MeV 準単色中性子場を用い，高エネルギー対応型を含む 7 種類の中性子モニタの応答を測定し，場の線量との比較を行った．

2. 実験

実験体系を図 1 に示す. 加速器により 100～389MeV まで加速された陽子を ^{7}Li ターゲットに入射し，^{7}Li(p,n)反応により発生する 96～387MeV の準単色中性子を，10cm×12cm のコリメータを通して実験室に導き，ターゲットから 30～41m の距離に設置した中性子モニタに入射した. 中性子モニタとして，高エネルギー対応型レムモニタ 3 種（J-PARC 用鉛レムモニタ，HPI6060，WENDI），従来型レムモニタ 2 種(Alnor 2202D, 富士電機 NSN1)，レムモニタ以外の中性子モニタ 2 種(富士電機 NSN3, DARWIN)の計 7 種類のモニタを用いて応答（中性子線量）を測定し，線源スペクトルと線量換算係数から求めた照射場における中性子線量と比較した．

3. 結果・考察

従来型レムモニタは, 何れも場の線量の 1/5 程度の値となり, 大幅に過小評価することが示された．一方，高エネルギー対応型の，レムモニタや中性子モニタは，場の線量を精度良く，又は安全側の値を与える結果を示し，数 100MeV 領域の中性子線量を適切に測定できることが判った（図 2）．

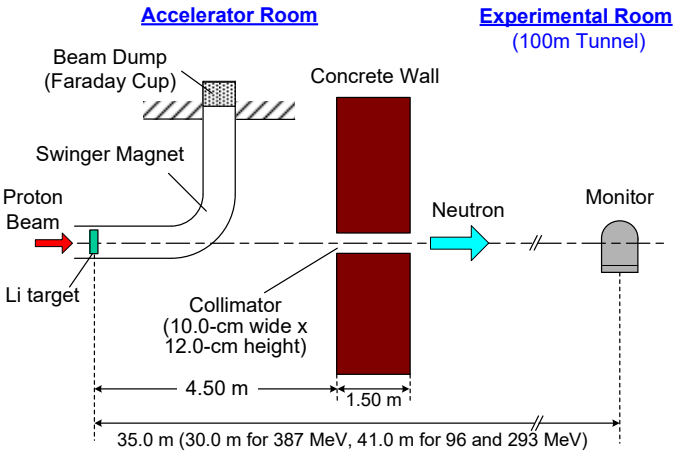


図 1　実験体系

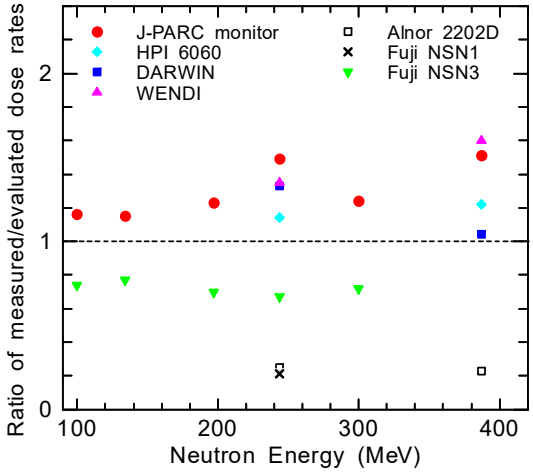


図 2　測定値と照射場の線量との比

*Yoshihiro Nakane[1], Yosuke Iwamoto[1], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Iwase[2], Tomoya Nunomiya[3], Tatsuhiko Sato[1], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Hiroshi Yashima[5], Takashi Nakamura[6], Tatsushi Shima[7], Atsushi Tamii[7], Kichiji Hatanaka[7]
[1]JAEA, [2]KEK, [3]Fuji Electric Co.,Ltd., [4]AIST, [5]Kyoto Univ., [6]Tohoku Univ., [7]Osaka Univ.

Thick target neutron yields of 100- and 230-MeV/nucleon helium ions

*P.-E. Tsai[1,2], L. Heilbronn[2], B.-L. Lai[3], Y. Iwata[4], T. Murakami[4], T. Ogawa[1], R.-J. Sheu[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tennessee, USA, [3]Natl. Tsing Hua Univ., Taiwan,

[4]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

The thick target neutron yields from 100- and 230-MeV/nucleon helium ions bombarding water, PMMA, and iron targets were measured by using the time-of-flight technique at 0° – 121°. The experimental data were compared with INCL-4.6, RQMD, and ISABEL model calculations respectively by the PHITS, FLUKA, and MCNP6 codes.

Keywords: thick target neutron yield, helium ions, PHITS, FLUKA, MCNP

1. Introduction

Neutrons produced by helium ions are essential for assessing secondary neutron doses in helium ion radiotherapy, a treatment modality currently under consideration for pediatric patients in the heavy ion therapy community [1]. Also, for space radiation shielding, cosmic ray helium interactions in both thin and thick shields can produce up to 30% of the total neutron fluence [2]. However, little information is available on neutron production by medium energy helium ions. Thus this study aims to provide the experimental data of helium ions at 100 and 230 MeV/nucleon.

2. Experimental setup and Monte Carlo simulations

The measurement was conducted at the Heavy Ion Medical Accelerator in Chiba (HIMAC). The targets materials included water, PMMA, and iron, with thicknesses 9%-18% thicker than the helium ranges. The time of flight method with NE213 liquid scintillators was used to measure the thick target neutron yields at six angles from 0° to 121°.

The experimental data were compared with three Monte Carlo simulation codes – PHITS v. 2.82, FLUKA v. 2011.2c, and MCNP6 v. 1.0 with their default models for helium-induced reactions, which are INCL-4.6, RQMD, and ISABEL, respectively for PHITS, FLUKA, and MCNP6.

3. Results and conclusions

The model calculations of the neutron yields generally agree with the measurements, especially in the intermediate and low energy regions at angles at and above 30°. However, some disagreements exist not only between the data and the simulations but also between models. The models need improvements particularly for 1) energies beyond the specific beam energy for PHITS and FLUKA, 2) the high-energy peak at 0° for each model, and 3) low energy neutron yields of light targets for each code. More detailed discussions will be provided in the presentation.

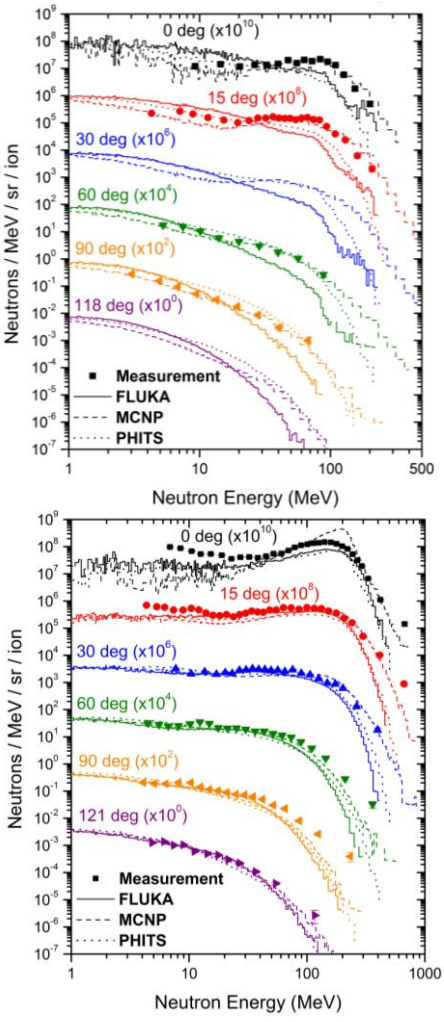


Fig. 1 The double-differential thick-target neutron yields from (a) 100-MeV/nucleon helium stopping in the iron target, and (b) 230-MeV/nucleon helium stopping in the PMMA target.

References

[1] Summary Report of the Workshop on Ion Beam Therapy, US Department of Energy and National Cancer Institute (2013).

[2] L. Heilbronn, et. al, Life Science in Space Research **7** (2015) 90-99.

最新版 PHITS の包括的なベンチマーク計算

Comprehensive benchmark calculations of the latest version of the PHITS code

*岩元 洋介[1]，佐藤 達彦[1]，橋本 慎太郎[1]，小川 達彦[1]，古田 琢哉[1]，
安部 晋一郎[1]，甲斐 健師[1]，松田 規宏[1]，細山田 龍二[2]，仁井田 浩二[2]
[1]原子力機構，[2]RIST

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を加速器遮蔽設計、医学物理計算などへ適用した場合の計算精度の検証、今後の改善のための指標を得ることを目的として、PHITS の包括的なベンチマーク計算を実施した。

キーワード：PHITS，ベンチマーク計算，核反応，遮蔽，電磁カスケード

1. 緒言　PHITS[1]は、多様な放射線の挙動を解析可能な汎用モンテカルロ計算コードであり、加速器遮蔽設計、医学物理計算などの幅広い分野で利用されている。本研究では、最新の PHITS ver.2.82 の精度検証を目的として、①核反応による粒子生成断面積(47 ケース)、②加速器遮蔽設計等のための中性子輸送(6 ケース)及び③X 線治療等のための電磁カスケード(12 ケース)に対し、包括的なベンチマーク計算を実施した。

2. 計算条件　本研究では、PHITS が設定を奨励している物理モデルによる計算の検証を進めた。具体的には、核子に対しては核内カスケードモデル INCL4、重イオンに対しては量子分子動力学モデル JQMD、残留核の蒸発モデルとして GEM を用いた。また、光子・電子の輸送には電磁カスケードコード EGS5 のアルゴリズム、20MeV 以下の中性子輸送には JENDL4.0 ライブラリを使用した。

3. 計算結果　陽子、中性子、重イオン等の入射反応について、PHITS は 100MeV 以上のエネルギーで実験値を概ね再現したが、100MeV 未満では実験値と大きな差が生じた。図 1 は、40MeV 及び 256MeV 陽子入射による厚い炭素からの中性子収率を示している。40MeV 陽子入射では、INCL4 の適用範囲外のエネルギー領域のため計算値が実験値を再現しなかったと考えられる。今後、評価済み核データ JENDL4.0/HE を PHITS に組み込むことで、計算精度を改善する予定である。他、100MeV 以上の陽子入射反応からの核分裂成分の収率の実験値を再現しないケースがあった(図 2)。これは、GEM の高エネルギー核分裂過程の取り扱いに問題があると推測される。一方、電磁カスケードの計算結果は実験値を良く再現した(図 3)。

以上のように、加速器遮蔽設計、医学物理応用等に必要な計算精度を検証するとともに、PHITS の現状における問題点を抽出し、今後の効率的な改善の指針を得ることができた。

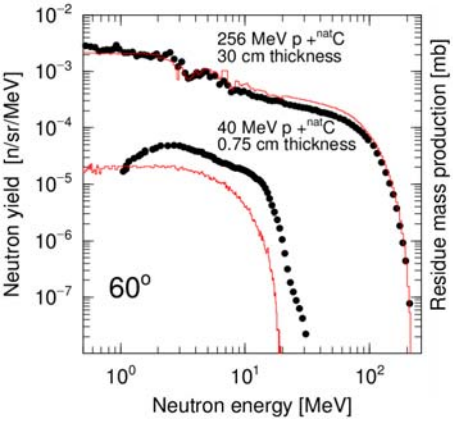


図 1　40MeV 及び 256MeV 陽子入射による厚い炭素からの中性子収率

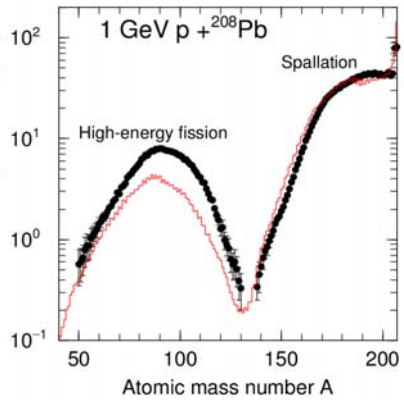


図 2　1GeV 陽子+Pb 核反応による残留核の質量分布

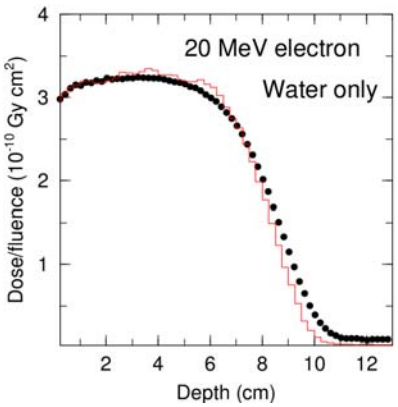


図 3　20MeV 電子入射による水中の線量分布

参考文献

[1] T. Sato et al., Particle and heavy ion transport code system PHITS, version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50 (2013) 913-923.

*Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shinichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Norihiro Matsuda[1], Ryuji Hosoyamada[2], Koji Niita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Research Organization for Information Science and Technology

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（1）実験概要と放射化検出器による測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(1) Overview of the Experiment and Activation Measurement

*中尾 徳晶[1]，佐波 俊哉[2]，梶本 剛[3]，李 恩智[4]，執行 信寛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2], Froeschl Robert[6], Brugger Markus[6], Roesler Stefan[6], Iliopoulou Elpida[6], Infantino Angelo[6]
[1]清水建設，[2]KEK/総研大，[3]広島大学，[4]九州大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)において 24 GeV/c 陽子を用いた遮蔽実験を行った。ここでは、放射化検出器を用いた遮蔽内中性子減衰分布の測定結果を報告する。

キーワード： 遮蔽実験、放射化検出器、ビスマス、コンクリート遮蔽、高エネルギー加速器、中性子

1. 緒言

CERN/CHARM 施設は、24 GeV/c 陽子と個体標的を用いて高エネルギー混合粒子場を形成し、機器の放射線耐性を評価する施設である。我々はこの施設を用いて理論計算の精度検証に必要で実験データが乏しい高エネルギー陽子による二次粒子の遮蔽や迷路における減衰分布、エネルギー分布の取得を目的とし、放射化法とカウンター法を併用した実験を開始した。本報告では放射化法による測定結果について述べる。

2. 実験

図 1 に示すように、ビーム軸から 90 度上方向に 80cm 厚鉄および 360cm 厚コンクリート遮蔽が設置されており、コンクリート遮蔽内部にビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を設置した。また、標的位置までの迷路(Maze)にも放射化検出器を設置した。銅標的(φ8.0×50.0 cm^3)に 24GeV/c 陽子を照射し、そのビーム強度の経時変動をモニターした。放射化検出器中での $^{209}Bi(n,xn)^{210-x}Bi$ (x=4~9)および $^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$ の反応で生じた放射性核種のγ線をゲルマニウム半導体検出器で測定し、それらの生成率を導出した。

3. 結果

図 2 に示すように、遮蔽および迷路内における各反応の核種生成率が得られ、またコンクリート 240cm 厚までの減衰分布が得られた。今後、シミュレーションとの比較や新たな体系での実験を計画している。

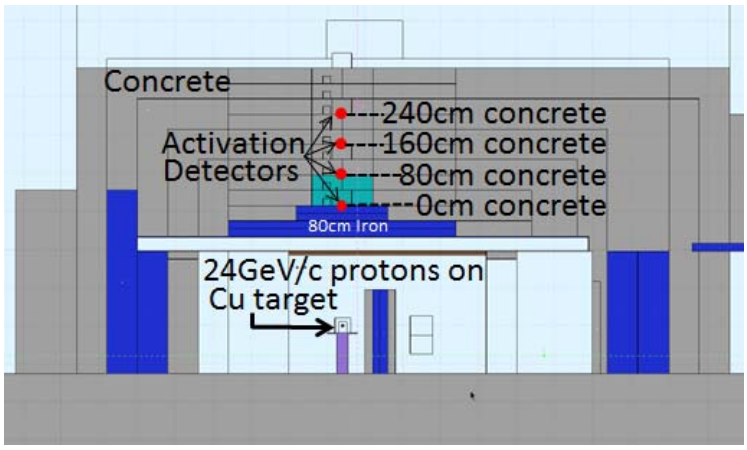


図 1 ：CERN/CHARM 照射施設の断面図（ビーム垂直方向）

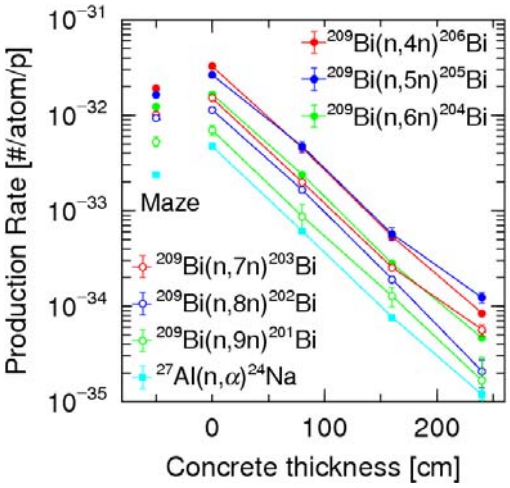


図 2 ：核種生成率減衰分布

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Shimizu Corporation, [2]KEK/SOKENDAI, [3]Hiroshima Univ., [4]Kyushu Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（2）有機液体シンチレータによる中性子エネルギースペクトルの測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(2) Measurement of Neutron Energy Spectra by Organic Liquid Scintillator

*梶本 剛[1]，佐波 俊哉[2]，中尾 徳晶[3]，李 恩智[4]，執行 信寛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]広島大学，[2]KEK/総研大，[3]清水建設，[4]九州大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

24 GeV/c 陽子を銅標的に照射し生成した中性子を，ビーム軸に対して 90 度方向の鉄およびコンクリートを透過した後に，有機液体シンチレータにより測定した。中性子の検出器への入射方向が応答関数に与える影響について検討を行い，アンフォールディング法を用いて中性子エネルギースペクトルを導出した。

キーワード：CERN，CHARM，24 GeV/c 陽子，中性子エネルギースペクトル，有機液体シンチレータ

1. 緒言　欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) において，中性子エネルギースペクトルの測定を CERN より依頼を受け，実験を開始した。本報告では遮蔽透過後の中性子のエネルギースペクトルを有機液体シンチレータ (NE213)とアンフォールディング法により測定した手法について報告する。

2. 実験および解析　24 GeV/c 陽子を φ8.0×50.0 cm^3 の銅標的に照射した。中性子検出器である φ12.7×12.7 cm^3 の NE213 を，標的中心からビーム軸に対して 90 度方向に設置した。標的と検出器との間には，遮蔽として厚さ 80 cm の鉄，240 cm のコンクリートがある。得られたデータを，荷電粒子事象の除去，波形弁別による中性子事象の抽出，エネルギー校正して光出力分布を得た。RooUnfold コードのベイズ法モード[1]で，SCINFUL-QMD コード[2]によって計算された応答関数と光出力分布から中性子エネルギースペクトルを導出した。中性子の入射位置・方向の異なる 3 種類の応答関数 (入射位置を NE213 平面上面積当たり一様とし，方向を NE213 に対して等方とした場合を 2π, 方向を NE213 平面に対して垂直とした場合を w=1。位置及び方向をモンテカルロコードによる粒子輸送計算結果に従って分布を持たせた場合を Simulated) を用いて結果を得た。

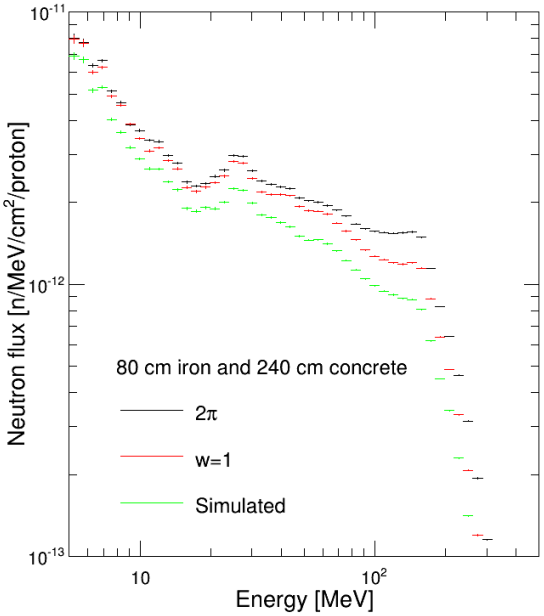


図 1 測定した中性子エネルギースペクトル

3. 結果　図 1 に 3 種類の応答関数による結果を示す。エネルギースペクトルの形状に大きな違いはないが，絶対値に 2 倍程度の違いが生じた。

参考文献

[1] G. D'Agostini, Nucl. Instrum. Methods A, 362, 487-498 (1996).

[2] D. Satoh, T. Sato, et al., JAEA-Data/Code 2006-023, (2006)

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Nobuhiro Shigyo[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]

[1]Hiroshima Univ., [2]KEK/SOKENDAI, [3]Shimizu Corporation, [4]Kyushu Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（3）放射化検出器のアンフォールディング法による中性子エネルギースペクトル

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(3) Neutron Energy Spectrum by Unfolding Method with Activation Detectors

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，佐波 俊哉[2]，中尾 徳晶[3]， 梶本 剛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[2]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]九州大学，[2]KEK/総研大，[3]清水建設，[4]広島大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) 施設での遮蔽内外における中性子挙動を調べるために、24 GeV/c 陽子が銅標的に照射して生成される中性子の遮蔽体透過後のエネルギースペクトルを放射化検出器データのアンフォールディングにより導出した。

キーワード：CERN/CHARM、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、放射化検出器、有機液体シンチレータ

1. 緒言　高エネルギー中性子の遮蔽透過後のエネルギースペクトルを、放射化検出器とアンフォールディング法を用いて導出した。結果を有機液体シンチレータの測定結果、PHITS の計算結果と比較した。

2. 実験および解析　CERN/CHARM 施設において、24 GeV/c 陽子ビームを φ8.0×50.0 cm^3 の 銅標的に照射し高エネルギー中性子を生成した。ビーム軸から 90 度上方向に位置する 80 cm 厚鉄および 240 cm 厚コンクリートからなる遮蔽体を透過した中性子をビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を用いて測定した。$^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$ および $^{209}Bi(n,xn)^{210-x}Bi$ (x=4~9)反応により生成した放射能と反応断面積[1]を用い U_M_GMAXED[2]コードでアンフォールディングしてエネルギースペクトルを導出した。

3. 結果　導出したスペクトル (unfolding by activation) を有機液体シンチレータ (unfolding by scintillator)、PHITS の計算値と比較して図 1 に示す。放射化検出器によるデータは、異なる応答関数を用いている有機液体シンチレータによる測定値とよく一致した。また天井側の遮蔽のみを考慮した体系の PHITS 計算は、実験値をよく再現していることがわかった。

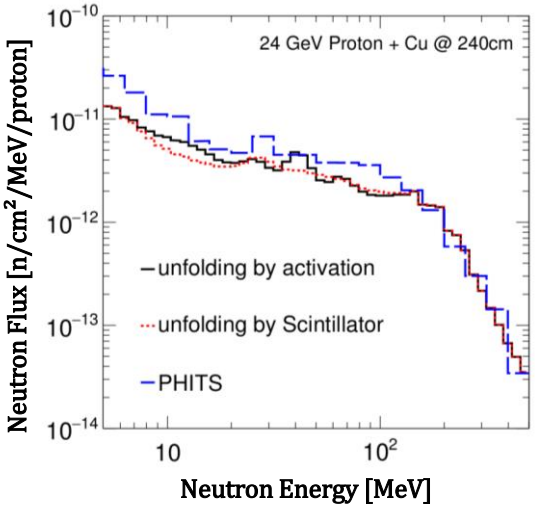


図 1. 放射化検出器、シンチレータ、PHITS による中性子エネルギースペクトル

参考文献

[1] N. Nakao et al., "MEASUREMENT OF NEUTRONS GENERATED BY 345 MeV/u U-238 BEAM AT RIKEN RIBF", Proc. IPAC2014, Dresden, Germany, p1811 (2014).

[2] M. Reginatto and P. Goldhagen, “MAXED, A Computer Code For The Deconvolution Of Multisphere Neutron Spectrometer Data Using The Maximum Entropy Method”,Environmental Measurements Laboratory, USDOE Report EML 595 (1998).

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[2], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Kyushu Univ., [2]KEK/SOKENDAI, [3]Shimizu Corporation, [4]Hiroshima Univ., [5]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [6]CERN

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[1O10-15] Shielding Material, Shielding Material Standard

Chair: Koji Oishi (JER)

Wed. Sep 7, 2016 5:10 PM - 6:45 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[1O10] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

*Takahiro Mine[1], Kousuke Imatomi[1], Nobuhiro Sigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Yusuke Koba[4] (1.KYUSHU University, 2.Fujita Co., 3.Tyugoku Toryou Co., 4.National Institute of Radiological Sciences)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O11] Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Kimura Kenichi[2], Hiroshi Ikemi[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4] (1.Kyushu University, 2.Fujita, 3.Chugoku Marine Paints,Ltd., 4.The Wakasa Wan Energy Research Center)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O12] Performance Evaluation of Water Injection Type Multi-Function Shield

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], Koichi Takeo[1] (1.TAISEI CORPORATION)

5:40 PM - 5:55 PM

[1O13] Discussion on the Sandardization of Shielding Material

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], Masahiro Taniguti[8] (1.Fujita, 2.Nagoya Uiversity, 3.Chubu Electric Power, 4.Kajima, 5.Takenaka, 6.HAZAMA-Ando, 7.Japan Environment Research, 8.TAISEI)

5:55 PM - 6:10 PM

[1O14] Discussion on the standardization of shielding material

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguchi[3], Kennichi Kimura[2], Ken-ichi Tanaka[10], Koji Oishi[6], Satosh Ishikawa[9], Yoshihiro Hirao[7], Masahiro Yoshida[8], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5] (1.Hazama-Ando Corporation, 2.Fujita Corporation, 3.TAISEI Corp., 4.KAJIMA Corporation, 5.TAKENAKA Corporation, 6.Japan Environment Research Co. LTD., 7.National Maritime Research Institute, 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10.The Institute of Applied Energy)

6:10 PM - 6:25 PM

[1O15] Discussion on the standardization of shielding material

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Takayuki Hirouchi[3], Tomohiro Ogata[4], Hiroki Sakamoto[5], Hidenori Kawano[6], Toshio Amano[7], Yukio Sakamoto[6], Kazuaki Kosako[8], Naofumi Kawano[2] (1.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 2.hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 3.TOSHIBA corp., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Transnuclear Tokyo, 6.ATOX Co., Ltd., 7.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 8.Shimizu Corporation)

6:25 PM - 6:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

加速器施設建屋用放射線遮蔽可とう性材料の開発
（VI）50MeV 及び 80MeV の陽子入射による生成中性子に対する評価

Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building
(VI) Evaluation about Neutron Produced by 50 and 80 MeV Protons

*三根 貴大[1]，今富 宏祐[1]，執行 信寛[1]，池田 伸夫[1]，石橋 健二[1]
木村 健一[2]，池見 拓[2]，笹谷 輝勝[2]、高橋 定明[3]、平澤 勇人[3]，古場 裕介[4]
[1]九州大学，[2]株式会社フジタ，[3]中国塗料株式会社，[4]放射線医学総合研究所

加速器建屋に使用されている 2 種類の可とう性材料の中性子遮蔽性能を評価するために、鉄標的に対する 50MeV 及び 80MeV の陽子入射で生成される中性子が可とう性材料を透過する量を有機液体シンチレータによる飛行時間法で測定した。測定データを PHITS による計算値と比較した。

キーワード：飛行時間法，可とう性材料，PHITS，中性子，透過率

1. 緒言

九州大学の伊都キャンパスに既設の加速器施設に隣接して新しい建屋が建設された。これらの建物の接合部には放射線遮蔽性能を有する可とう性材料が使用されており、コンクリートと同程度の水素含有量で構成されている。さらに熱中性子の遮蔽能力向上のために、B_4C を含有した材料も使用されている。本研究では、これらの 2 種類の材料に 50 MeV 及び 80 MeV 陽子の鉄入射による生成中性子を照射した際の中性子透過率を測定することを目的とした。

2. 実験

実験は放射線医学総合研究所のサイクロトロン棟の C8 ビームコースにて行われた。50 MeV 及び 80 MeV の陽子ビームの強度はおおよそ 7×10^6/pps の強度とした。鉄ターゲットはそれぞれ 50 MeV に対して 1 cm、80 MeV に対して 2 cm の厚さのものを用いた。ビームをモニターするために 0.5 mm の厚さのシンチレータをビーム取り出し口とターゲットの間に設置した。またターゲットにて生成された中性子は後方に置いた NE213 有機シンチレータ(長さ、直径:127 mm)にて測定を行った。2 種類の可とう性材料は、大きさが 30 cm × 30 cm × 5 cm であり、0 cm から 20 cm まで厚さを変化させてビームモニタと中性子検出器の間に置いた。また、2 mm の厚さの荷電粒子弁別用シンチレータを中性子検出器の前に設置した。中性子のエネルギーはビームモニタと中性子検出器の間の飛行時間から導出した。

3. 結論

オフライン解析で荷電粒子、γ 線イベントを除去し、可とう性材料の厚さ毎における中性子生成収量を得た。発表では、実験で得られた約 10MeV 以上の中性子エネルギー分布を積分し、それぞれの厚さを 0cm における結果で規格化した際の実験値と PHITS 計算コードによる計算値の線源弱係数の比較について報告する。

---

*Takahiro Mine[1], Kosuke Imatomi[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Terukatsu Sasaya[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3] and Yusuke Koba[4]
[1]Kyushu Univ., [2]Fujita Co., Ltd., [3]Chugoku Marine Paints, Ltd., [4]National Institute of Radiological Sciences.

加速器施設建屋用放射線遮蔽可とう性材料の開発
（VII）100 MeV 以下の中性子透過率測定

Development of Radiation Shielding Flexible Material for Accelerator Building
(VII) Measurement of Neutron Transmission Rate below 100 MeV

*今冨 宏祐[1], 三根 貴大[1], 李 恩智[1], 執行 信寛[1], 池田 伸夫[1], 石橋 健二[1], 木村 健一[2], 池見 拓[2], 笹谷 輝勝[2], 高橋 定明[3], 平澤 勇人[3], 久米 恭[4], 水島 慧[4], 長谷川 崇[5]
[1]九州大学, [2]株式会社フジタ, [3]中国塗料株式会社, [4]若狭湾エネルギー研究センター, [5]ハセテック

九州大学の加速器施設で使用している放射線可とう性材料の中性子遮蔽特性を得るために、若狭湾エネルギー研究センターのシンクロトロンで水ターゲットに 55 MeV/u He ビームを照射し、生成された中性子の透過率を測定した。PHITS を用いて同様の体系で計算を行い実験結果と比較した。

キーワード：中性子, 遮蔽, 可とう性材料, 透過率

1. 緒言

九州大学伊都地区に建設した加速器施設建屋の既設建屋との接続部において、新規に開発した柔軟性を持ちつつ放射線遮蔽性能を有する可とう性材料を採用した。また熱中性子の遮蔽能力向上のために、B_4C を含有する材料も開発した。本研究では、今回開発した材料の 100 MeV 以下の中性子遮蔽特性を実験的に得ることを目的とし、中性子透過率の測定を行った。比較のために、コンクリートについても同様の測定を行った。またこれらの材料について PHITS コードが中性子遮蔽特性を再現するか検証するために、実験と同様の体系で計算を行い、実験結果との比較を行った。

2. 実験

本実験は若狭湾エネルギー研究センターのシンクロトロンで行った。55 MeV/u のヘリウムビームを厚さ 45 mm の水ターゲットに照射し、生成した中性子の透過率を NE213 有機液体シンチレータを用いて飛行時間法で測定した。試料は可とう性材料、B_4C を含む可とう性材料、コンクリートの３種類を用いた。試料の厚さを可とう性材料は 0 cm から 20 cm の 5 点、コンクリートは 0 cm から 18 cm の 4 点とした。

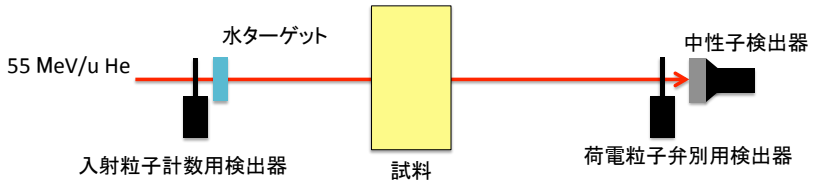


図 1. 実験体系の模式図

3. 結果

測定した中性子エネルギースペクトルの 20 MeV から 100 MeV の領域を積分し、それぞれの試料に対して中性子の減弱の変化から減弱係数を求めた。B_4C を含まない材料の中性子減弱係数はコンクリートの 65 %程度、B_4C を含む材料はコンクリートの 75 %程度であった。熱中性子の遮蔽能力向上のために B_4C を含ませた材料はこのエネルギー領域において、B_4C を含まない材料よりも高い遮蔽能力を有することが分かった。また PHITS の計算結果はすべての材料で中性子減弱係数を過大評価する傾向を示していた。

*Kosuke Imatomi[1], Takahiro Mine[1], Lee Eunji[1], Nobuhiro Shigyo[1], Nobuo Ikeda[1], Kenji Ishibashi[1], Ken-ichi Kimura[2], Hiroshi Ikemi[2], Terukatsu Sasaya[2], Sadaaki Takahashi[3], Hayato Hirasawa[3], Kyo Kume[4], Satoshi Mizushima[4], Takashi Hasegawa[5]
[1]Kyushu Univ., [2]Fujita,Ltd., [3]Chugoku Marine Paints,Ltd., [4]The Wakasa Wan Energy Center, [5]Hase-tech

注水型多機能遮へい体の性能評価

Performance evaluation of water injection type multi-function shield

*時吉 正憲[1]，谷口 雅弘[1]，西山 恭平[1]，松尾 寿峰[1]，岳尾 浩一[1]
[1]大成建設株式会社

当社は，福島第一原子力発電所事故以来，多くの除染等工事に携わっている。今後は，中間貯蔵施設の建設が計画されている。そのため作業員の累積被ばく線量の増大が喫緊の課題である。この課題の解決を図るため，注水型多機能遮へい体を 2 種類試作して性能確認試験を行い，簡易設計法を検討した。

キーワード：除染，中間貯蔵施設，遮へい体，被ばく線量

1. 緒言

除染等工事では，作業員の被ばく低減のために土のうを積層した遮へい体（以下：遮へい土のう）等を使用することが多い。ただし，遮へい土のうは，設置に係る作業が手軽であるが，密度の均一性，運搬・廃棄に係るコスト等が問題となる。そこで，当社は，遮水性能付きの専用容器へ注水した遮へい体とすることで，材料・運搬・設置・廃棄のコストを抑え，一定の密度を保った遮へい体を試作した。また，緊急時には遮へい体内部の水を，仮設の消防用水として利用できる。

2. 性能評価

2-1. 試験

遮へい体の性能確認試験を透過後の 1cm 線量当量率を測定する方法で実施した（図 1)。ガンマ線源は Co-60，測定器は NaI シンチレーション式サーベイメータ，遮へい体は断面形状が三角形と四角形の 2 種類を使用した（図 2)。測定は、線源毎（高さ 50cm、100cm、150cm）に 4 箇所（高さ 50cm、100cm、150cm、200cm）で実施した。



図 1　遮へい性能確認試験状況



図 2　試作した遮へい体の外観

2-2. 評価

性能確認試験の結果と解析コード等を用いた計算により，遮へい体の性能評価を行い，減衰傾向が一致していることが確認できた。

3. 簡易設計法

遮へい体内の水の実効厚さと減衰率の関係を整理して，現場の線源状況に応じた簡易設計法を検討した。

4. 結言

作業員の被ばく線量を低減するために，注水型多機能遮へい体を試作した。また，試作品の点状線源に対する遮へい性能確認試験を実施し，その結果を用いて，簡易設計法を検討した。今後は，分布した線源に対する評価手法を確立し，現場に適した注水型多機能遮へい体の実証を進める予定である。

---

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1], Toshimine Matsuo[1], and Koichi Takeo[1]
[1]TAISEI CORPORATION

遮蔽材料標準の策定について
(4) 放射線施設におけるコンクリートの遮蔽標準策定の基本的な考え方

Discussion on the Standardization of Shielding Material
(4) Investigation on basic concept of shielding standard for concrete

*木村 健一[1]，丸山 一平[2]，和田 浩之[3]，紺谷 修[4]，前中 敏伸[5]，
奥野 功一[6]，大石 晃嗣[7]，谷口 雅弘[8]
[1]株式会社フジタ，[2]名古屋大学，[3]中部電力株式会社，[4]鹿島建設株式会社，[5]株式会社竹中工務店，
[6]安藤ハザマ，[7]株式会社日本環境調査研究所，[8]大成建設株式会社

遮蔽材料の標準化に当たっては、その根拠が重要である。特に遮蔽コンクリートの場合には、JISやJASS等においても“標準”となるコンクリートとしての規定はされていない。そのため遮蔽材料としての標準コンクリートを成立させるための要件を明らかにし、過去のデータを基にして試行的標準としての平均的コンクリートを紹介する。

キーワード：遮蔽材料，標準化，遮蔽コンクリート

1. はじめに

原子炉や放射線を利用する施設における遮蔽材料の材料の標準化に当たって、多様な素材からなるコンクリートにまず焦点をあてている。今回のシリーズ発表では、今春の(1)～(3)に引き続いて、(4)標準策定の基本的考え方、(5)策定すべき遮蔽材料と内容、(6)感度解析（その 2）として、作業会での活動の一端を紹介する。

標準を策定するには、素材やコンクリート自体に関する多くのデータが必要であるが、それに加えて、“標準といえるための論理”が必要である。その取組みの第一段階として、“平均的なコンクリート”を設定した。本稿では、その基本的な考え方と 2000 年頃のデータを基にした“平均的コンクリート 2003”の組成を紹介する。

2. 基本的考え方

①コンクリートを構成する材料を３つの素材（骨材、セメント、水）とし、その比率（調合）を定める。

②骨材については、資源エネルギー庁の 1996 年データ[1)]から各岩種（砂岩、安山岩、石灰石など）の生産量から得られる岩石比率とその成分組成比率から、平均的な骨材の組成比率を得る。

③セメントについては、1997 年の国内セメント生産量[2)]と各種セメントの成分組成[2)]から、平均的なセメントの組成比率を得る。

④３つの素材の比率については、国内７サイトの原子力発電所における遮蔽用及び一般構造用のコンクリート調合[3)]の平均値から、セメント量 300 kg/m^3、細骨材量 773 kg/m^3、粗骨材量 1,093 kg/m^3、水 120 kg/m^3（結合水と自由水をそれぞれ 60 kg/m^3）とする。

表 平均的コンクリート 2003

元素	原子量	原子数密度 ×10^{24}
H	1.008	8.02E-03
C	12.01	7.02E-04
O	16.00	4.13E-02
Na	22.99	1.02E-03
Mg	24.31	7.18E-04
Al	26.98	2.88E-03
Si	28.09	1.27E-02
P	30.97	1.94E-05
K	39.10	6.47E-04
Ca	40.08	3.40E-03
Ti	47.87	8.81E-05
Mn	54.94	1.10E-05
Fe	55.85	7.33E-04
密度(g/cm^{-3})		2.26

3. まとめ –平均的コンクリート組成 2003–

前項に従って集計・計算した「平均的コンクリート組成 2003」を表に示す。今回紹介した手法とそれに従って算出した組成を含めて、標準策定のための基本的な考え方を明らかにして、その方法論や方向性についての議論を深めることにより、今後の標準化作業を進めて行きたい。

参考文献 [1] http://www.enecho.meti.go.jp/category/resources_and_fuel/mineral_resource/situation/004/ [2] 「セメントの常識」、セメント協会、2000 年 [3] 「土木・建設技術者のための最新コンクリート工事ハンドブック」 建設産業調査会 1996 年

*Ken-ichi Kimura[1], Ippei Maruyama[2], Hiroyuki Wada[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Koichi Okuno[6], Koji Oishi[7], and Masahiro Taniguchi[8]
[1]Fujita Corporation, [2]Nagoya University, [3]CHUBU Electric Power Co.,Inc., [4]KAJIMA Corp., [5]TAKENAKA Corporation, [6]Hazama-Ando Corporation, [7]Japan Environment Research Co., LTD., [8] Taisei Corporation

遮蔽材料標準の策定について
（5）策定すべき遮蔽材料と内容

Discussion on the standardization of shielding material
(5) Standardization of shielding material and it's contents

*奥野 功一[1]，木村 健一[2]，谷口 雅弘[3]，紺谷 修[4]，前中 敏伸[5]，平尾 好弘[6]，
吉田 昌弘[7]，石川 智之[8]，大石 晃嗣[9]，田中 健一[10]
[1]安藤ハザマ，[2]株式会社フジタ，[3]大成建設株式会社，[4]鹿島建設株式会社，[5]株式会社竹中工務店，[6]国立研究開発法人 海上技術安全研究所，[7]原子力安全技術センター，[8]伊藤忠テクノソリューションズ（株），[9]日本環境調査研究所，[10]一般財団法人エネルギー総合工学研究所

遮蔽材料のうち、まず初めにコンクリートに対する遮蔽材料標準の検討を行っている。コンクリートを構成する成分のうち、水分は時間等により変動する。特に中性子の遮蔽では水分量が影響するため、コンクリートに含まれる水分を把握することは重要である。またコンクリート以外で広く用いられている遮蔽材料に対する材料標準についても検討する予定である。

キーワード：遮蔽材料，標準，コンクリート，標準，

1. 緒言

放射線遮蔽のために広く用いられている材料として、コンクリート、鉄、鉛、ポリエチレン、水等がある。これら材料のうち、コンクリート以外の材料は含まれる元素の種類も少なく、かつ原子数密度の値のバラつきも少ないと考えられるが、コンクリートは天然の原材料を用いているため、材料に含まれる元素の種類が多く、かつバラつきも多い。本作業会では、遮蔽材料の中で最も多く用いられているコンクリートから遮蔽材料標準の検討を行っている。

2. コンクリートに係る遮蔽材料標準

コンクリートの遮蔽材料標準として、架空のコンクリートの材料標準を策定しても意味が無いため、実際の建築物が成立する材料標準を策定しようとしている。施設の建設工事において、コンクリートはRIや医療、加速器施設に対しては日本建築学会発刊の標準仕様書であるJASS5「鉄筋コンクリート工事」、原子力施設に対してはJASS 5N「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に基づいて品質管理と施工が行われる。これらの標準仕様書は品質管理に重点を置いており、元素組成など遮蔽検討に必要な情報は少ない。そのため、出来るだけ多くの元素組成等のデータ収集も検討している。

一方、コンクリートを構成する元素のうち水分は時間等により変動するが、特に中性子の遮蔽では水分量が影響するため、遮蔽壁コンクリートに含まれる水分を把握することは重要である。そこでJASS 5Nを参考にしてコンクリートに含まれる水分の幅を検討し、その影響度を把握するため感度解析に供した。

3. 今後

まず初めにコンクリートの材料標準に係る検討を行っているが、コンクリートの後は、コンクリート同様遮蔽材料として広く用いられている鉄、鉛、ポリエチレン、水等の遮蔽材料標準も検討していく予定である。

---

*Koichi Okuno[1], Kennichi Kimura[2], Masahiro Taniguchi[3], Osamu Kontani[4], Toshinobu Maenaka[5], Yoshihiro Hirao[6], Masahiro Yoshida[7], Satosh Ishikawa[8], Koji Oishi[9], Ken-ichi Tanaka[10]

[1]Hazama-Ando Corporation, [2]Fujita Corporation, [3]TAISEI Corp., [4]KAJIMA Corporation, [5]TAKENAKA Corporation, [6]National Maritime Research Institute, [7]Nuclear Safety Technology Center, [8]ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [9]Japan Environment Research Co. LTD., [10]The Institute of Applied Energy

遮蔽材料標準の策定について
（６）　標準遮蔽コンクリートに対する遮蔽計算上の感度解析（その２）

Discussion on the Standardization of Shielding Material

(6)　Sensitivity Analysis for shielding concrete standard (progress report)

*中田　幹裕[1]，廣内　崇幸[2]，尾方　智洋[3]，坂本　浩紀[4]，坂本　幸夫[5]，
月山　俊尚[6]，河野　秀紀[5]，天野　俊雄[7]，小迫　和明[8]，河野　直文[6]
[1]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[2]株式会社　東芝，[3]三菱重工業株式会社，
[4]トランスニュークリア株式会社，[5]株式会社アトックス，[6]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株），[7]伊藤忠テクノソリューションズ（株），[8]清水建設株式会社

遮蔽材料標準の策定に際し、遮蔽コンクリートにおけるコンクリート組成と水分量の変動が、中性子及びガンマ線に及ぼす影響の感度解析を進めている。本報告ではその進捗結果について報告する。

キーワード：遮蔽コンクリート，線量当量率，感度解析

1. はじめに

遮蔽計算に用いる遮蔽材料組成データの標準化のため、成分及び水分量変動が、遮蔽透過後の線量当量率へ与える影響検討を実施中である。この検討条件・進捗状況・今後の検討方針について紹介する。

2. 感度解析

2-1. 成分変動による中性子線量影響

2016 年春の大会で、コンクリート成分を±3σ変化させた場合の、中性子線量率への影響を試算した結果、密度の 8%程度変動に主に起因することを報告した。

今回は、現実のコンクリート製造時の密度変動を公開情報から整理し、密度変更で変動幅を制限し、製造時成分変動による影響を精緻化した。

2-2. 水分量変動による中性子線量影響

中性子線源に対するコンクリート中の水分変動による、中性子及び 2 次ガンマ線線量率の変動を評価した。水分量は、自由水の量を 0（絶対乾燥状態）、0.04、0.1g/cm3 の 3 種類設定した。水分量の増加で 2 次γ線量率は増加するが、合計線量率は減少することを確認した。

2-3. γ線源に対する感度解析

γ線源による感度解析を実施した。成分変動と水分量変動ともに 2m 位置で 1 桁を超える差となった。計算結果から評価した質量減衰傾向は、全ケース同等となり、元素組成の差異は影響なく、密度に起因すると判断された。

3. 今後の検討方針

今後、国内外コンクリート組成調査結果を踏まえ、標準コンクリート組成に対する同一密度での元素組成変動に対する遮蔽透過後の線量率変動感度解析を実施予定である。標準作成に際しては、成分変動(密度変動)、元素組成変動、水分量変動結果を踏まえ、標準コンクリート組成を遮蔽設計に用いる際の、製造時成分変動、骨材等材料変動、環境条件による水分量変化が線量率に与える影響を総合的に評価し、標準コンクリート組成のサポート情報とする。

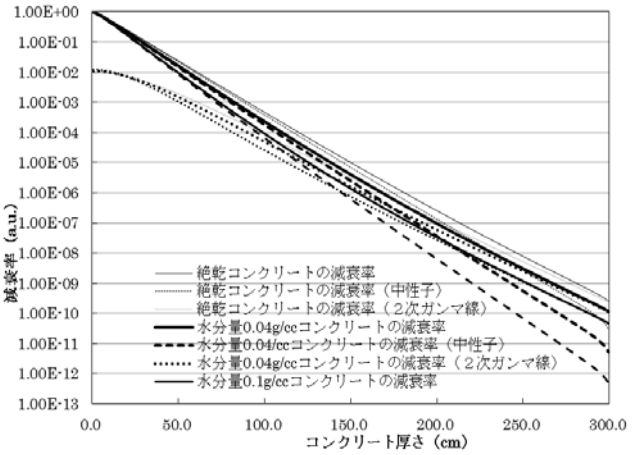


図-1　水分量変動に対する中性子線源線量率変動例

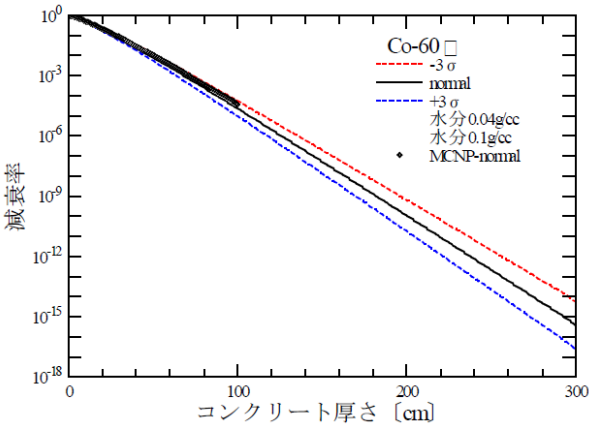


図-2　γ線源に対する感度解析事例

Mikihiro Nakata [1], Takayuki Hirouchi [2], Tomohiro Ogata [3], Hiroki Sakamoto [4], Yukio Sakamoto [5], Toshihisa Tsukiyama [6], Hidenori Kawano [5], Toshio Amano [7], Kazuaki Kosako [8], Naofumi Kawano [6]
[1]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, [2]TOSHIBA corp., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4] Transnuclear Tokyo, [5] ATOX Corp., [6] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, [7] ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [8] Shimizu Corporation

General Meeting

[GM1F] 「原子力発電部会」第30回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[GM1F] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room F)

[GM1F] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM1H] 「再処理・リサイクル部会」第31回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[GM1H] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room H)

[GM1H] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM1K]「熱流動部会」第47回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[GM1K] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room K)

[GM1K] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM1M] 「核融合工学部会」第47回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[GM1M] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room M)

[GM1M] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

General Meeting

[GM1N]「核データ部会」第34回全体会議

Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[GM1N] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Wed. Sep 7, 2016 12:00 PM - 1:00 PM Room N)

[GM1N] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan