Fri. Sep 9, 2016

Room B

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[3B01-05] Physical properties of molten core materials

Chair: Takeshi Sonoda (CRIEPI)
9:30 AM - 10:55 AM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B01] Physical properties of molten core materials
*Shinsuke Yamanaka[1], Yuji Ohishi [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1.Osaka University)
9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Physical properties of molten core materials
*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center (DLR e. V.), 3.University of Fukui)
9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Physical properties of molten core materials
*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center, 3.University of Fukui)
10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Physical properties of molten core materials
*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,5] (1.Graduate school of engineering, Osaka univ., 2.Institute of material research, Tohoku univ., 3.JAXA, 4.Advanced Engineering Services, 5.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)
10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] Physical properties of molten core materials
*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka Univ., 2.Univ. of Fukui)
10:30 AM - 10:45 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B06-09] MA fuel

Chair: Shinji Sasaki (JAEA)
10:55 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B06] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4] (1.JAEA, 2.JFCC, 3.Osaka University, 4.IDC)
10:55 AM - 11:10 AM

[3B07] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
*Tetsushi Matsuda[1], Hiroaki Muta[2], Kosuke Tanaka[3] (1.Japan Fine Ceramics Center, 2.Osaka University, 3.Japan Atomic Energy Agency)
11:10 AM - 11:25 AM

[3B08] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
*Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)
11:25 AM - 11:40 AM

[3B09] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B10-12] Molten fuel, FP behavior

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)
2:45 PM - 3:35 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B10] Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels
*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Jean-Paul Glatz[2], Vincenzo Rondinella[2] (1.CRIEPI, 2.ITU)
2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Synthesis of CeO_2 based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I
*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], Fidelma Giulia Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] (1.Osaka Univ., 2.JST PREST, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Univ. of Fukui)
3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects
*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka Univ., 2.JST PRESTO, 3.Univ. of Fukui)
3:15 PM - 3:30 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B13-17] Liquid fuel, MOX fuel

Chair: Hiroaki Muta (Osaka Univ.)
3:35 PM - 5:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B13] Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry
*Moto yasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,3], Tsuyoshi Iwashita[4], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[2] (1.Univ. of Tokyo, 2.TTS inc, 3.NIFS, 4.ES Technology, 5.KEK)
3:35 PM - 3:50 PM

[3B14] Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor; Irradiation Rig Performance
*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Hartmann Christian[5], Karlsen Jon-Martin[5], Beere William[5], Hansen Jorn-Harald[5] (1.Thorium Tech Solution inc., 2.U.Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE)
3:50 PM - 4:05 PM

[3B15] Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$
*Shinya Nakamichi[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2], Andrew Nelson[3], Kenneth McClellan[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd, 3.Los Alamos National Laboratory)
4:05 PM - 4:20 PM

[3B16] Oxygen potential representation of $(U,Pu)O_2$
*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Kato[1], Masahiko Machida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
4:20 PM - 4:35 PM

[3B17] Restructuring behavior of annular irradiated fuel
*Shinji Sasaki[1], Misaki Isozaki[2], Akihiro Ishimi[1], Koji Maeda[3] (1.Fuels Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 2.Alfa-Gamma Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 3.Materials Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

Room C

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C01-03] Long-term integrity of the fuel assembly

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)
9:30 AM - 10:20 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C01] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
*Toru Higuchi[1], Shinichi Ishioka[1], Shigeaki Tanaka[2], Yasuo Morishima[2], Fumiyoshi Ueno[3], Koji Maeda[3] (1.HGNE, 2.Toshiba, 3.JAEA)
9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
*Shinichi Ishioka[1], TORU HIGUCHI [1], JUNJI MATSUNAGA[2], MASAKI AOMI[2] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.)
9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2], Fumiyoshi Ueno[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)
10:00 AM - 10:15 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C04-06] Radiolysis

Chair: Takumi Terachi (INSS)
10:20 AM - 11:10 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C04] Experimental Evaluation of Primary Yields of

©Atomic Energy Society of Japan

Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems
*Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2], Masao Inoue[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University)
10:20 AM - 10:35 AM

[3C05] Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature
*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] (1.Osaka Univ., 2.Japan Radioisotope Association, 3.Univ. of Tokyo)
10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation
*Nicephore Bonnet[1], David Carlson[1] (1.Kurion)
10:50 AM - 11:05 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C07-10] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)
11:10 AM - 12:15 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C07] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization
*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa Ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Chubu Electric Power Co., Inc.)
11:10 AM - 11:25 AM

[3C08] Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change
*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] (1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
11:25 AM - 11:40 AM

[3C09] Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device
*Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Hiroko Nakano[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.Kaken Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency)
11:40 AM - 11:55 AM

[3C10] PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests
*Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Nobuo Totsuka[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)
11:55 AM - 12:10 PM

Room D

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

[3D01-05] property/corrosion of radioactive waste

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)
10:40 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[3D01] High sensitivity analysis of the long half-life nuclides for the radioactivity evaluation of re-processing waste
*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Hiroshi Noda[3], Hiroyuki Matsuzaki[4] (1.Nucler Deveropment Corporation, 2.Mitsubishi Heavy Industories,LTD, 3.Japan Nucler Fuel Limited, 4.The University of Tokyo)
10:40 AM - 10:55 AM

[3D02] Estimation of source term for spent fuel disposal
*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Kunihiko Akahori[2], Takahiro Chikazawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi materials)
10:55 AM - 11:10 AM

[3D03] Estimation of source term for spent fuel disposal
*Akira Kitamura[1], Kuniaki Akahori[2] (1.JAEA, 2.Mitsubishi Materials Co.)
11:10 AM - 11:25 AM

[3D04] Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG
*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University)
11:25 AM - 11:40 AM

[3D05] Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions
*Ryo Nakabayashi[1], Tomonari Fujita[1] (1.Central

©Atomic Energy Society of Japan

Research Institute of Electric Power Industry)
11:40 AM - 11:55 AM

Room E

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

[3E01-09] Characterization of Fuel Debris

Chair: Yoshinao Kobayashi (Tokyo Tech)
9:40 AM - 12:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[3E01] Characterization of Fuel Debris (28' A)
*HIDEKI OGINO[1], KIMIHIKO YANO[1], MASAHIDE TAKANO[1], TADAHIRO WASHIYA[1], YASUAKI MIYAMOTO[1], SHOHEI KAWANO[2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency), 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corporation))
9:40 AM - 9:55 AM

[3E02] Characterization of Fuel Debris (28' A)
*Takanori Hoshino[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)
9:55 AM - 10:10 AM

[3E03] Characterization of Fuel Debris (28'A)
*Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1,2], Ayako Sudo[1,2] (1.JAEA, 2.IRID)
10:10 AM - 10:25 AM

[3E04] Characterization of Fuel Debris (28' A)
*Ayako Sudo[1,2], Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning)
10:25 AM - 10:40 AM

[3E05] Characterization of Fuel Debris (28' A)
*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1], Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2] (1.IRID/JAEA, 2.CEA)
10:40 AM - 10:55 AM

[3E06] Characterization of Fuel debris (28'A)
*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yuya Takahashi[1], Masaki Asano[1], Naomitsu Toyohara[1] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corp.))
10:55 AM - 11:10 AM

[3E07] Characterization of Fuel Debris (28' A)
*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yasuo Morishima[1], Masumitsu Toyohara[1] (1.IRID(Toshiba))
11:10 AM - 11:25 AM

[3E08] Characterization of Fuel Debris (28A')
*Seiya Suzuki[1,2], Akira Nakayoshi[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency)
11:25 AM - 11:40 AM

[3E09] Characterization of Fuel Debris (28'A)
*Masahiro Nishina[1], Shun Hirooka[1], Kyoichi Morimoto[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3E10-17] Dcommissioning technologies for Fukushima accident

Chair: Masahide Takano (JAEA)
2:45 PM - 4:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[3E10] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)
2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)
3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident
Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3], *Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)
3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-

©Atomic Energy Society of Japan

resistant concrete
*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] （1.TOSHIBA CORPORATION, 2.HAZAMA ANDO CORPORATION）
3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2], Shigeyoshi Nagataki[3] （1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology）
3:45 PM - 4:00 PM

[3E15] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
*Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hiroshi Masaki[2] （1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION）
4:00 PM - 4:15 PM

[3E16] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] （1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION）
4:15 PM - 4:30 PM

[3E17] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
*Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] （1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION）
4:30 PM - 4:45 PM

Room F

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

[3F01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Keita Irisawa (JAEA)
9:30 AM - 10:50 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
*tadayuki takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku Univ., 2.Japan Nuclear Fuel Limited）
9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste
*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1] （1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.）
9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste
*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）
10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides
*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Toshiba corporation）
10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability
*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4], Hiroshi Oikawa[4] （1.Shibaura Institute Of Technology, Graduate School, 2.Shibaura Institute Of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.GL Sciences）
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3F06-09] Secondary aqueous waste treatment 1

Chair: Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)
10:50 AM - 11:55 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F06] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Yuzuru Ito[1], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] （1.Japan Atomic

©Atomic Energy Society of Japan

Energy Agency, 2.The University of Sheffield, 3.Kyoto University, 4.ADVAN ENG.co., ltd.)
10:50 AM - 11:05 AM

[3F07] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
*Kieta Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1], Hajime Kinoshita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield)
11:05 AM - 11:20 AM

[3F08] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
Maria Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1] (1.The University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)
11:20 AM - 11:35 AM

[3F09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
*Maria Ines Garcia Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[2,1], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1] (1.University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3F10-13] Secondary aqeous waste treatment 2

Chair: Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)
2:45 PM - 3:50 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F10] Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating
*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Osamu Nakazawa[1,2] (1.IRID, 2.JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment
*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Fumio Kurosaki[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.UNION SHOWA K.K., 4.Kurita Water Industries Ltd.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment
*Fumio Kurosaki[1], Hiroshi Ueda[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Junya Sato[2,3], Osanu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4] (1.UNION SHOWA K. K., 2.JAEA, 3.IRID, 4.Kurita Water Industries Ltd.)
3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment
Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hirotsugu Ueda[4], Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], hitoshi mimura[4] (1.IRID, 2.JAEA, 3.Kurita Water Industries.Ltd., 4.UNION SHOWA K.K.)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[3F14-17] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)
3:50 PM - 4:55 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F14] A study on the recovery of selenium from molten chloride salts
*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1.CRIEPI)
3:50 PM - 4:05 PM

[3F15] Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger
*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)
4:05 PM - 4:20 PM

[3F16] Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents
*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
4:20 PM - 4:35 PM

[3F17] Study on Separation Behavior of Strontium and

©Atomic Energy Society of Japan

Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents(2)
*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1]
（1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2.J-TECH LTD）
4:35 PM - 4:50 PM

Room G

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

[3G01-04] Safety Evaluation on LWR 3

Chair: Yoshihiro Kojima (TOSHIBA CORPORATION)
9:30 AM - 10:35 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G01] Development of Tool for Containment Vent Timing using MAAP Database
*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryousuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2], Hiroshi Kawai[2]
（1.TEPCO HOLDINGS, 2.TepcoSystems）
9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Development of Tool for Containment Vent Timing Prediction using MAAP Database
*Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2], Hiroshi Kawai[1]
（1.TEPCO SYSTEMS, 2.TEPCO Holdings）
9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Development and use of core damage pre-determination tool in case of low-pressure water injection during accident
*ryosuke katayose[1], Hidetaka Imai[1], Yasuo Ishizaki[1]
（1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.）
10:00 AM - 10:15 AM

[3G04] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)
*Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Koichi Mizuno[1], Yukio Furutani[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kazutoshi Eto[5], Hirohide Oikawa[2] （1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company）
10:15 AM - 10:30 AM

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

[3G05-09] Earthquake Resistant Technology 1

Chair: Takenori Hida (Univ. of Tokyo)
10:35 AM - 12:00 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G05] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA
*Katsumi Ebisawa[1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kazuhiko Kikuchi[3] （1.CRIEPI, 2.MHI, 3.YONDEN）
10:35 AM - 10:50 AM

[3G06] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA
*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5], Tsuyoshi takada[6] （1.CRIEPI, 2.TAISEI, 3.MHI, 4.YONDEN, 5.RTRI, 6.The Univ. of Tokyo）
10:50 AM - 11:05 AM

[3G07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA
*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3]
（1.MHI, 2.YONDEN, 3.CRIEPI）
11:05 AM - 11:20 AM

[3G08] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core
*Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] （1.Mitsubishi heavy industries, LTD.）
11:20 AM - 11:35 AM

[3G09] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core
Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], *Shinichiro MATSUBARA[1], Iwao Ikarimoto[1] （1.MHI）
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3G10-13] Earthquake Resistant Technology 2

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI)
2:45 PM - 3:50 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] （1.Saitama Institute of Technology, 2.Tokyo Denki University, 3.The University of Tokyo）
2:45 PM - 3:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[3G11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] (1.Tokyo City University, 2.The University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1] (1.The University of Tokyo)
3:15 PM - 3:30 PM

[3G13] Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement
*Masanobu Kmiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] (1.The Japan Atomic Power Company)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[3G14-16] Earthquake Resistant Technology 3

Chair: Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)
3:50 PM - 4:40 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G14] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
*Takahide Akimoto[1], Shin-ich Yoshida[1], Yoshitaka Takeuchi[1], Yasuo Okochi[2], Shinji Kosugi[3], Kunihiko Sato[4], Hideo Hirai[5] (1.Obayashi Corporation., 2.Chubu Electric Power Co., Inc., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Toshiba Corporation)
3:50 PM - 4:05 PM

[3G15] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
*SHUNSUKE FUKUSHIMA[1], Masakazu JIMBO[1], Akihito OTANI[2], Tetsuo IMAOKA[4], Kunihiko SATO[3], Ryusuke HARAGUCHI[3], Shigenobu ONISHI[5], Yutaka Suzuki[6] (1.Toshiba Corporation, 2.IHI Corporation, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 5.Chubu Electric Power Co., Inc., 6.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd)
4:05 PM - 4:20 PM

[3G16] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant
*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3], Tetsuo Imaoka[4] (1.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2.Chubu Electric Power Co. Inc., 3.Toshiba Corporation, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)
4:20 PM - 4:35 PM

Room H

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

[3H01-05] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 2

Chair: Mitsuhiro Takanashi (NRA)
9:30 AM - 10:50 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yosikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)
9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)
9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited Corporation)
10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro

©Atomic Energy Society of Japan

Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)
10:15 AM - 10:30 AM

[3H05] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Material Corporation)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3H06-09] Development of Test Facility and Technology

Chair: Kenji Kamiyama (JAEA)
10:50 AM - 12:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H06] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
*Ikken Sato[1], Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] (1.JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave
*Masanari Kuroiwa[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1.Kyushu University Faculty of Engineering)
11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of fuel degradation and relocation test equipment under severe accident
*Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Shigeru Kurematsu[2], Toshiya Kido[2], Masaki Kurata[3] (1.CRIEPI, 2.NDC, 3.JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3H10-13] Safety Evaluation on Fast Rector 1

Chair: Yoshitaka Fukano (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H10] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors
*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[3H11] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors
*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[3H12] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors
*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[3H13] Development of an evaluation methodology for in-place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors
*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[1], Tohru Suzuki[1], Ken-ichi Matsuba[1] (1.JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[3H14-17] Safety Evaluation on Fast Rector 2

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)
3:50 PM - 4:55 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H14] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor
*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] (1.JAEA, 2.Fukui Univ.)
3:50 PM - 4:05 PM

[3H15] Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

©Atomic Energy Society of Japan

*Ye YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1]
（1.University of Tokyo）
4:05 PM - 4:20 PM

[3H16] Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor
*Yoshitaka Fukano[1]（1.JAEA）
4:20 PM - 4:35 PM

[3H17] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool
*Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Isao Tatewaki[1]（1.Kyushu Univ.）
4:35 PM - 4:50 PM

Room I

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1 Advanced Reactor System

[3I01-07] Knowledge preservation of Monju data and next generation sodium-cooled reactor

Chair: Kazuyuki Demachi (Univ. of Tokyo)
10:00 AM - 11:55 AM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[3I01] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data
*hiromasa sawazaki[1], naoyuki kisohara[1], yoshihide nakamura[1], takeshi sato[1]（1.JAEA）
10:00 AM - 10:15 AM

[3I02] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data
*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takeshi Sato[1], Naoyuki Kisohara[1]（1.JAEA）
10:15 AM - 10:30 AM

[3I03] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data
*Takeshi Sato[1], Yasushi Ohkawachi[1], Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）
10:30 AM - 10:45 AM

[3I04] Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor
*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Eto Masao[2], Shoko Matsunaga[2]（1.JAEA, 2.MFBR）
10:45 AM - 11:00 AM

[3I05] Measures to prevent Loss of Heat Removal System in Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor
*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], takashi Shoji[2], shuhei Nakata[2]（1.JAEA, 2.MFBR）
11:00 AM - 11:15 AM

[3I06] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor
*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2], Yukihide Mori[2]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubushi FBR Systems, INC.）
11:15 AM - 11:30 AM

[3I07] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor
*HIROYUKI SAITO[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3], Seiichiro Maeda[3]（1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA）
11:30 AM - 11:45 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1 Advanced Reactor System

[3I08-14] Space reactor, high-temperature gas-cooled reactor, and coated-particle-fueled light water reactor

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)
2:45 PM - 4:40 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[3I08] Small nuclear reactor for dispersed power systems
*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1], Yoshiro Nishioka[1]
（1.Toshiba）
2:45 PM - 3:00 PM

[3I09] Small nuclear reactor for dispersed power systems
*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1]
（1.TOSHIBA）
3:00 PM - 3:15 PM

[3I10] Small nuclear reactor for dispersed power systems
*Taishi Yoshida[1], Rei Kimura[1], Kunio Hoshino[1], Satoshi Wada[1], Yoshihiro Hyodo[1], Yoshiro Nishioka[1]
（1.Toshiba）
3:15 PM - 3:30 PM

[3I11] Batch wise burnup analysis and fuel pin

©Atomic Energy Society of Japan

temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*TAKAYA SUZUKI[1], NAOYUKI TAKAKI[1] (1.Tokyo City University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3I12] Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*Takenori Yamamoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1.Kumamoto University, 2.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[3I13] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University)

4:00 PM - 4:15 PM

[3I14] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Kuniyoshi Takamatsu[2] (1.Kyushu Univ., 2.JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

Room J

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

[3J01-03] Environmental Remediation 2

Chair: Iwao Shimoyama (JAEA)

9:30 AM - 10:20 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J01] On-site test for the decontamination of designated wastes

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki ozaki[2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Aiichiro Fujinaga[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4] (1.Kyoto University Research Reactor Instituite, 2.Osaka Sangyo University, 3.Edith Cowan University, 4.Osaka Prefecture University)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Ohsaka[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Volume Reduction of Cesium Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3] (1.Osaka University, 2.Fukui University of Technology, 3.JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[3J04-09] FDNPP Accident: Radiation Measurement

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

10:20 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J04] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masaki Anodoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Kazuya Yoshimura[1], Tetsuro Sato[2], Takashi Kano[1], Hideaki Yamamoto[1] (1.JAEA, 2.HSE)

10:20 AM - 10:35 AM

[3J05] Mapping project in Fukushima and related researches

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] (1.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3J06] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kobayashi Shingo[1], Yukio Uchihori[1], Hisashi Kitamura[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2] (1.QST/NIRS, 2.Meisei Electric Co., Ltd.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3J07] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1], Kenso Fujiwara[1] (1.JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3J08] Mapping project in Fukushima and related researches

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3], Junko Takahashi[4] (1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.Hirosaki University, 4.University

©Atomic Energy Society of Japan

of Tsukuba)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J09] Mapping project in Fukushima and related researches

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3] (1.Kyoto Univ., 2.Fukushima Agricultural Technology Center, 3.Matsuura Denkosha)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3J10-13] FDNPP Accident: Radiation Dose Assessment

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:50 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J10] Mapping project in Fukushima and related researches

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2], Kimiaki Saito[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Mapping project in Fukushima and related researches

*Norihiro MATSUDA[1], Isamu HISANAGA[2], Masayuki GOTO[2], Akihiro KAIMORI[3], Kimiaki SAITO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.G-tech, 3.Wood structure prom inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Mapping project in Fukushima and related researches

*Tetsuro Sato[1], Kimiaki Saito[2], Masaki Andoh[2] (1.Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J13] Mapping project in Fukushima and related researches

*Haruko Murakami Wainwright[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] (1.Lawrence Berkeley National Laboratory, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[3J14-17] FDNPP Accident: Environmental Transfer

Chair: Tadahiko Tsuruta (JAEA)

3:50 PM - 4:55 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J14] Mapping project in Fukushima and related researches

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Nicolas Loffredo[1], Keigo Hisadome[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Asia Air Survey)

3:50 PM - 4:05 PM

[3J15] Mapping project in Fukushima and related researches

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki KURAMOTO[1], Yuichi Onda[2], Kazuya Yoshimura[3] (1.Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, 2.University of Tsukuba, 3.JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[3J16] Mapping project in Fukushima and related researches

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] (1.Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba)

4:20 PM - 4:35 PM

[3J17] Mapping project in Fukushima and related researches

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2], Kouichi Sakakibara[2], Yuutarou Satou[2] (1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

4:35 PM - 4:50 PM

Room K

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

[3K01-05] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Susumu Yamashita(JAEA)

9:30 AM - 10:55 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K01] Effect of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian gang[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1.The University of Electro-Communications)

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Interfacial Friction Factor for Counter-current

©Atomic Energy Society of Japan

Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes
*Takayoshi Kusunoki[1], Michio MURASE[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Akio TOMIYAMA[2], Katsuya MORI[2]
（1.INSS, 2.Kobe University）
9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.INSS, 2.Kobe University）
10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line
*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.INSS, 2.Kobe U.）
10:15 AM - 10:30 AM

[3K05] Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray
Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1], *Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2] （1.KEPCO, 2.MHI）
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3K06-09] Source Term

Chair: Akira Nakamura (INSS)
10:55 AM - 12:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K06] Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.
*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）
10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1]
（1.The Institute of Applied Energy）
11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1]
（1.The Institute of Applied Energy）
11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1]
（1.Institute of Applied Energy）
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3K10-12] Filtered Vent

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)
2:45 PM - 3:35 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K10] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）
2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency）
3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Gas phase jet behavior during pool scrubbing
*Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba）
3:15 PM - 3:30 PM

Room L

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

[3L01-04] Verification and Validation of Analysis Code

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L01] Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY
*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] （1.JAEA）
9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

©Atomic Energy Society of Japan

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] (1.MHI)
9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code
*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] (1.Nuclear Regulation Authority)
10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Verification and validation of the TRACE/PARCS code
*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[3L05-09] Development of Analysis Method

Chair: Hiroki Koike (MHI)
10:35 AM - 11:55 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L05] Development of three-dimensional heterogeneous transport code, GENESIS(2)
*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] (1.Nagoya University)
10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors
*Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[1] (1.JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5)
*Kazuteru Sugino[1], Maruyama Shuhei[1], Ohki Shigeo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels
*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya University Graduate School of Engineering)
11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)
*Tetsuo Matsumura[1] (1.CRIEPI)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3L10-14] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L10] Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method
*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] (1.Kyoto University, 2.Transnuclear Tokyo)
2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy
*Yoshiteru Sato[1], Takaya Suzuki[1], Naoyiki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], PengHong Liem[2] (1.Tokyo City Universitiy, 2.NAIS, Co., Inc.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
*Yoshitaka NAITO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)
3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)
*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Hong Peng LIEM[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)
3:30 PM - 3:45 PM

[3L14] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)
*Masaya SEKI[1], Yoshitaka NAITO[1], Shigekazu USUDA[1], Yoshihumi MITSUMOTO[1] (1.NAIS.Co.,Inc.)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[3L15-17] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Yoshio Kimura (Chuden CTI)
4:05 PM - 4:55 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L15] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant
*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)
4:05 PM - 4:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[3L16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoichiro Shimazu[2] (1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui)

4:20 PM - 4:35 PM

[3L17] Development of subcriticality minitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2], Masayuki Tojo[2] (1.Univ. of Fukui, 2.GNF-J)

4:35 PM - 4:50 PM

Room M

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[3M01-06] The Center of World Intelligence Project for Human Resource Development

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)
10:20 AM - 12:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[3M01] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1] (1.Tokyo Tech, 2.Univ. of Tokyo, 3.Tohoku Univ., 4.Fukui Univ., 5.NIT, Fukushima, 6.Fukushima Univ., 7.JGS)

10:20 AM - 10:35 AM

[3M02] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

10:35 AM - 10:50 AM

[3M03] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP (Nuclear Power Station)

*shunichi suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3] (1.The University of Tokyo, 2.Fukushima University, 3.Kobe University)

10:50 AM - 11:05 AM

[3M04] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1], Nobuyoshi Hara[1] (1.Tohoku University)

11:05 AM - 11:20 AM

[3M05] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Masaoyoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Ken Nakajima[2], Yuji Ohishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katsuyama[8] (1.Univ. of Fukui, 2.Kyoto Univ. Research Reactor Institute, 3.Osaka Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Osaka Prefecture Univ., 6.Fukui Univ. Technology, 7.WERC, 8.JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3M06] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Shiro Jitsukawa[1], Seichi Sato[1], Kazunori Akutagawa[1], Shigekazu Suzuki[1] (1.NIT Fukushima College)

11:35 AM - 11:50 AM

Room N

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology/203-2 Beam Measurements

[3N01-05] Accelerator and beam technologies

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)
9:30 AM - 10:50 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

©Atomic Energy Society of Japan

[3N01] Development of 10 MeV Ridgetron

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3] （1.IIR, Tokyo Tech, 2.Tokyo Tech, 3.TIME）

9:30 AM - 9:45 AM

[3N02] Four-beam IH-RFQ cavity design

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hyashizaki[2] （1.Tokyo tech, 2.Tokyo tech Institute of Innovative Research ）

9:45 AM - 10:00 AM

[3N03] Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] （1.QST）

10:00 AM - 10:15 AM

[3N04] Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*Aki MURATA[1], Shota Ikeda[1], Brian O'Rourke[3], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo Institute of Technology , 2.Tokyo Institute of Technology Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, 3.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[3N05] Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR）

10:30 AM - 10:45 AM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3N06-09] Measurement and analysis

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)
10:50 AM - 11:55 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[3N06] Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*Daisuke Ishikawa[1], Kyunghun Jung[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] （1.the Univ. of Tokyo）

10:50 AM - 11:05 AM

[3N07] Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3], Akira Uritani[3] （1.AIST, 2.BEAMX, 3.Nagoya University）

11:05 AM - 11:20 AM

[3N08] Study on LCS Gamma-ray Beam Profile Monitor by Using Conventional 2D-FPD

Hideaki Ohgaki[1], *Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3], Hiroaki Utsunomiya[4] （1.Kyoto University, 2.Pony Industry Co.,Ltd., 3.University of Hyogo, 4.Konan University）

11:20 AM - 11:35 AM

[3N09] Measurement of electron beam using interferometer and photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR, Osaka Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

Room O

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

[3O01-05] Imaging

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)
9:35 AM - 10:55 AM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[3O01] Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2], Shiro Sogabe[2] （1.TNES, 2.SHIEI）

9:35 AM - 9:50 AM

[3O02] Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7], Ryoji Enomoto[2,7], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[4,7], Mika Kagaya[1,7], Hiroshi Muraishi[5,7], Tatuo Yoshida[1,7], Ryo Wakamatsu[1,7], Takara Watanabe[6,7] （1.Ibaraki Univ., 2.ICRR, University of Tokyo, 3.Fuji electric Co., Ltd, 4.KEK, 5.Kitasato Univ., 6.Tokyo Metropolitan Univ., 7.Open-It）

9:50 AM - 10:05 AM

[3O03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 3)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Tadashi Yamasaki[2] （1.NAGOYA University, 2.Chubu Electric Power Co., Inc.）

10:05 AM - 10:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3O04] Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Eiji Takada[3], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya University, 2.Tokyo City University, 3.National Institute of Technology, Toyama College）

10:20 AM - 10:35 AM

[3O05] Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*kazuhiro kondo[1], tadahiro kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], ryo sasaki[1], yuta nagata[2], yukinobu watanabe[1] （1.Kyushu Univ.AEES, 2.Kyushu Univ.Faculty of Engineering）

10:35 AM - 10:50 AM

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

[3O06-09] Medical applications

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)

10:55 AM - 12:00 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[3O06] Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] （1.Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital, 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology）

10:55 AM - 11:10 AM

[3O07] Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*Mitsuhiro Nogami[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] （1.National Institute of Technology, Toyama College, 2.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3.University of Toyama）

11:10 AM - 11:25 AM

[3O08] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*YUHO HIRATA[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] （1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corp.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3O09] X-ray detector for two-dimensional energy-resolved CT with high spatial resolution 2

*Ikuo Kanno[1], Kazuki Yamauchi[1], Takumi Hamaguchi[1] （1.Kyoto Univ.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-1 Basic Properties

[3B01-05] Physical properties of molten core materials

Chair: Takeshi Sonoda (CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:55 AM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B01] Physical properties of molten core materials

*Shinsuke Yamanaka[1], Yuji Ohishi [1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] (1.Osaka University)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Physical properties of molten core materials

*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center (DLR e. V.), 3.University of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Physical properties of molten core materials

*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] (1.Osaka University, 2.German Aerospace Center, 3.University of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Physical properties of molten core materials

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,5] (1.Graduate school of engineering, Osaka univ., 2.Institute of material research, Tohoku univ., 3.JAXA, 4.Advanced Engineering Services, 5.Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] Physical properties of molten core materials

*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] (1.Osaka Univ., 2.Univ. of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

炉心溶融物の物性評価
(1) 研究概要と実験手法

Physical properties of molten core materials

(1) Outline of study and methodology

*山中 伸介[1,2]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]

[1]大阪大学，[2]福井大学

炉心溶融物の流出挙動を正確に推測するためには、炉心溶融物の精度の高い物性データが必要となる。本研究の目的は、種々の浮遊溶融法を炉心溶融物へ適用し、非接触で物性を測定することにより、炉心溶融物の物性についての知見を得ることである。本発表では、研究と実験手法の概要について述べる。

キーワード：炉心溶融物，浮遊溶融法，物性測定

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故進展過程を精度良く予測するためには、炉心溶融物の流下移動挙動や拡がり挙動を正確に予測することが重要である。粒子法のような計算科学的手法の発達により、粘性や表面張力のような溶融物の物性を元に、溶融物の挙動を予測することが可能になりつつある。ここで問題となるのは、炉心溶融物の物性の研究例が極めて限られていることである。従来の物性測定方法では、容器を用いて溶融物試料を保持する必要がある。しかし炉心溶融物は非常に高温の酸化物の溶融物や、化学的活性の高い金属の溶融物から構成されているため、試料を保持する容器と試料との反応を避けることが難しく、精度良く物性を測定することが困難である。そこで本研究では、静電浮遊法やガス浮遊法、電磁浮遊法といった種々の浮遊法を適用し、非接触で炉心溶融物の熱物性を測定することを目的とした。

2. 実験方法概要

炉心溶融物としては、燃料棒やコンクリート由来の酸化物（UO_2, ZrO_2, Al_2O_3, CaO, SiO_2 etc.）、被覆管や構造材由来の合金（Zr, Fe, Ni, Cr etc.）、制御棒由来の化合物（Fe, B etc.）が挙げられる。浮遊法には一長一短があり、測定対象の性質に合わせて適した浮遊法を用いる必要がある。静電浮遊法はクーロン力を利用して試料を浮遊させる方法であり、金属の浮遊に適した手法であるため、合金系の炉心溶融物の物性測定に用いた。ガス浮遊法はノズルからガスを噴出させることで試料を浮遊させる手法である。ガスの成分を調整することで試料の還元を防ぐことができるために、酸化物の浮遊に適しており、本研究では酸化物系の炉心溶融物の物性測定に用いた。電磁浮遊法は高周波磁場によって試料に誘導電流を発生させ、ローレンツ力によって試料を浮遊させる方法である。不活性ガス雰囲気での浮遊が可能であるため、試料の蒸発を防ぐことができる。そこで、本研究では蒸気圧が大きく異なる元素からなる Fe-B の浮遊に用いた。

静電浮遊法やガス浮遊法では、浮遊した試料をレーザー加熱によって加熱溶融させる。電磁浮遊法では、誘導電流によって試料が加熱される。溶融した試料の物性としては、密度、粘性、表面張力が測定可能である。密度については、試料の質量と、溶融した試料の画像から見積もった試料の体積より導出した。また、液滴振動を励起し、振動の周波数や減衰を測定することで、粘性や表面張力を得た。

*Shinsuke Yamanaka[1,2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], and Ken Kurosaki[1]

[1]Osaka Univ., [3] Univ. of Fukui

炉心溶融物の物性評価
(2) ガス浮遊法を用いて測定した ZrO_2-Al_2O_3 溶融物の粘性と密度

Physical properties of molten core materials

(2) Viscosity and density of Al_2O_3-ZrO_2 Molten Materials Measured by Aerodynamic Levitation

*大石 佑治[1]，Florian Kargl[2]，中森 文博[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]ドイツ航空宇宙センター，[3]福井大学

コアコンクリート反応では、コンクリートと炉心構成材が混合した溶融物が生成する。本研究では、コンクリートの成分の一つである Al_2O_3 と炉心溶融物の成分の一つである ZrO_2 が混合して溶融した ZrO_2-Al_2O_3 溶融物にガス浮遊法を適用し、溶融物の密度や粘性を測定した。

キーワード： コアコンクリート反応，Al_2O_3-ZrO_2 溶融物，ガス浮遊法，粘性，密度

1. 緒言

コアコンクリート反応(MCCI)では、コンクリート(Al_2O_3, SiO_2, CaO)と炉心構成材(UO_2, ZrO_2, Zr, Fe 等)が混合した溶融物が生成する。本研究では MCCI で生成する可能性のある溶融物の中でも Al_2O_3-ZrO_2 溶融物に着目した。Al_2O_3-ZrO_2 は共晶系(共晶組成 $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$、共晶温度 1861 °C)であることから、本研究では共晶組成を選択し、近年ドイツ航空宇宙センターにおいて開発されたガス浮遊法と液滴振動法を組み合わせた熱物性測定方法[1]を適用して密度や粘性を測定した。

2. 実験

$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の組成となるように ZrO_2 と Al_2O_3 粉末を混合し、1600 °C で 7 時間、空気中で焼結した。得られた焼結体から直径 2 mm 程度のサイズの小片を切り出し、O_2 を 10%程度混合した Ar ガスを用いてガス浮遊させた。試料は 2 台の CO_2 レーザー (出力 30 W) で加熱溶融し、音波によって液滴振動を励起した。試料をハイスピードカメラで撮影し、試料の輪郭から液滴振動の減衰係数を導出して粘性を計算した。

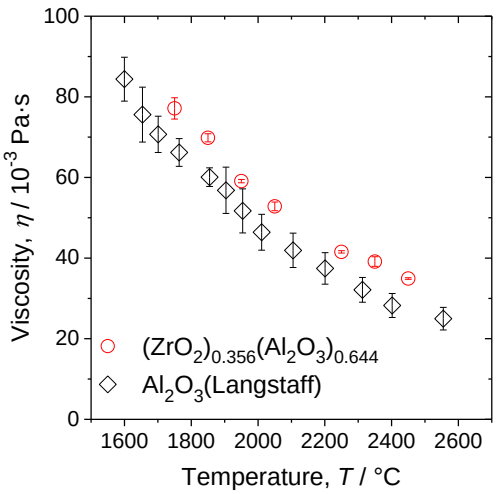


図 1 $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性の温度依存性。

3. 結果・考察

図 1 に、測定した $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性の温度依存性を Al_2O_3 の文献値[1]とともに示す。$(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性は温度と共に減少すること、また Al_2O_3 と比べて $(ZrO_2)_{0.356}(Al_2O_3)_{0.644}$ の粘性は高くなることが明らかとなった。

参考文献

[1] D. Langstaff, M. Gunn, G.N. Greaves, A. Marsing, F. Kargl, Rev. Sci. Instrum. 84 (2013).

*Yuji Ohishi[1], Florian Kargl[2], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2] German Aerospace Center, [3] Univ. of Fukui

炉心溶融物の物性評価
（3）電磁浮遊法を用いて測定した Fe-B 溶融物の密度

Physical properties of molten core materials

(3) Density of Fe-B Molten Materials Measured by Electromagnetic Levitation

*中森 文博[1]，Jürgen Brillo[2]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]ドイツ航空宇宙センター，[3]福井大学

BWR 用制御棒の構成材料である B_4C とステンレス鋼は、共晶反応により 1473 K 程度の比較的低温で溶融すると考えられている。本研究では、電磁浮遊法を用いて Fe-B を浮遊溶融させ、Fe-B 溶融物の密度を測定した。

キーワード：Fe-B 共晶反応，Fe-B 溶融物，電磁浮遊法，密度

1. 緒言

福島第一原子力発電所で炉心溶融を起こした原子炉は沸騰型軽水炉（BWR）であり、炉心損傷の初期段階において制御材料である B_4C が制御材料被覆材のステンレス鋼と共晶反応を起こすことで液相が生成すると考えられている [1)]。本研究では B_4C とステンレス鋼の主成分がそれぞれ B と Fe であることから溶融 Fe-B 合金に着目した。溶融 Fe-B 合金は化学的活性が高い点と、Fe と B の蒸気圧が大きく異なる点から物性を測定することが非常に難しい。そこで、本研究では無容器法の中でも不活性ガス雰囲気での浮遊が可能であるため試料の蒸発を防ぐことができる電磁浮遊法を用いた。電磁浮遊法は、高周波磁場によって試料に誘導電流を発生させ、ローレンツ力によって試料を浮遊させる方法である。本発表では溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度に関して報告する。

2. 実験方法と結果

試料は Fe（純度 99.99%）と B（純度 99.9 %）を共晶組成（$Fe_{0.83}B_{0.17}$）になるように秤量した後、アーク溶解炉を用いて溶融することで、約 1 g のボタン状 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金試料を 2 個作製した。作製したボタン状試料を電磁浮遊させた後、誘導電流にて試料を溶融・加熱させた時の画像から見積もった体積と試料の質量から密度を算出した。$Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の融点（共晶点）は 1445 K である。本研究で得られた溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度と温度の関係性を Fe 及び B 単体の報告例とともに図 1 に示す。$Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金の密度は、Fe と同程度であることがわかった。これらの密度と過剰体積の関係を評価する。

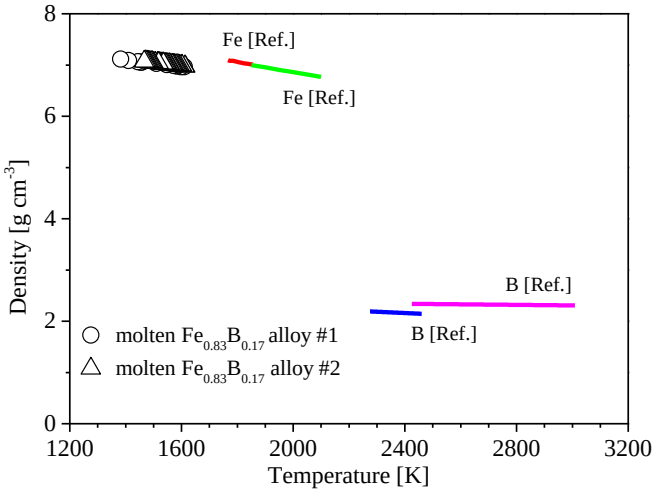


図 1　溶融 $Fe_{0.83}B_{0.17}$ 合金と溶融 Fe 及び B の密度

参考文献

[1] P. Hofmann, “Current knowledge on core degradation phenomena, a review,” *J. Nucl. Mater.* 270, 194–211 (1999).

*Fumihiro Nakamori[1], Jürgen Brillo[2], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2]German Aerospace Center, [3]Univ. of Fukui

炉心溶融物の物性評価
(4) 静電浮遊法を用いて測定した Zr-O 溶融合金の熱物性

Physical Properties of Molten Core Materials
(4) Thermophysical Properties of Zr-O Liquid Alloys Measured by Electrostatic Levitation

*近藤 俊樹[1], 大石 佑治[1], 中森文博[1], 岡田 純平[2], 石川 毅彦[3],
渡邊 勇基[4], 牟田 浩明[1], 黒崎 健[1], 山中 伸介[1,5]
[1]大阪大学, [2]東北大学, [3]宇宙航空研究開発機構, [4]エイ・イー・エス, [5]福井大学

ジルカロイ被覆管は原子炉運転中に冷却水との反応により表面に酸化膜を形成するが、冷却材喪失事故(LOCA)が起きると高温水蒸気雰囲気で被覆管の酸化が進み、中層では酸素を固溶したα相が形成される。このα-Zr 酸素固溶体が溶融した Zr-O 溶融合金の粘性、表面張力および密度を静電浮遊法により測定した。

キーワード：酸化安定化α-Zr, 溶融物, 静電浮遊法, 密度, 粘性, 表面張力

1. 緒言

αZr は酸素との親和性が高く、最大で酸素を 30 at.%程固溶する。そのため、事故時には酸素を多量に固溶したα相が形成すると考えられている。酸素固溶αZr が溶融すれば、酸素を溶解した Zr-O 溶融合金が生成すると考えられる。本研究ではこの Zr-O 溶融合金に着目し、無容器法である静電浮遊法[1]によって試料を浮遊させ、試料と容器との反応という問題を解決した上でその熱物性を測定した。

２．実験

粉末 Zr および ZrO_2 を $Zr_{0.9}O_{0.1}$ および $Zr_{0.8}O_{0.2}$ の組成となるように混合し、固相反応によって酸素固溶αZr を作製した。これらを約 30 mg の小片に切断し、試料として用いた。各試料を静電浮遊炉に入れて浮遊させ、炭酸ガスレーザーを用いて加熱溶融を行った。浮遊中の試料を CCD カメラで撮影し、画像解析を行うことで推定した体積と、実験後に測定した試料の質量を用いて密度を算出した。また、上下電極に瞬間的な電圧変動を印加し、浮遊試料を振動させてその減衰の様子を観察する、液滴振動法を用いて試料の粘性および表面張力を測定した。

３．結果

図 1 に本研究で得た Zr-O 溶融合金の粘性の温度依存性を示す。$Zr_{0.9}O_{0.1}$ の粘性は 2080℃付近で 6.3-6.6 mPa・s を示した。また、純 Zr の文献値[2]と比較すると、溶融 Zr に O が溶解することによって、粘性が増加することが示唆された。

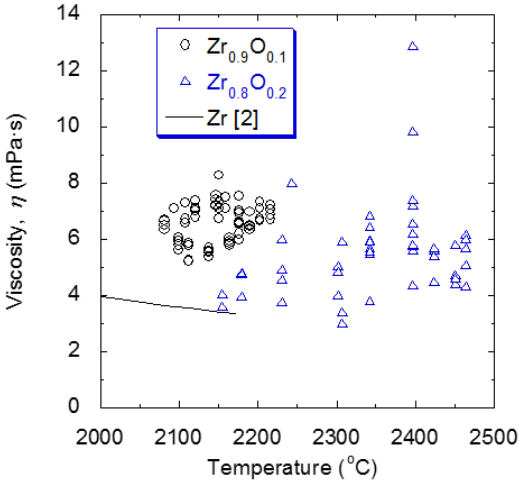


図 1 Zr-O 系溶融合金の粘性の温度依存性

参考文献

[1] W. Rhim, et al. Rev. Sci. Instrum. 1993; 64: 2961.
[2] T. Ishikawa, et al. Meas. Sci.Technol, 2012; 23: 025305.

* Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Junpei Okada[2], Takehiko Ishikawa[3], Yuki Watanabe[4], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,5]
[1]Osaka Univ., [2]Tohoku Univ., [3]JAXA, [4]A.E.S Inc., [5]Univ. of Fukui

炉心溶融物の物性評価
(5) Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率

Physical properties of molten core materials

(5) Thermal conductivity of Zr-Fe liquid alloys

*大乗 孔威[1]，大石 佑治[1]，近藤 俊樹[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,2]

[1]大阪大学，[2]福井大学

炉心構成材料に用いられる Zr と Fe は、共晶反応が起きるとシビアアクシデントの早期に溶融すると考えられている。本研究では、化学的な安定性の高いサファイア、ジルコニアを用いて Zr-Fe 溶融合金試料を保持し、レーザーフラッシュ法を用いて熱拡散率を測定することで Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率を評価した。

キーワード： Zr-Fe 共晶反応，Zr-Fe 溶融合金，熱伝導率，レーザーフラッシュ法

1. 緒言

炉心構造材料である Zr と Fe は共晶反応により 927 ℃ で溶融するため、Zr-Fe 溶融物は炉心溶融物の中でも早期に生成すると考えられている。しかし、溶融 Zr が化学的に活性なために Zr-Fe 溶融合金の物性の測定は困難であり、物性の報告例は少ない。そこで、本研究では Zr-Fe 溶融合金の熱伝導率を評価することを目的とした。

2. 実験

Zr と Fe を共晶組成である $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ となるよう秤量し、アーク溶解炉を用いて合金を作製した。得られた合金を直径 10 mm, 厚さ 1 mm 程度の円筒形に成形し、図 1 に示す溶融試料用ホルダーを用いてレーザーフラッシュ法で熱拡散率を測定した。得られた熱拡散率から熱伝導率を算出した。レーザーフラッシュ法のホルダーには、化学的に安定であるサファイアとジルコニアを用いた。

3. 結果・考察

図 2 は $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ の熱伝導率を単体の Zr、Fe のものと比較したものである。この結果は、固体の Zr と Fe が共晶反応によって溶融し Zr-Fe 溶融合金が形成されれば、固体と比べて熱伝導率が低減することを示唆している。

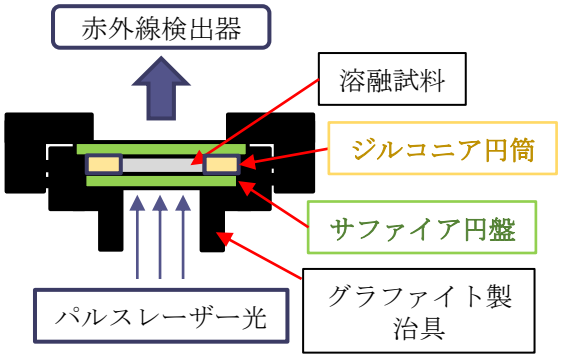


図 1 溶融試料用ホルダー

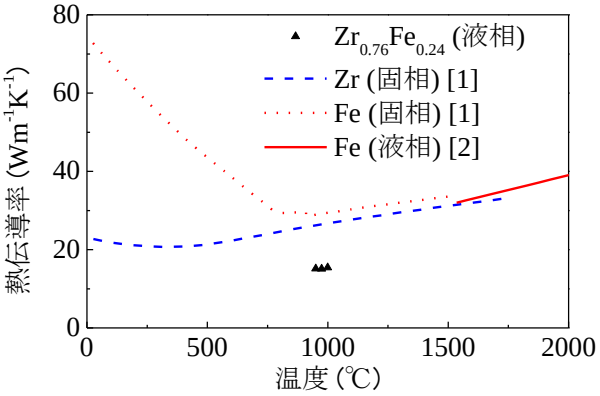


図 2 溶融 $Zr_{0.76}Fe_{0.24}$ の熱伝導率の温度依存性

参考文献

[1] C. Y. Ho, R. W. Powell and P. E. Liley, *J. Phys. Chem. Ref.* 1, 279, (1972).

[2] G. Pottlacher, *Journal of Non-Crystalline Solids*, 250-252, Part 1, 2, (1999).

*Yoshitaka Daijo[1], Yuji Ohishi[1], Toshiki Kondo[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1] and Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B06-09] MA fuel

Chair: Shinji Sasaki (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B06] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4] （1.JAEA, 2.JFCC, 3.Osaka University, 4.IDC）

10:55 AM - 11:10 AM

[3B07] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

*Tetsushi Matsuda[1], Hiroaki Muta[2], Kosuke Tanaka[3] （1.Japan Fine Ceramics Center, 2.Osaka University, 3.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[3B08] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

*Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] （1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui）

11:25 AM - 11:40 AM

[3B09] Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] （1.Osaka University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Japan Fine Ceramics Center, 4.University of Fukui）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究（4）研究内容及び主な成果

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(4) Outline and main results

*田中　康介[1]，関　崇行[1]，岡　弘[1]，松田　哲志[2]，牟田　浩明[3]，関岡　健[4]，所　大志郎[4]
[1]原子力機構，[2]ファインセラミックスセンター，[3]大阪大学，[4]検査開発（株）

文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で実施した「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」における研究内容の概要と主な成果を報告する。

キーワード：分離変換，マイナーアクチニド，酸化物燃料，燃料製造，物性評価

1. 背景・目的

分離変換技術は、多様なマイナーアクチニド（MA）リサイクル戦略の中の枢要技術であり、着実な研究開発の推進が求められている。MA リサイクルシステムの実用化には、適切な燃料製造技術の確立と高精度の燃料物性データの蓄積が必要不可欠である。本研究の目的は、製造技術や物性評価手法について課題が残されている高濃度 MA 含有酸化物燃料を対象として、焼結特性の向上を目指した燃料製造技術開発に資する基礎的な知見を得るとともに、各種物性データに及ぼす MA 含有の影響を明らかにすることにある。

2. 研究内容

本研究は、計算機シミュレーションによる焼結体微細構造の解析評価、ウランベースの燃料に模擬 MA を添加した試料における焼結特性評価及び物性評価、実 Am 含有酸化物燃料の試験研究からなる[1]。計算機シミュレーション、ウランベース燃料試験、MA 含有燃料を用いた実証試験での知見を効率的、効果的に融合させ、「原料粉末性状と焼結体相状態との相関関係の解明」、「MA 燃料製造技術の最適化手法の開発」、「各種物性に及ぼす高濃度 MA 添加の影響評価」の観点で研究を進めた。

3. 主な成果

モンテカルロ法を用いた計算機シミュレーションにより、MA 含有酸化物燃料の焼結特性を評価した。その結果、昇温速度の増大、二段焼結法の適用、二段焼結法後の再昇温を経る多段温度パターンからなる熱処理を施すことで、焼結体の緻密化が促進されることを予測した。この手法を実 Am 含有酸化物燃料に適用することで、従来法に比べて焼結性が向上することを実験的に明らかにした。また、模擬 MA、実 Am を含有する酸化物燃料焼結体を音速測定及び熱伝導率測定に供した。測定した音速からヤング率、剛性率を評価し、いずれの値も模擬 MA または Am の含有とともに線形に減少することがわかった。熱伝導率についても、模擬 MA 及び Am の含有により測定値が低下する傾向にあることを明らかにするとともに、緩和時間近似による解析を行った。MA 及び核分裂生成物（FP）元素及び酸素欠陥を含むときの熱伝導率を評価した結果、MA や希土類 FP など既知の原子量、イオン半径を含む酸化物燃料の熱伝導率を予測できる見通しを得た。

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託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 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

参考文献

［1］田中康介、松田哲志、牟田浩明、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会　J01～J03

*Kosuke Tanaka[1], Takayuki Seki[1], Hiroshi Oka[1], Tetsushi Matsuda[2], Hiroaki Muta[3], Ken Sekioka[4], Daishiro Tokoro[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Fine Ceramics Center, [3]Osaka University, [4]Inspection Development Company

微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究 (5) 焼結シミュレーションによる緻密化解析

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents
(5)Analysis of densification process using numerical simulation of sintering

*松田哲志[1]、牟田浩明[2]、田中　康介[3]
Tetsushi Matsuda, Hiroaki Muta, Kosuke Tanaka
[1]ファインセラミックスセンター、[2]大阪大学、[3]原子力機構

焼結時の組織発展を解析する計算機シミュレーションを用いて、酸化物燃料焼結体の微細組織と緻密化の関係を評価した。さらに酸化物燃料の高密度化をはかるための焼結プロセス最適化を検討した。

キーワード：酸化物燃料、二段焼結、焼結シミュレーション

1. 緒言

高濃度 MA 含有酸化物燃料の製造標準化をはかるため、酸化物燃料を高密度に焼結することが求められる。しかし、粉末成形体の焼結挙動（緻密化、粒成長）については、幾何学的配置が複雑になることから従来の基礎理論のみで解析することは不可能で、基礎理論を背景とした焼結に関する計算機シミュレーションが発展しつつある。計算機シミュレーションを用いることで、酸化物燃料の焼結プロセスを最適化し高密度化することを目的とする。

2. 研究方法

本研究では Potts モデルを基礎としたモンテカルロ法焼結シミュレーション（MC 法）を実施した。本手法を用いることで焼結初期から焼結後期までを一貫して解析することができ、緻密化・粒成長を解析することが可能となる。予め既存の UO_2 焼結データを用いて、UO_2 焼結に関する MC 法のシミュレーションパラメータを決定した。その後、その解析条件を用いて種々の昇温パターンについて、収縮曲線や密度－粒径曲線を評価した。焼結過程で粒成長が生じることで、緻密化速度が低下することが知られている。このため、本研究では高密度化をはかるために二段焼結法を適用した。

3. 研究結果

図 1 に従来焼結法と二段階焼結法の違いを示す。これまでの二段焼結法は低温で長時間の熱処理が必要な手法である。本研究では UO_2 の高密度化をはかるとともに既存手法と同じ時間内で焼結を実施できるように昇温条件を最適化した。図 2 に従来昇温法と最適化された二段焼結法の焼結曲線（焼結シミュレーション結果）を示す。従来法に比べ、最適化された二段焼結法では密度-粒径曲線が右下にある。これは従来法に比べ緻密化の駆動力が高い状態で焼結が進行していることを示す。この昇温パターンにより高密度化が可能であることが示された。

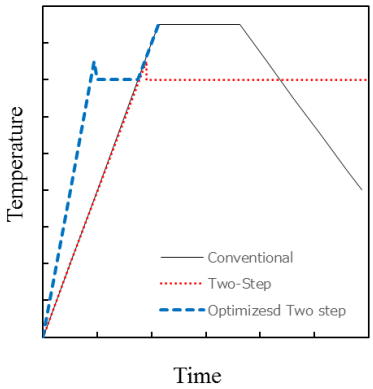


図 1　昇温プロファイル

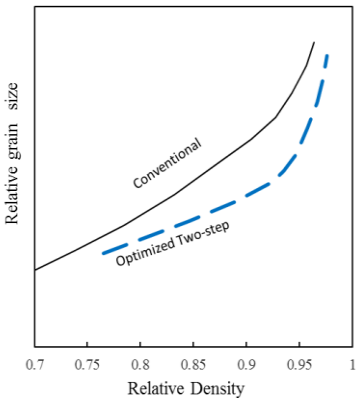


図 2　焼結シミュレーション結果（密度-粒径曲線）

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託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 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

* Tetsushi Matsuda[1],　Hiroaki Muta[2],　Kosuke Tanaka[3]
[1]Japan Fine Ceramics Center, [2]Osaka University, [3]Japan Atomic Energy Agency

微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究
（6）模擬 MA 含有燃料の物性測定

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(6) Evaluation of fuel properties for simulated MA containing oxide fuel

*牟田 浩明[1]，加藤 直暉[1]，田中 康介[2]，松田 哲志[3]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,4]

[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]ファインセラミックスセンター，[4]福井大学

模擬 MA・FP として少量の希土類元素等を含む UO_2 試料を作製し、その熱・機械的特性を評価した。特に熱伝導率について、緩和時間近似法により MA・FP 元素の添加効果を解析した。

キーワード： UO_2，熱伝導率，緩和時間近似法

1. 緒言

MA 含有酸化物燃料の炉内でのふるまいを予測するためには、その燃料物性の変化を精度よく評価する必要がある。この燃料物性のうち熱伝導率は、燃料中に生成する FP、粒径、O/M 比、照射欠陥など多くの因子によって変化するため、定量的な予測は難しく、緩和時間近似法等による解析手法の構築が望まれている。昨年度は UO_2 の熱伝導率がフォノン-フォノン散乱と粒界散乱だけでは説明できず、他の影響を評価する必要があることを報告した[1]。本研究では新たにフォノン-スピン散乱の考慮を試みた。

2. 実験

UO_2 粉末に各種酸化物粉末を混合し、固相反応により固溶体粉末を合成した。その後放電プラズマ焼結法により高密度試料を作製し、シングアラウンド法による音速測定から弾性定数等を求め、またレーザーフラッシュ法による熱拡散率測定より熱伝導率を算出した。得られた結果および報告されている単結晶 UO_2 のデータとあわせ、緩和時間近似法による解析を行った。

3. 結果・考察

緩和時間近似法ではそれぞれの散乱源ごとに緩和時間を設定し、実験結果とフィッティングすることでパラメータを決定する。緩和時間とフォノンの速度をかけたものが平均自由行程となる。図 1 はそれぞれの散乱によるフォノンの平均自由行程を示している。フォノン-フォノン散乱が支配的であり、粒径を 20 μm と仮定したときの粒界散乱はごく低周波数（長波長）のフォノンのみを散乱する。スピン散乱は 6×10^{12} s^{-1} のフォノンだけを非常に強く散乱することがわかる。このスピン散乱を考慮することで、多結晶 UO_2 の熱伝導率の変化を説明することができた。

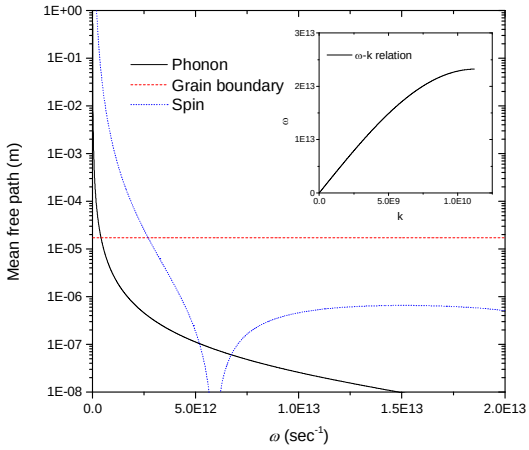


図 1　UO_2 におけるフォノンの平均自由行程

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託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 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

参考文献

［1］田中康介、松田哲志、牟田浩明、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会　J01～J03

* Hiroaki Muta[1], Naoki Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1]

[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Fine Ceramics Center, [4]University of Fukui.

微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究
（7）多量模擬 MA 含有燃料の物性予測評価

Study on the physical properties of non-stoichiometric oxide fuels with high minor actinide contents

(7) Estimation of fuel properties for large amount of simulated MA containing oxide fuel

*加藤 直暉[1]，牟田 浩明[1]，田中 康介[2]，松田 哲志[3]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,4]
[1]大阪大学，[2]原子力機構，[3]ファインセラミックスセンター，[4]福井大学

10 %以上の多量の模擬 MA 元素を含む UO_2 固溶体試料を作製し、その物性を評価した。この結果から多量の模擬 MA 元素を含む場合の物性の予測手法の導出を試みた。

キーワード：UO_2，熱伝導率，音速，緩和時間近似

1. 緒言

MA 含有酸化物燃料の物性を評価することは、分離変換技術の確立のために必要不可欠である。しかし、多量の MA が燃料物性に与える影響についての報告は少なく、また実験での評価も困難である。特に熱伝導率については、MA 元素の固溶や酸素欠陥、粒径などの因子によりその値が変化し、また個々の因子を定量的に評価することは難しい。そこで本研究では、緩和時間近似により各因子の影響を評価し、多量模擬 MA 含有燃料の熱伝導率を予測評価する手法を構築することを目的とする。

2. 実験方法

UO_2 粉末と 10 at%以上の模擬 MA 元素を混合し、モリブデンヒーター炉にて 1600 ℃、10 時間、還元雰囲気で固相反応させ、固溶体粉末を作製した。その後、SPS にて焼結を行い、95 %T.D.以上の高密度試料を作製した。XRD で相状態及び格子定数を求め、シングアラウンド法で音速を測定し機械的特性を評価した。熱伝導率はレーザーフラッシュ法で得られた熱拡散率、試料密度、定圧比熱から算出し、気孔率補正を行うことで 100 %T.D.の熱伝導率を得た。その後、緩和時間近似により各散乱機構のパラメータを決定した。

3. 結果

図 1 に UO_2 及び多量模擬 MA 含有 UO_2 の熱伝導率の実験値と解析結果を示す。模擬元素の固溶量及び酸素欠陥量の増加に伴い、熱伝導率が減少することを確認した。音速等の物性値の変化を考慮することで、元素が多量に固溶した系の熱伝導率の傾向を良く表現できることがわかった。以上より、緩和時間近似による高濃度模擬 MA 元素及び酸素欠陥を含む試料の熱伝導率の予測評価手法を構築した。

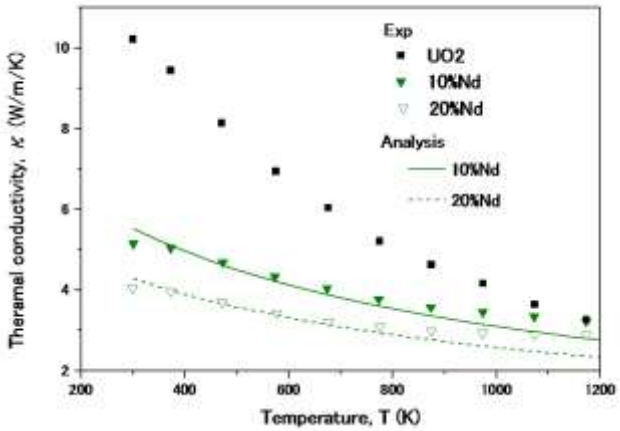


図 1　UO_2 及び多量模擬 MA 含有 UO_2 の熱伝導率

※本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託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 26～27 年度「微細構造を制御した高 MA 含有不定比酸化物燃料の物性予測手法に関する研究」の成果を含みます。

*Naoki Kato[1], Hiroaki Muta[1], Kousuke Tanaka[2], Tetsushi Matsuda[3], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,4].
[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Fine Ceramics Center, [4]University of Fukui.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B10-12] Molten fuel, FP behavior

Chair: Kosuke Tanaka (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B10] Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Jean-Paul Glatz[2], Vincenzo Rondinella[2] （1.CRIEPI, 2.ITU）

2:45 PM - 3:00 PM

[3B11] Synthesis of CeO_2 based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I

*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1], Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], Fidelma Giulia Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Shinsuke Yamanaka[1,4] （1.Osaka Univ., 2.JST PREST, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Univ. of Fukui）

3:00 PM - 3:15 PM

[3B12] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

*Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1,2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3], Shinsuke Yamanaka[1,3] （1.Osaka Univ., 2.JST PRESTO, 3.Univ. of Fukui）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

TMI-2 燃料デブリ試料と使用済燃料試料を用いた浸出試験
ー 純水・ホウ酸水・海水中での核種の浸出挙動（その１）ー

Leaching tests of TMI-2 debri samples and LWR spent fuels

ー Release behavior of nuclides under pure-water, boric acid water, and sea water (Part 1) ー

*園田 健[1]，稲垣 健太[1]，尾形 孝成[1], D. Serrano-Purroy[2], J. –P. Glatz[2], V. V. Rondinella[2]

[1]電中研，[2]超ウラン元素研（現 NSS）

シビアアクシデント時に破損・溶融した燃料からホウ酸や海水を含む水への浸出挙動を調べるために、TMI-2 燃料デブリ試料と使用済燃料試料の浸出試験を行った。核種の浸出挙動に及ぼす溶液の違いや、核種毎の浸出挙動の傾向を明らかにした。

キーワード：核燃料、シビアアクシデント、TMI-2 燃料デブリ、ホウ酸水、浸出試験

1. 緒言

軽水炉でシビアアクシデントが発生した場合、炉心冷却のための緊急措置として海水やホウ酸水を含む冷却水が使用される可能性があるが、冷却材中に海水成分やホウ酸水が含まれる場合の破損・溶融燃料からの核分裂生成物およびアクチニドの浸出特性は殆ど明らかになっていない。また破損した燃料から燃料貯蔵プールの冷却水への浸出挙動に関するデータも少ない。本研究は TMI-2 デブリ試料と使用済燃料試料について異なる水環境での浸出試験を実施し、燃料中の各元素の浸出特性を調査した。

2. 実験方法

試験は超ウラン元素研(ITU)のホットセル内で行った。試験試料は、54GWd/tHM まで照射した BWR 燃料棒の輪切り試料（被覆管付）、および事故後の TMI-2 から採取され ITU に保管されていた 2 種類の燃料デブリ（中央コア・下部クラスト）を使用した。使用済燃料は室温にて 50cc の純水および実海水に浸漬し、燃料デブリ試料は純水およびホウ酸水(2g/L)に浸漬し、各々252 日および 351 日まで継続実施した。採取した溶液は 1mol/L の硝酸水で希釈後に ICP-MS 測定を行った。

3. 結果および考察

3-1. 使用済燃料から純水・実海水への浸出試験

浸漬前の試料中に含まれる核種の初期含有量に対する見かけの浸出量割合(FIAP)および各元素の FIAP 値を U の FIAP 値で除した FNU 値を評価し、各核種の浸出挙動を明らかにした（表 1）。Rb, Sr 等は FNU 値が 1 より大きく、主な浸出源が粒界やボイドなどの溶液と接触し易い位置に形成された析出相などであることが示唆された。

表1 使用済燃料と海水の浸出試験で得られた、試験開始から252日時点におけるそれぞれの核種のFNU値の傾向

FNU値	元素
FNU値>1	Rb、Sr、Mo、Tc、Cd、Cs、Ba
FNU値≒1	Pd、Np、(U)
FNU値＜1	Y、Zr、Ru、Rh、La、Ce、Pr、Nd、Pm、Sm、Pu、Am

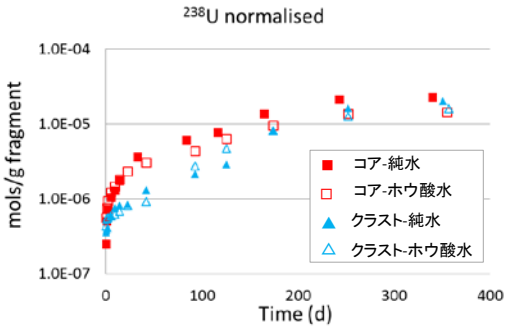


図1 燃料デブリ試料を純水またはホウ酸水に浸漬した際の、浸出Uの累計量を試料重量で規格化した値の時間変化

3-2. TMI-2 燃料デブリから純水・ホウ酸水への浸出試験

TMI-2 燃料デブリ（中央コア・下部クラスト）を純水・ホウ酸水に浸漬した際の溶液中に浸出した U-238 の累積量を試料重量で規格化した値の時間変化を図 1 に示す。各核種の比較を行った結果、幾つかの核種を除き純水とホウ酸水で浸出挙動に大きな違いは無く、ホウ酸の添加がデブリからの核種の浸出挙動に大きく影響しないことが示唆された。

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], D. Serrano-Purroy[2], J. –P. Glatz[2], and V. V. Rondinella[2]

[1]CRIEPI., [2]JRC-ITU (currently NSS).

Cs 及び I の放出挙動評価を目的とした CsI-CeO_2 模擬燃料の作製

Synthesis of CeO_2 based simulated fuel containing CsI to evaluate the release behavior of Cs and I

*高松佑気[1]，黒崎健[1,2]，石井大翔[1]，逢坂正彦[3]，中島邦久[3]，三輪周平[3]，F.G. Di Lemma[3]，
大石佑治[1]，牟田浩明[1]，山中伸介[1,4]
[1]大阪大学，[2]JST さきがけ，[3]日本原子力研究開発機構，[4]福井大学

揮発性核分裂生成物を含有した模擬燃料の作製方法を確立することを目的として、ヨウ化セシウム（CsI）を含有させた二酸化セリウム（CeO_2）を母材とする模擬燃料を、放電プラズマ焼結（SPS）を用いて作製した。

キーワード： シビアアクシデント，二酸化セリウム，セシウム，ヨウ素，放出挙動，模擬燃料

1. 緒言

シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上のためには、セシウム（Cs）及びヨウ素（I）等の核分裂生成物（FP）の燃料中からの放出挙動を把握することが重要であるが、これらの放出挙動は完全には解明されていない。FP の放出挙動評価のためのデータは照射済燃料により得られているが、放出挙動を解明するには模擬燃料を用いた体系的な FP 放出データの取得が必要である。しかしながら、Cs や I などの揮発性 FP を含有する模擬燃料の作製は困難であった。なぜなら、高温下で長時間の保持を必要とする常圧焼結等の焼結法において、これらの FP は焼結中に容易に揮発してしまうためである。

本研究では、従来の焼結法より短時間で焼結が可能な SPS を用いて Cs と I の代表的な化合物である CsI を含有した模擬燃料を作製した。尚、模擬燃料の母材には二酸化ウラン（UO_2）の代替物質として、比較的扱いやすい CeO_2 を採用した。

2. 実験

CsI の添加量を 5.0 mol%となるように CeO_2、CsI を秤量し、SPS による短時間焼結を行った。焼結体中の CsI の有無、及びその性状を確認するため X 線回折法（XRD）を用いた試料同定と、電界放射型走査型電子顕微鏡／エネルギー分散型 X 線分光法（FE-SEM/EDX）による組織観察及び元素分析を行った。

3. 結果

図 1 に、5.0 mol%の CsI を添加した CeO_2 焼結体の破断面の SEM 画像及び元素マッピングの結果を示す。この図から数ミクロン程度の大きさの CsI が CeO_2 母相中にほぼ均一に分散して存在していることが確認された。また、XRD 測定結果からも CsI 相の存在が明確に確認された。本研究によって、Cs 及び I の放出挙動を評価するために必要な CsI-CeO_2 模擬燃料の作製に成功した。

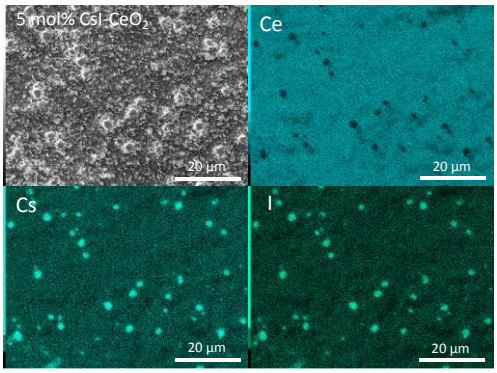


図 1　試料破断面の SEM 画像と元素マッピング結果

*Yuki Takamatsu[1], Ken Kurosaki[1,2], Hiroto Ishii[1], Masahiko Osaka[3], Kunihisa Nakajima[3], Shuhei Miwa[3], F.G. Di Lemma[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] and Shinsuke Yamanaka[1,4]
[1]Osaka Univ., [2]JST PRESTO, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Univ. of Fukui

表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価
（4）CsI の溶融物性に及ぼす固体表面形態の影響

Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

(4) Observation of molten CsI behavior on yttria-stabilized zirconia

*石井大翔 [1]，黒崎健 [1,2]，村上幸弘 [3]，大石佑治 [1]，牟田浩明 [1]，宇埜正美 [3]，山中伸介 [1,3]
[1] 大阪大学，[2]JST さきがけ，[3] 福井大学

表面が平滑なイットリア安定化ジルコニア(YSZ)の単結晶表面と、表面に粗さを有する YSZ 多結晶体の表面のそれぞれで、ヨウ化セシウム(CsI)、三酸化二ホウ素(B_2O_3)の溶融試験を行った。溶融した CsI 液相と B_2O_3 液相の濡れ性を評価することで、固体の表面形態が CsI と B_2O_3 の溶融物性に与える影響を評価した。

キーワード：濡れ性，イットリア安定化ジルコニア，ヨウ化セシウム

1. 緒言，実験方法

主要な揮発性核分裂生成物であるセシウム(Cs)とヨウ素(I)の燃料からの放出挙動を明らかにすることは、シビアアクシデント時のソースターム評価の精度向上に貢献する。これまでの研究で、CsIが固体表面で溶融した際に、極めて良好に濡れ広がることが確認されている[1]。本研究では、固体の表面形態が、溶融物の濡れ性に与える影響に着目した。固体表面での濡れ性は、Youngの式（$\gamma_{SV}=\gamma_{LV}\cos\theta+\gamma_{SL}$，$\gamma_{SV}$:基板の表面エネルギー、$\gamma_{LV}$:融体の表面張力、$\gamma_{SL}$:界面エネルギー、θ:接触角）のつり合いを考えた際には、γ_{SV}やγ_{SL}の大小関係で考えることができる。YSZ表面とB_2O_3液相との間でγ_{SL}が同じであると仮定した際には、濡れ性はγ_{SV}の大小関係で決定されると考えられる。YSZの単結晶と多結晶のγ_{SV}を比較すると、B_2O_3融点でのγ_{SV}がYSZ多結晶と比較して大きいYSZ単結晶の面方位(100)表面における液相の接触角が、相対的に小さくなると予想される[2][3]。この予想を検証するため、アルゴン雰囲気下、20 [℃/min]の昇温速度で、B_2O_3とCsIをYSZ(100)とYSZ多結晶それぞれの表面で加熱、溶融させた。溶融したB_2O_3液相とCsI液相の外観を直接観察することで θ を測定した。

2. 結果，考察

YSZ (100)上と YSZ 多結晶で溶融した B_2O_3 液相の外観を Fig. 1.に示す。YSZ(100)表面と B_2O_3 液相との接触角の平均は 36.2 [deg.]と測定された。一方で、YSZ 多結晶表面での接触角の平均は 18.4 [deg.]と測定された。予想とは逆に、γ_{SV} の値が大きい YSZ(100)の接触角が YSZ 多結晶体での接触角よりも大きく測定された。この結果は、固体表面の粗さが B_2O_3 液相の接触角，ひいては溶融物の濡れ性に影響したためと考えられる。尚、CsI 液相は YSZ (100)上と YSZ 多結晶の双方で高い濡れ性を示した。

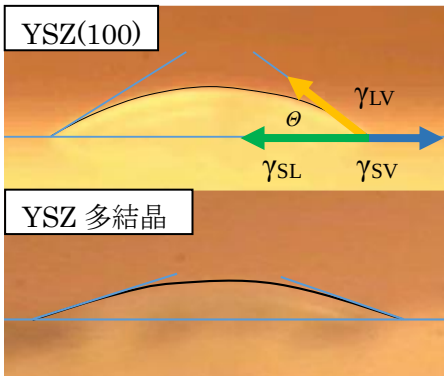


Fig. 1. B_2O_3 液相の外観写真.

本研究は、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブにより実施された「表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価」の成果を含みます。

参考文献

[1] 黒崎健, JST, 文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ, 240404, http://www.jst.go.jp/nuclear/research/240404.html.

[2] Xin Xia, Ph.D. diss., P.119, U.C.L. (2010).

[3] A. TSOGA *et al.*, Journal of Material Science, Vol. 31, 5409-5413 (1996).

* Hiroto Ishii[1], Ken Kurosaki[1, 2], Yukihiro Murakami[3], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[3] and Shinsuke Yamanaka[1, 3]

[1]Osaka Univ., [2]JST PRESTO, [3]Univ. of Fukui

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 401-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[3B13-17] Liquid fuel, MOX fuel

Chair: Hiroaki Muta (Osaka Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 3:35 PM - 5:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[3B13] Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry

*Moto yasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,3], Tsuyoshi Iwashita[4], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[2] （1.Univ. of Tokyo, 2.TTS inc, 3.NIFS, 4.ES Technology, 5.KEK）

3:35 PM - 3:50 PM

[3B14] Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor; Irradiation Rig Performance

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Hartmann Christian[5], Karlsen Jon-Martin[5], Beere William[5], Hansen Jorn-Harald[5] （1.Thorium Tech Solution inc., 2.U.Tokyo, 3.ESTEX, 4.KEK, 5.IFE）

3:50 PM - 4:05 PM

[3B15] Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$

*Shinya Nakamichi[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2], Andrew Nelson[3], Kenneth McClellan[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company Ltd, 3.Los Alamos National Laboratory）

4:05 PM - 4:20 PM

[3B16] Oxygen potential representation of $(U,Pu)O_2$

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Kato[1], Masahiko Machida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

[3B17] Restructuring behavior of annular irradiated fuel

*Shinji Sasaki[1], Misaki Isozaki[2], Akihiro Ishimi[1], Koji Maeda[3] （1.Fuels Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 2.Alfa-Gamma Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA , 3.Materials Monitoring Section, Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai R&D Center, JAEA ）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

液体燃料の導入でもたらされる原子力の未来

Game Changing Potential of Liquid Fuel in Nuclear Industry

*木下幹康 [1,2]，千葉文浩 [2]，渡邉崇 [2,3]，岩下強 [4]，古川和朗 [5]，古川雅章 [2]
[1] 東大，[2]TTS inc.，[3] 核融合研，[4] イーエステクノロジーズ，[5] 高エネ研

We will discuss what can be possible if we introduce liquid nuclear fuel in the present nuclear industry. First principle induces superiority of liquid phase against solid phase in chemical processing, Utilization of liquid fuel in reactor core, even partially, give potential to change total-system scenario of nuclear fuel and waste management.

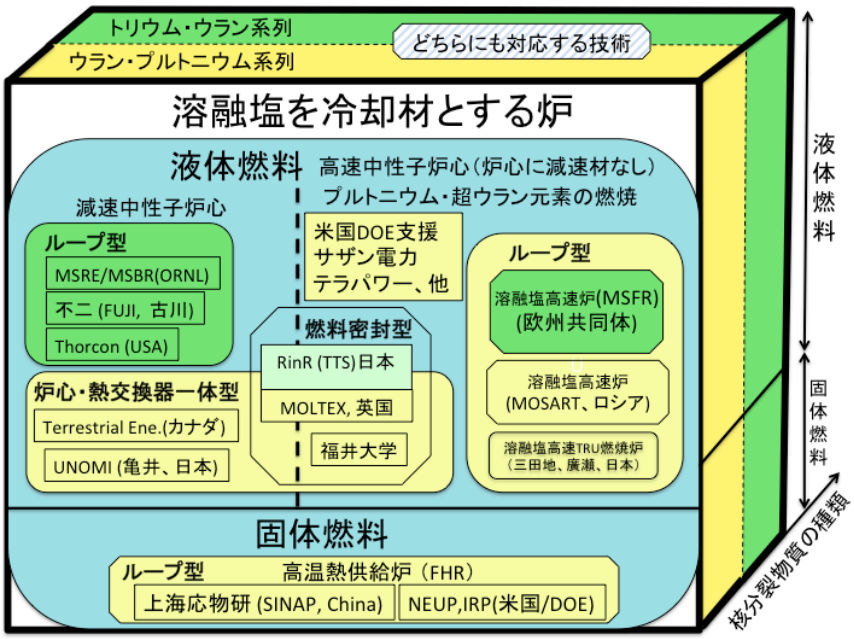
キーワード：液体原子燃料、溶融塩、フッ化物、Liquid Nuclear Fuel, Molten Salt, Fluoride

第一原理から出発して、液体と固体の違い、そして液体燃料（原子燃料）が何をもたらすかを考える。液体は原子分子のレベルで互いの空間的位置を交換できる。すなわち工学的な時間空間スケールで相互拡散が起き得る、速度論的に固体とはおおきく異なる世界にある。化学工学的視点からは反応速度が、気体には劣るが固体よりもはるかに速い。機械工学的視点からは、その形状が自由に変化し、密度が気体よりもはるかに高く固体とほぼ同等であり、工業的なマスフロープロセス、熱や物質の輸送をコンパクトに実現できる。以上が前世紀に、石炭から石油へと工業における主役が移り変わっていった所以である。

では燃料を液体にする、液体で核エネルギーを解放する、そうすることで原子力の世界で何ができるか？それが本論における問いである。

その変化を一言で言えば、**原子炉が機械工学的プラントから化学工学的プラントになる**、事である。

さらに一段掘り下げると、Enrico Fermi による予言として記録されているが、原子力特有の学問分野、すなわち炉物理と放射能、これを社会の問題として言い換えれば核兵器と放射性物質のマスプロダクション、それらとどう取り組むかという課題に直面する [1]。



3·11 東日本大震震災・原子力事故の５年後、2016 年、今現在の日本が、そして世界が直面している原子力の問題、それらに対して液体の原子燃料を導入することが何をもたらすかについては、左の、液体燃料そして溶融塩をどのように用いるかという図、加えて既存の原子炉に液体燃料を部分的に導入するケースも加えて、会場でお話しすることとしたい。

参考文献

[1] Alvin. M. Weinberg, “The First Nuclear Era, ” AIP Press, 1944.

*Motoyasu Kinoshita[1,2], Fumihiro Chiba[2], Takashi Watanabe[2,4], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[5], Masaaki Furukawa[1], (1.UT(RACE), 2.TTS inc, 3.ES Technology, 4.NIFS, 5.KEK)

ハルデン炉での液体燃料実現のための照射リグ開発（その２）

Realization of Liquid Nuclear Fuel in Halden Reactor, Irradiation Rig Performance

*渡邉 崇[1], 木下幹康[1,2], 千葉文浩[1], 岩下 強[3], 古川和朗[1,4], 古川雅章[1], Christian Hartmann[5], Jon-Martin Karlsen[5], William Beere[5], Jørn-Harald Hansen[5], 皆川洋治[5], Margaret McGrath[5]
[1] トリウムテックソリューション, [2] 東京大学, [3] イーエステクノロジーズ, [4] 高エネルギー加速器研究機構, [5]Institute for Energy Technology

液体原子燃料の乾式再処理と直結可能な原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する革新的技術とし期待が寄せられる。その実現には原子炉照射および燃焼時の性能の確証が必要である。TTS は RinR の概念に基づく溶融塩燃料照射カプセルの開発と実験準備をノルウェーのエネルギー技術研究所（ＩＦＥ）と共に行っている。照射試験リグの設計指針を得るため、HELIOS-2 および OpenFOAM を駆使した CAE により照射試験リグの除熱性能を検討した。

キーワード：液体燃料，溶融塩，フッ化物，軽水炉，高速増殖炉

1. 緒言

液体原子燃料技術は原子燃料サイクルを高効率かつ低コストで実現する乾式再処理と直結可能であるだけでなく、Pu と MA の消滅と共に核不拡散へも貢献する革新的技術として期待が寄せられる。しかし、その実現は原子炉照射と燃焼時の性能の確証が必要である。Chemical Reactor in Nuclear Reactor (RinR)は既存原子炉の燃料ユニットと置換可能な液体核燃料を封入した燃料ユニットである。RinR の概念に基づくカプセル型照射リグにより原子炉照射と燃焼時の性能評価を目指す。本講演ではハルデンの沸騰水型重水炉（HBWR）向けに開発中の照射試験リグの HELIOS-2 および OpenFOAM による CAE を駆使した除熱性能評価について報告する。

2. 熱流動評価

2-1. HELIOS-2 によるニュートロニクス

FLiNaK に UF_4 を 0-20 wt%の範囲で添加した系の発熱特性を ^{235}U と ^{7}Li の濃縮度について検討した。^{6}Li は中性子を吸収し T を生成すると共に、内壁近傍で突出した出力ピークを形成する。一様な出力分布を得るためには ^{7}Li の濃縮度を 99.95 wt%とすることが望ましい。出力密度については FLiNaK のみの場合、γ加熱により 1 W/cc となる。^{235}U 濃縮度 5 wt%で 5 wt%の UF_4 を FLiNaK に添加した場合、出力密度は 5W/cc となった。

2-2. OpenFOAM による熱流動力学

計算に用いたリグの形状モデルはモックアップ一次設計案を単純化した形状とした。図 1 に示すように、外径 60mm、肉厚 3mm の SUS316 の円筒容器とし、内壁には幅 14.6mm、肉厚 4mm、長さ 146mm の 6 枚のフィンを設置した。リグ内部に液面がフィンの上端と同じ高さになるように FLiNaK で満たし、液面上部をＡｒガスで覆うプレナムとした。SUS316 の物性値として、熱伝導度 20W/m/K、熱容量 590J/Kg/K とした。FLiNaK の物性値として、密度 1987Kg/m$_3$、熱膨張率 3.6×10^{-4}1/K、粘性 2.9×10^{-3}Pa.sec、熱伝導率 0.92W/m/K、熱容量 1.88×10^{3}J/kg/K とした。Ar ガスの物性として、熱伝導率を 0.036W/m/K とした。 軸対称性により 1/6 に分割した形状を用いて熱伝達と流動挙動について計算した。計算結果によれば中央最上部が最も高温となり、出力密度 1 W/cc で 530℃(802K)、11W/cc で 700℃(973K)となった。図２に示すように中央最上部の温度は出力密度の増加と共に線形に上昇した。HELIOS-2 による評価によれば、10W/cc の出力密度は FLiNaK に ^{235}U を 5wt%の濃縮度で 10wt%の U を添加した系に相当する。一方、流動挙動については内壁際近傍の 10mm/sec の程度の下降流と内側の一様な流速分布で上昇流とによる層流による自然対流が生じることが確認された。

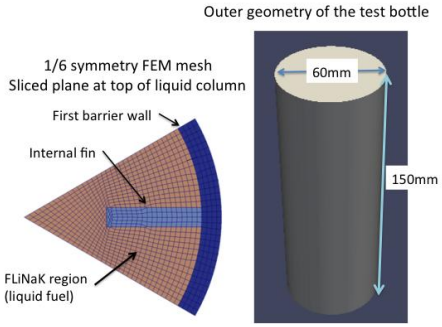


図 1 OpenFOAM による計算に用いたリグの形状モデル。

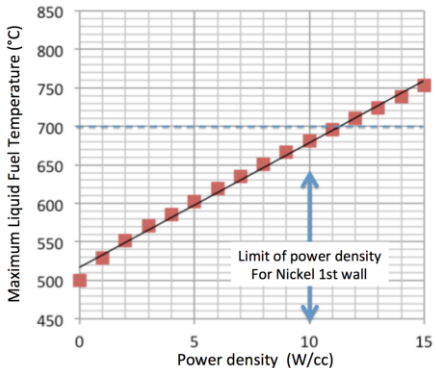


図２　出力密度とリグ内の FLiNaK の最高温度の関係。中央最上部が最も高温になる。

3. 結論

リグの設計指針を得るため HELIOS-2 および OpenFOAM を用いた除熱性能を評価した。その結果、FLiNaK に 5wt%濃縮した ^{235}U を用いて、10W/cc の出力まで実現できることが示された。

*Takashi Watanabe[1], Motoyasu Kinishita[1,2], Fumihiro Chiba[1], Tsuyoshi Iwashita[3], Kazuro Furukawa[1,4], Masaaki Furukawa[1], Christian Hartmann[5,6], Jon-Martin Karlsen[5,6], William Beere[5,6], Jørn-Harald Hansen[5,6], Yoji Minagawa[5,6], Margaret McGrath[5,6]
[1]TTS, [2]U. Tokyo, [3]ESTEX, [4]KEK, [5]IFE

$(U,Ce)O_2$ の焼結挙動に及ぼす雰囲気ガスの影響

Effect of atmosphere on sintering behavior of $(U,Ce)O_2$

*中道 晋哉[1], 廣岡 瞬[1], 加藤正人[1], 砂押 剛雄[2], A.T. Nelson[3], K.J. McClellan[3]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]検査開発(株), [3]Los Alamos National Laboratory

異なる雰囲気下における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$の焼結挙動を評価し、MOX の場合との比較を行った。MOX の焼結は CO_2 ガス中で促進されることが知られているが、$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ では同様の効果が見られなかった。

キーワード：$(U,Ce)O_2$, MOX, 焼結

1. 緒言

$(U,Ce)O_2$ は MOX と同じ蛍石型の結晶構造と酸素不定比性を有するため、MOX の模擬物質として多くの研究が行われてきた。酸化物燃料の基礎研究に係わる日米協力の一環として、$(U,Ce)O_2$ の基礎物性データの取得及び MOX データとの比較を通して酸化物燃料の理解を深めるための取り組みが行われている。

本研究では雰囲気ガスをパラメータとした$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の焼結試験を行い、JAEA において過去に取得した MOX についての試験結果[1]との比較・検討を行った。

2. 試験方法

事前に O/M=2.00 に調整した UO_2 及び CeO_2 粉末を Zn-St.と共に機械混合法により混合し、UO_2-CeO_2 混合粉末(30%CeO_2)を調製した。混合粉末を 200MPa の圧力でペレット状に成形し、熱膨張計(Netzsch 製 DIL402CD)を用いて焼結中の収縮特性を評価した。焼結雰囲気ガスとして CO_2、Ar の二種類を使用し、前者の場合は 1673K まで、後者については 1873K まで昇温した。昇温速度はいずれも 7K/min とした。

また、別の成形ペレットを熱天秤(Netzsch 製 449F3)に装荷して同じ条件で熱処理することにより焼結過程における O/M 変化を評価した。

3. 結果

図 1 に両雰囲気中における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の温度と収縮速度の関係を示す。CO_2 中における$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ の焼結は 1200K-1400K 温度域での緩やかな収縮段階と 1600K 付近の急激な収縮の 2 段階で進む傾向がみられた。また CO_2 中では収縮速度が最大となる温度が Ar 中より低下する結果が得られた。

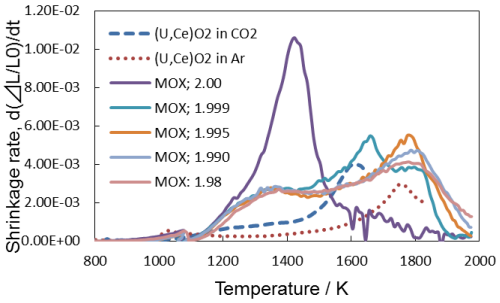


図 1 $(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ と MOX の収縮速度変化

4. MOX との比較・検討

CO_2 中では MOX は過化学量論組成(O/M>2.00)となるため、焼結時の収縮速度ピークは低温域にシフトする。$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ も CO_2 中では同様の O/M 変化を示すが、収縮挙動については同様の効果が見られなかった(図 1)。$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ 中の CeO_2 が亜化学量論組成(O/M<2.00)であることが一因と考えられる。

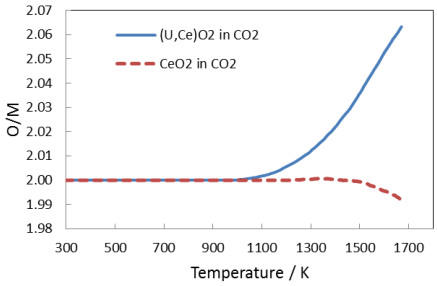


図 2 CO_2 中での$(U_{0.70}Ce_{0.30})O_2$ と CeO_2 の O/M 変化

参考文献

[1] 廣岡瞬ら、日本原子力学会秋の年会(2013)

*S. Nakamichi[1], S. Hirooka[1], M. Kato[1], S. Sunaoshi[2], A.T. Nelson[3] and K.J. McClellan[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd., [3]Los Alamos National Laboratory

(U, Pu) O_2 の酸素ポテンシャルモデル

Oxygen potential representation of (U,Pu)O_2

*加藤　正人 [1]，渡部　雅 [1]，中村　博樹 [1]，町田　昌彦 [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

UO_2、(U, Pu) O_2、PuO_2 の酸素ポテンシャルの実験データについて Brouwer の図を用いて評価し、第一原理計算から得られた UO_2 及び PuO_2 のフレンケル欠陥生成エネルギを用いて、酸素ポテンシャルの評価式を導出した。

キーワード：MOX、酸素ポテンシャル

1. 緒言

不定比性酸化物の酸素ポテンシャルは、化学的安定性を評価する上で不可欠な熱力学データである。これまで、UO_2、(U, Pu) O_2、PuO_2 について、温度、O/M 比をパラメータとして酸素ポテンシャルの測定を実施してきた。本研究では、Brouwer の図[1]を作図することによってフレンケル欠陥生成エネルギを評価し、酸素ポテンシャルの評価式を導出した。

2. 評価・解析 ：

図 1 に $UO_{2\pm x}$、$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_{2\pm x}$ 及び $PuO_{2\pm x}$ の 1773K における酸素ポテンシャルの測定結果を示す。図中には、x=[Vo]または[Oi]として Brouwer の図を作図して得られた酸素空孔及び侵入酸素の欠陥濃度を、それぞれ[Vo]及び[Oi]として示す[1]。欠陥濃度とフレンケル欠陥の生成自由エネルギΔG_{FO}の関係は(1)式で得られるため、定比組成近傍の酸素ポテンシャル測定結果から(U,Pu)O_2のフレンケル欠陥生成エネルギΔH_{FO}は、271 kJ/mol と得られた。Pu 含有率 12、20、30%の MOX においてΔH_{FO}は同じ値であった。

$$[V_O][Oi] = \exp(-\Delta G_{FO}/RT) \quad (1)$$

UO_2 及び PuO_2 では、定比組成近傍の酸素ポテンシャルは、実験による取得が難しい。そのため、第一原理計算[2]を用いて UO_2 及び PuO_2 のΔH_{FO}を評価し、それぞれ 421.3kJ/mol 及び 441.8kJ/mol と得た。ここで、定比組成近傍において(2)-(5)の点欠陥反応を考える。

$$2Pu^{\times}+O^{\times} \rightarrow 2Pu'+V_o+1/2O_2 \quad (2)$$

$$2U^{\times}+1/2O_2 \rightarrow 2U^{\cdot}+O_i \quad (3)$$

$$2Pu^{\times}+1/2O_2 \rightarrow 2Pu^{\cdot}+O_i \quad (4)$$

$$2U^{\times}+O^{\times} \rightarrow 2U'+V_o+1/2O_2 \quad (5)$$

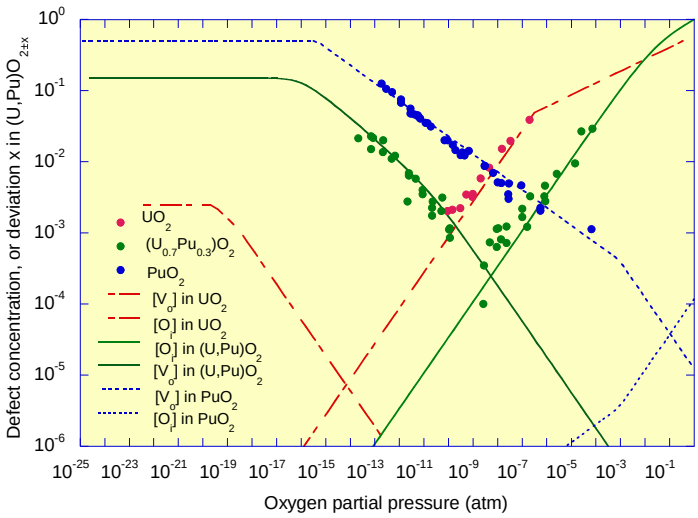


図 1　1773K における酸素分圧と点欠陥濃度の関係

(U,Pu)O_2 では、(2)と(3)式が支配的であり、UO_2 では(3)及び(5)が、PuO_2 では(2)と(4)が支配的と考えられる。Brouwer の図から評価した(2)-(5)の点欠陥生成エネルギは、それぞれ 654.0、173.0、627.8、820.3 kJ/mol と評価した。これらの欠陥生成エネルギを用いて酸素ポテンシャルを Pu 含有率、O/M 比及び温度を関数として算出する関係式を導出した。

参考文献

[1]M .Kato, Stoichiometry and material science, Intech,(2012)203, [2] H. Nakamura et al., Prog. Nucl.Sci.Tech., 2(2011)16

*Masato Kato[1], Masashi Watanabe[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

中空燃料の照射後組織変化挙動

Restructuring behavior of annular irradiated fuel

原子力機構　　*佐々木新治、磯﨑美咲、石見明洋、前田宏治

高速実験炉「常陽」で照射された中空燃料ペレットの組織変化挙動及びU、Pu の再分布を確認するために横断面試料の光顕観察及び元素分析を実施した。

キーワード：高速炉、「常陽」、中空燃料ペレット、照射後試験

１．緒言

高速炉用燃料として中空形状の燃料ペレット（中空燃料ペレット）の設計検討が行われている。中空燃料ペレットは中実燃料ペレットに比べて燃料ペレット中心温度が低下することにより、燃料の高線出力化が可能になる。前報[1)]では、高速実験炉「常陽」にて照射された中空燃料ペレットについてX線CT試験による内部観察を実施している。今回は、中空燃料の組織変化やU、Pu の再分布状況について、詳細に把握するために、横断面試料の光顕観察と元素分析を実施した。

２．試料及び照射条件

試験対象試料は高速実験炉「常陽」のMK-Ⅱ炉心で照射された燃料ピンから採取した（燃料ピン最高燃焼度：約30GWd/t、最大線出力：約443W/cm）。燃料ペレットの主な製造仕様は、ペレット密度：約94%TD、O/M比：1.97、ペレット外径：約7.34mm、ペレット内径：約1.76mmである。試料は燃料ピンを切断、研磨し、横断面試料を調整した後、光学顕微鏡観察及びWDXによる元素分析を行った。また、光学顕微鏡観察写真を用いてペレット内径の測定を行った。

３．試験結果

横断面試料の光学顕微鏡観察の結果、炉心中心位置近傍から採取した試料（線出力443W/cm）においては、中空部付近では組織変化が確認された。また、中空部の周囲には粒界のボイドが粗大化している状況が観察された。ペレット内径については、X/L＝0.31～0.68 の観察個所で減少しており、製造時平均と比較して最大で直径 0.36mm 程度の減少が確認された(図1)。また、WDXによる元素分析の結果、炉心中心位置近傍から採取した試料においても、U、Pu の両方共に、外周付近から中空部近傍まで大きな濃度変化は確認されなかった（図2)。同程度の線出力の中実燃料ペレットでは、ペレット内においてU、Pu の再分布が見られる[2)]が、本試験での中空燃料においては、顕著な再分布は見られなかった。

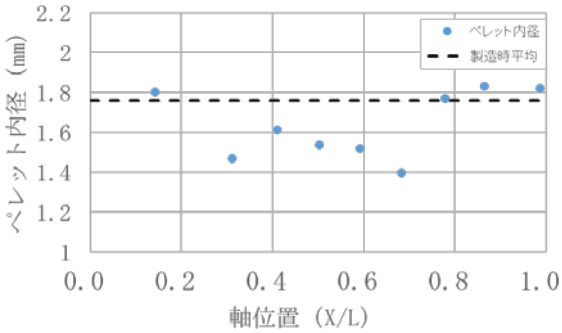


図１　ペレット内径測定結果

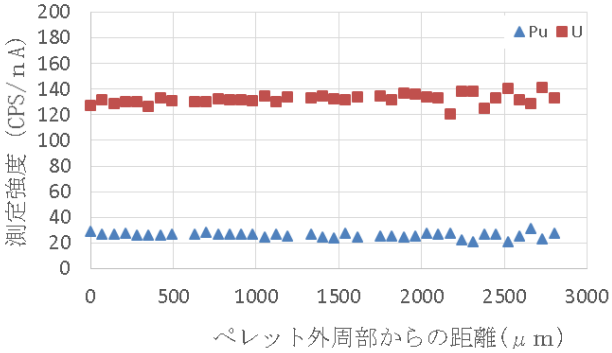


図２　元素分析結果（炉心中心位置試料）

４．結言

中空燃料ペレットの横断面光顕観察及び元素分析を実施した。中実燃料と比較して、燃料の組織変化は顕著なものではなく、U、Pu についても再分布はほとんど見られなかったが、ペレット内径の明瞭な減少が確認された。

これらの結果については、今後の燃料設計に反映される予定である。

参考文献

1）石見　他、日本原子力学会　2011年秋の大会　F01
2）M.Bober 他、J. Nucl. Mater. 47(1973)187-197

*Shinji Sasaki, Misaki Isozaki, Akihiro Ishimi and Koji Maeda
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C01-03] Long-term integrity of the fuel assembly

Chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:20 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C01] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*Toru Higuchi[1], Shinichi Ishioka[1], Shigeaki Tanaka[2], Yasuo Morishima[2], Fumiyoshi Ueno[3], Koji Maeda[3] （1.HGNE, 2.Toshiba, 3.JAEA）

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*Shinichi Ishioka[1], TORU HIGUCHI [1], JUNJI MATSUNAGA[2], MASAKI AOMI[2] （1.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2.Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.）

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2], Fumiyoshi Ueno[1,2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
（1）全体計画と H27 年度成果の概要

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(1) Overview of Project Plan and summary of FY2015 results

*樋口 徹[1,2]，石岡 真一[1,2]，田中 重彰[1,3]，森島 康雄[1,3]，上野 文義[1,4]，前田 宏治[1,4]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]東芝，[4]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体の長期保管においては、燃料集合体の健全性に及ぼす海水注入や瓦礫混入の影響を評価することが不可欠である。本発表では、その評価に関わる研究の全体計画と平成 27 年度の成果概要について述べる。

キーワード：燃料集合体，使用済燃料プール，長期保管

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1～4 号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体は、海水注入や建屋の損傷により生じた瓦礫の混入によって通常とは異なる環境履歴を有している。従って、今後、使用済燃料の長期保管方法を検討するためには、それらの環境履歴が燃料集合体の健全性に及ぼす影響を評価することが不可欠である。技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）では SFP から取出した燃料集合体の長期健全性評価に取り組んでおり、ここでは、その研究の全体計画と平成 27 年度の試験の概要について示す。

2. 実施内容および状況

本研究では、1～4号機の使用済燃料が移送される共用プールでの湿式保管および将来の保管方法の選択肢の一つである乾式保管における燃料集合体の健全性について評価を進めている。平成26年度までに、燃料集合体の一部を模擬した試験片の希釈人工海水溶液中腐食試験や実際に共用プールへ移送された4号機燃料の調査等を実施しており、その試験および調査においては、特異な腐食や強度劣化が無いことを確認した。平成27年度は、乾式保管に関しては、燃料被覆管におけるクリープ特性および水素化物析出挙動に着目した試験を実施し、海水や瓦礫が燃料集合体の健全性に顕著な影響を与えないことを確認した。また、湿式保管に関しては、ねじ構造部に侵入した塩化物イオンの挙動に着目した浸漬試験を実施し、水の浄化によって侵入した塩化物イオンが除去されることを確認した。今後、4号機の使用済燃料集合体から採取した燃料部材を照射後試験施設へ輸送し、堆積物・付着物の分析および電気化学試験を実施する。

3. まとめ

乾式保管および湿式保管時の燃料集合体の健全性について試験を実施し、その評価を行った。今後は、乾式保管を想定した試験を引き続き進め、併せて、燃料部材に関わる試験を実施する。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Toru Higuchi[1,2], Shinichi Ishioka[1,2], Shigeaki Tanaka[1,3], Yasuo Morishima[1,3], Fumiyoshi Ueno[1,4], Koji Maeda[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decomissioning, [2]Hitachi GE Nuclear Energy, [3]Toshiba,
[4]Japan Atomic Energy Agency

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
（2）乾式保管時の燃料健全性評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(2) Integrity of fuels in dry storage

*石岡真一 [1)2)]　樋口徹 [1)2)]　松永純治 [3)]　青見雅樹 [3)]
1)国際廃炉研究開発機構（IRID）　2)日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社
3)株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

燃料被覆管試験片を用いて水素化物析出挙動確認試験及びクリープ試験により、瓦礫による傷や海水付着等が燃料の健全性に及ぼす影響を評価中である。平成 27 年度までに得られた結果では、これらの影響は小さかった。

キーワード：乾式保管，燃料被覆管，水素化物再配向，クリープ

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）1～4号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されている燃料集合体は、海水注入や瓦礫落下等の履歴があり、これら1F特有の因子が乾式保管時の燃料健全性に及ぼす影響を評価することは重要である。本研究では、1F模擬履歴を付与した燃料被覆管試験片を用いて、水素化物析出挙動確認試験及びクリープ試験（破断試験、速度試験）を実施し、水素化物再配向特性及びクリープ特性を評価した。

2. 試験方法

試験片は、瓦礫落下の影響を考慮し、実機の燃料集合体部材を模擬した燃料被覆管（ジルカロイ-2）にコンクリート材を用いて傷を付与した試験片（損傷付与試験片）とした。水素化物析出挙動確認試験は、損傷付与試験片を用いて、周方向応力：70MPa、最高保持温度：300℃、冷却速度：0.3℃/h で実施した。クリープ試験は、損傷付与試験片に海水付着処理を実施した損傷＋海水付着試験片を用いて試験時間：1000h で実施した。なお、破断試験は、周方向応力：240MPa、温度：400℃、速度試験は、周方向応力：170MPa、温度：360℃とした。

3. 結果・考察

図 1 に水素化物析出挙動確認試験結果例を示す。水素化物の析出方位は概ね周方向（図中の左右方向）で、損傷付与部の近傍と損傷なし部で、明瞭な差異は見られなかった。クリープ破断試験では、1000h までに周方向ひずみが 1%以上に達しており、1%以下では破断しないことを確認した。クリープ速度試験では、1000h までの試験で、損傷＋海水付着有無によらず、ひずみ速度は同程度であり、ひずみ速度への損傷＋海水付着処理の影響は小さかった。クリープ速度試験は、今後 4000h 程度まで試験を継続し、最終的な評価を実施する計画である。

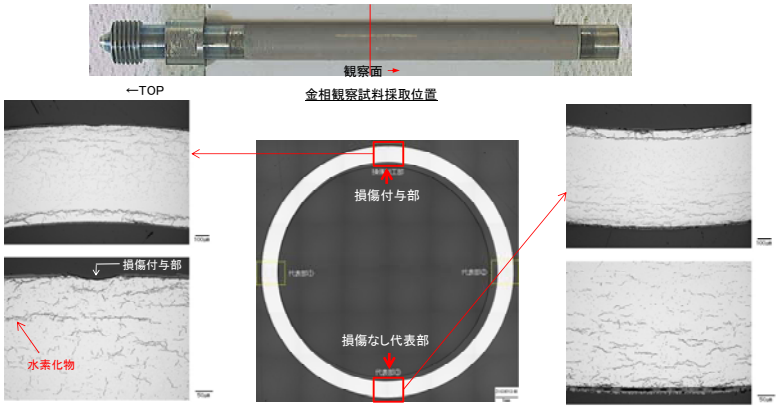


図 1 水素化物析出挙動確認試験結果例
（照射材、周方向応力 70MPa、温度 300℃、冷却速度 0.3℃/h）

謝辞　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3] and Masaki Aomi[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Global Nuclear Fuel –Japan Co., Ltd.

使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価
（3）トレーサによる海水成分移行評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(3) Investigation of chloride ion transport phenomenon across the screw-gap between Zircaloy upper plug and stainless nut immersed in dilute artificial seawater containing 36Cl ion

*関尾佳弘 1)2)　前田宏治 1)2)　山県一郎 1)2)　上野文義 1)2)
1)国際廃炉研究開発機構（ＩＲＩＤ）　2)国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

Zircaloy と SUS304L の上部端栓試験片を用いて福島第一原子力発電所 4 号機の使用済燃料プールの水質環境を模擬した浸漬試験を実施し、ねじ構造部に侵入した塩化物イオンの挙動を定性的且つ定量的に評価した。その結果、ねじ構造部の塩化物イオンは、水質改善に伴って取り除かれることを確認した。

キーワード：ジルカロイ、ステンレス鋼、海水浸漬、放射線測定

1. 緒言

福島第一原子力発電所4号機で使用された軽水炉用燃料ロッドの上部端栓は、Zircaloy-2製ボルトとSUS304L製ナットで構成されており、それらのねじ構造部はすきま構造を形成している。事故直後の海水投入事象により、このすきま構造部に海水成分が残留する場合、共用プールへの移送後においてもすきま腐食が発生し、燃料集合体の構造健全性に影響を与える可能性がある。本研究では海水が混入した冷却水に晒された使用済燃料集合体の長期的な健全性の評価や管理手法の検討に資するため、燃料部材である上部端栓部材のすきま構造部への海水成分の取込みを想定し、海水成分の燃料部材への移行挙動を評価した。

2. 試験方法

本試験では海水成分の Cl に着目し、放射性トレーサ Cl-36 を含む温希釈海水中に上部端栓部材を一定時間浸漬して、その後室温での水質改善に伴ってすきま構造部に残留する海水成分量を放射能分析（分布及び量）により調査した。具体的には、表 1 に示す各試験液での浸漬後、試料の取出し・乾燥を行い、すきま構造部を樹脂埋めすることで Cl 成分を固定した後、すきま構造部に着目したイメージングプレート測定（分布の測定）及び β 線測定（量の測定）を実施し、Cl-36 の分布状況から海水成分の移行挙動を評価した。

表 1. 浸漬条件

試験液	Cl濃度 [ppm]	Cl-36放射能量 [Bq/ml]	温度 [℃]
試験液A	9462	800	80
試験液B	3101	262	23(RT)
試験液C	1016	86	23(RT)
試験液D	12	1	23(RT)

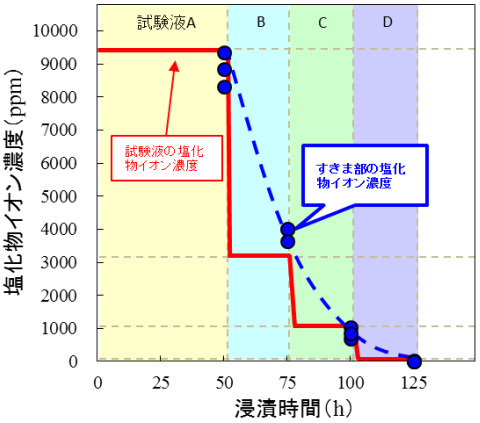


図 1. β 線測定によるすきま構造部の塩化物イオン濃度評価結果

3. 結果・考察

図1にβ線測定結果により算出した各浸漬条件での上部端栓部材すきま構造部に存在する海水成分量を示す。各試験液での浸漬試験におけるすきま構造の海水成分量（青丸）は概ね試験液のそれ（赤線）と同等であり、水質が改善されるとすきま構造部に Cl 成分はほとんど残留せず浸漬液側に移行することが示され、イメージングプレート測定の結果と良く一致した。以上のことから、共用プールへの海水成分の持込み量は少ないと推測される。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁の平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価）」において IRID が補助事業者となりその組合員である日立ＧＥニュークリア・エナジー、東芝、日本原子力研究開発機構が実施した成果の一部を取りまとめたものである。

*Yoshihiro Sekio[1,2], Koji Maeda[1,2], Ichiro Yamagata[1,2] and Fumiyoshi Uenomi[1,2]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C04-06] Radiolysis

Chair: Takumi Terachi (INSS)

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 11:10 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C04] Experimental Evaluation of Primary Yields of Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems

*Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2], Masao Inoue[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Osaka University）

10:20 AM - 10:35 AM

[3C05] Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] （1.Osaka Univ., 2.Japan Radioisotope Association, 3.Univ. of Tokyo）

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation

*Nicephore Bonnet[1], David Carlson[1] （1.Kurion）

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

海水及びその濃厚系での水の放射線分解のプライマリ収量の実験的評価

Experimental Evaluation of Primary Yields of Water Radiolysis in Seawater and its Concentrated Systems

*永石 隆二[1,2]，近藤 孝文[2]，神戸 正雄[2]，吉田 陽一[2]，井上 将男[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 大阪大学

福島第 1 原発事故では冷却水に海水が使われ，その塩分に含まれるハロゲン化物が水の放射線分解に重大な影響を及ぼすため，純水及び無限希釈水を対象とした従来の均一反応計算では，海水等の塩水溶液中の生成物や溶存種の挙動解析が極めて困難である。従って，分解生成物の収量や放射線誘起反応に対する塩濃度依存性（塩効果）の解明・評価が急務である。そこで本研究では，低 LET 放射線を用いた定常・パルス照射実験をもとに，上記計算の入力データとして不可欠な水の分解のプライマリ収量の評価を，海水及びその濃厚系に対して試みた。

キーワード：海水，水の放射線分解，塩効果，プライマリ（1 次）収量，ガンマ線分解（ガンマラジオリシス），パルスラジオリシス

1. 緒言

水の分解生成物のプライマリ（1 次）収量は，分解直後に生成物が存在する不均一な領域（スパー）で，生成物同士の反応（スパー反応）が終了した際（純水の場合 100 ns 程度）に，その反応から逃れて後続の均一反応に関与する生成物の量と定義される。溶質濃度の低い水溶液では溶質がスパー反応に影響しないため，その水溶液でのプライマリ収量は純水と同等に扱うことができるが，海水では溶存するハロゲン化物イオン（X^-: Cl^-, Br^-）が OH ラジカルと高い反応性を有し，しかも塩化物イオン（Cl^-）が高濃度（0.5 mol/L 程度）であるため，Cl^-がスパー反応に影響を与えた結果，海水でのプライマリ収量は生成物の種類とともに純水とは異なることが推測される [1-2]。

そこで本研究では，分解生成物の水素分子が水中の反応でほとんど減少しないと考えられる，海水とその濃厚系[1]に注目して，定常照射及びパルス照射（パルスラジオリシス）の実験をもとに，プライマリ収量の評価を試みた。

2. 実験

試料には，純水，海水，塩化物や臭化物を溶解した水等の水溶液を用いた。定常照射実験[1]では，試料をガラスバイアル（高さ 5-25 cm）に封入して，照射施設（現 QST 高崎研）の Co-60 ガンマ線（平均エネルギー 1.25 MeV，線量 ＜20 kGy）で照射した。照射後に最終生成物として，バイアルのヘッドスペース中の水素分子（H_2），水溶液中の過酸化水素（H_2O_2），酸素分子（O_2）等を分析した。パルス照射実験[3]では，試料を石英セル（光路長 1 cm）に封入してバブリングによる雰囲気調整後，線形加速器（LINAC，阪大 ISIR）からの電子線パルス（エネルギー 28 MeV，パルス幅 8 ns，線量 ＜100 Gy/pulse）で照射しながら，それと同期した参照光（Xe フラッシュランプ）を電子線と同軸に入射して，水溶液中に生成した水和電子（e_{aq}^-）等の分解活性種や溶存種の過渡吸収を測定した。

3. 結果・考察

X^-による•OH 捕捉（$X^- + \bullet OH \rightarrow \bullet X + OH^-$）に続いて，光吸収で観測可能な二量体ラジカルイオン（X_2^-）が生成する。図 1 に海水中と同濃度のハロゲン化物を溶解した中性付近の水溶液中の過渡吸収を示す。塩化物のみを溶解した水溶液①では，スパー内で約半分の•OH が捕捉（反応時間$\tau = 1/k[Cl^-] > 0.5$ ns）されて二量体 Cl_2^-を生成する一方で，均一領域では捕捉されなかったが，これに臭化物を追加した水溶液②では，均一領域で残りの•OH が捕捉（$1/k[Br^-] > 90$ ns）されて二量体 Br_2^-を生成した [1,3]。また，添加した電子捕捉剤を CH_3NO_2 から N_2O に変える③と，•OH とほぼ等量の e_{aq}^-の存在が確認された。さらに，海水中より高濃度のハロゲン化物を溶解すると，スパー内での Cl_2^-生成①の促進に伴う均一領域での Br_2^-生成②の抑制とともに，酸化性（•OH, X_2^-）及び還元性（e_{aq}^-）のラジカル量の増加が観測された [3]。

以上のパルス照射実験によるラジカル生成物の分光データと，定常照射実験による分子生成物の観測収量データから，分解の物質収支に基づいてプライマリ収量を評価した。

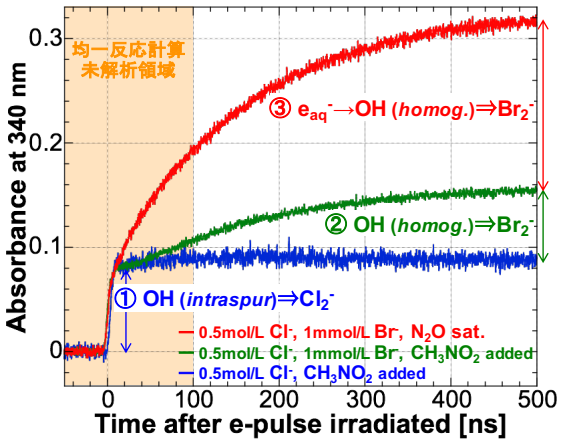


図 1 海水塩の水溶液中の二量体ラジカルの過渡吸収（光路長 1 cm，室温，中性，電子捕捉剤添加）

参考文献

[1] R. Nagaishi *et al.*, NPC 2014, #10242 (2014); 永石，先端放射線化学シンポジウム (SARAC 2015)，日本放射線化学会 (2015) 他.
[2] J. Pucheault *et al.*, *J. Phys. Chem.*, **83 (3)**, 330 (1979); M. Kelm and E. Bohnert, FZKA 6977, Forschungszentrum Karlsruhe (2004).
[3] 永石，近藤ら，平成 27 年度物質・デバイス領域共同研究拠点 ボトムアップ型共同研究課題 成果報告書 (阪大), 451 (2016) 他.

* Ryuji Nagaishi[1,2], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2], Yoichi Yoshida[2] and Masao Inoue [1]
[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Osaka University

ピコ秒パルスラジオリシスによる高温プロパノール中の電子溶媒和過程の研究

Picosecond pulse radiolysis study on electron solvation process in n-propanol at high temperature

*室屋 裕佐[1]，吉田 哲郎[1]，金森 航[1]，勝村 庸介[2,3]，山下 真一[3]，古澤 孝弘[1]
[1]阪大産研，[2]日本アイソトープ協会，[3]東大院工

高温下の放射線誘起反応において、ナノ秒・マイクロ秒以降の化学過程（スパー形成後の化学反応）は精力的に調べられてきたが、ピコ秒以下の物理化学過程（スパー形成過程）の議論はほとんどなされていない。物理化学過程の代表的な現象として溶媒のイオン化から生成する電子の溶媒和過程が挙げられ、ピコ秒パルスラジオリシス法を用いて高温下の電子溶媒和過程を調べた。

キーワード： ピコ秒パルスラジオリシス、高温、プロパノール、電子溶媒和過程

1. 緒言

軽水炉冷却水のラジオリシスや構造材料との相互作用を把握することは、現行炉および次世代炉水化学技術の基盤として重要である。水の放射線分解で水素が発生することは古くから知られるが、これに支配的に寄与する中間活性種は水和電子（e^-_{aq}）であり、更に近年、水和前の電子（前駆体）も水素発生に寄与することが指摘されている。イオン化直後（前駆体）から溶媒和後までを含めた電子の時間的空間的振る舞いを、室温のみならず高温においても把握することが重要である。しかし水中の電子溶媒和は極めて速く（室温でも 1 ピコ秒以内に完了）、現在達成されている高温パルスラジオリシスの時間分解能（~40 ピコ秒）では直接観測困難である。同じ極性溶媒でもアルコール中の電子溶媒和（室温下）は比較的遅いことから（数十ピコ秒以上）、今回 1-プロパノールを用いて室温～高温下の電子溶媒和過程を調べた。

2. 実験

ピコ秒電子パルス（照射ビーム源）、フェムト秒レーザ（分析光源）を用いて、室温～高温において（圧力は 10 MPa）、パルス・プローブ法に基づくピコ秒時間分解分光測定を行った。

3. 結果と考察

1-プロパノール（Neat）を試料に用いて高温ピコ秒パルスラジオリシスを行った。過渡吸収スペクトルを図 1 に示す。室温では照射直後（30 ps）に可視～近赤外領域のブロードな吸収バンドが現れ、時間と共に可視領域へとシフトし、140 ps 以降は溶媒和電子のスペクトル（別途ナノ秒パルスラジオリシスで測定した 40 ns 後のスペクトル。図 1 の□に示す。）と一致することから、溶媒和前電子（e^-_{pre}）から溶媒和電子（e^-_{sol}）への遷移過程が直接観測されている。しかしこれは高温ほど見られなくなり、100 °C では 30 ps 後で溶媒和電子のスペクトル（40 ns）にほぼ一致している。一方、電子前駆体の捕捉剤（アセトン）を添加した試料でもピコ秒パルスラジオリシスを行い、反応確率を測定した結果、高温ほど反応確率が低下した（反応を逃れ、溶媒和に至る確率は増加）。以上から電子の溶媒和は高温ほど高速化することが分かった。極性溶媒の水素結合率は高温ほど低下することから、溶媒分子の回転が容易となり電子への双極子配向が速やかに行われるものと考えられる。

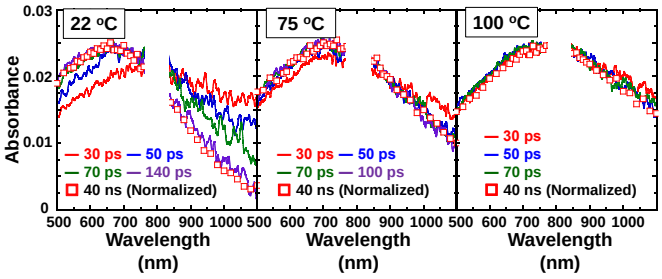


Fig. 1. Time dependent optical spectra of e^-_{pre} and e^-_{sol} in pure 1-propanol at elevated temperature. Symbols represent those of "fully-solvated" electrons (e^-_{sol}) obtained by ns pulse radiolysis.

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Japan Radioisotope Association, [3]Sch. Eng., Univ. of Tokyo

A Large-Scale Demonstration Facility for Light-Water Detritiation

*N. Bonnet[1], D. Carlson[1]
[1]Kurion, Irvine, CA

Abstract: The construction and performance of Kurion's prototype system for light-water detritiation are presented and used for the conceptual design of its full-scale Modular Detritiation System (MDS®). This technology will be beneficial for a more flexible deployment, operation, and dismantlement of nuclear power plants.

Keywords: CECE, detritiation, nuclear power plants, economics

1. Introduction

The civilian nuclear power industry generates important quantities of tritiated water that are released to the environment within authorized limits. However, the availability of a reliable technology for tritium removal at the industrial scale will be beneficial, first, to address growing public concerns about tritium releases, second, to offer nuclear operators additional flexibility within given release limits.

2. Kurion's Modular Detritiation System (MDS®)

2-1. Large-scale demonstration facility

Kurion has completed the construction of a prototype MDS® facility in Richland, WA. The MDS® is based on the combined electrolysis catalytic exchange (CECE) process, which is suitable for the treatment of large volumes of water over a wide range of tritium concentrations and minimal system footprint [1]. Core components of the prototype system include a 100 Nm^3/hr PEM electrolyzer to convert the feed water into hydrogen, and a full-scale 9-m height catalytic exchange column for removing tritium from hydrogen and releasing clean effluents.

2-2. Demonstration of system performance

Kurion has commissionned the prototype system and conducted a series of experiments to demonstrate its performance. Stable tritium separation factors in the range of 10,000–200,000 are obtained for various operating parameters. Ongoing experiments are also performed for testing and optimizing the system at higher processing gas rates of 200 Nm^3/hr and beyond.

2-3. Full-scale MDS®

Based on the demonstrated performance of the prototype system, conceptual designs of Kurion's full-scale MDS® are proposed for the treatment of various water inventories, as generated by nuclear power plants or dismantling operations. The MDS® treatment capacity is up to 13 m^3 of water per day with a footprint inferior to 50 m^2.

3. Conclusion

The performance of Kurion's tritium removal system has been validated at the prototype level and is ready to be deployed at the industrial scale for assisting the development of the nuclear power industry.

References

[1] N. Bonnet, 実験と解析モデルに基づく化学交換電解複合法による大規模軽水トリチウム除去システムの概念設計, submitted to AESJ ATOMOΣ Journal.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1 Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[3C07-10] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 11:10 AM - 12:15 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[3C07] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa Ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3]
（1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Chubu Electric Power Co., Inc. ）

11:10 AM - 11:25 AM

[3C08] Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] （1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3C09] Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device

*Akira Tsuguchi[1], Mutsumi Nakamura[1], Hiroko Nakano[2], Kunihiko Tsuchiya[2] （1.Kaken Inc., 2.Japan Atomic Energy Agency）

11:40 AM - 11:55 AM

[3C10] PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests

*Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Nobuo Totsuka[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1]
（1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated）

11:55 AM - 12:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
ー(1)通常水質、水素注入水質における Co-60 付着試験結果ー

Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

-(1) Results of Co-60 deposition test under simulated NWC and HWC conditions -

*細川秀幸 [1]，大橋利正 [1]，露木瑞穂 [2]，碓井直志 [2]，稲垣博光 [3]

[1] 日立･研開，[2] 日立 GE，[3] 中部電力

BWR の通常水質に加え、将来適用が検討されている水質における構造材への放射能取り込みを評価できる計算モデルの開発を行うため、各水質における酸化皮膜構造と Co-60 取り込みの関係を実験的に検討している。今回、H_2O_2 を含む NWC 及び HWC 条件の酸化皮膜と Co-60 取り込み結果を検討した。

キーワード：再循環系、コバルト、付着、配管、亜鉛、貴金属

1. 緒言　BWR では水素注入(HWC)や亜鉛注入、貴金属注入が適用又は適用が計画されている。配管線量率に対するこれらの影響を事前に評価するためには、従来の通常水質(NWC)で開発されてきた炉水放射能挙動評価計算モデル [1)]にこれらの影響を取り込む必要がある。本研究では各種水質が酸化皮膜構造と Co-60 の取り込みに及ぼす影響を実験的に検討し、実機で適用される水質で使用可能な計算モデルを構築することを目標とする。今回は、通常水質、水素注入水質、亜鉛注入水質が Co-60 付着と酸化皮膜構造に与える影響ついて検討したので報告する。

2. 実験　#600 の耐水研磨紙で研磨した SUS316 試験片を BWR 条件下(280 ℃, 7.5 MPa)で Co-60 を取り扱える試験装置に設置し、NWC(溶存酸素(DO):100 ppb, H_2O_2:200 ppb)および HWC(DO:<5 ppb, H_2O_2:5 ppb)水質で 1000 h まで浸漬した。更に、Zn の影響を調べるため、NWC では Zn 濃度 2 ppb、HWC では 2 ppb 及び 5 ppb の Zn を添加した。Co-60 付着量の経時変化を調べるため、途中 250 h、500 h で取り出して Ge 半導体γ線検出器で測定した。1000 h 後の試験片については Co-60 付着量に加え、表面状態の変化を SEM で観察し、その後、酸化皮膜を内層、外層に分離して皮膜に含まれる金属元素量を原子吸光光度計で測定した。

3. 結論　図 1 に 1000 h 浸漬後の酸化皮膜構成元素の分析結果を示した。NWC では内層の Co 取り込量は外層の約 1/50 であった。このため、Zn による Co 低減効果は外層の寄与が大きく、Co 付着量は 50 %に減少した。一方、HWC の Co 付着量は NWC と比較して外層で 2 倍、内層側で約 100 倍に増加した。Zn による Co 低減効果は外層では見られなかったが、内層では Co 付着量が 1/10 に減少した。全体での Co 付着量は Zn 2 ppb で 25%減、Zn 5 ppb で 45%減であった。H_2O_2 添加のない既存の HWC 試験結果 [2)]と Co 付着量の外層/内層比を比較すると、今回の方が外層の Co 付着量比が 4 倍に増加していた。この原因は H_2O_2 が腐食溶出する金属の析出に作用して外層皮膜の形成を促進した結果、外層への Co 付着が増加したと考えられる。更に、Zn の置換効果は内層のクロマイトには強く働くが、外層のフェライトでは弱いため、H_2O_2 が存在する HWC では Zn の効果が抑制されたと考えられる。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発フェーズ１」の成果の一部である。

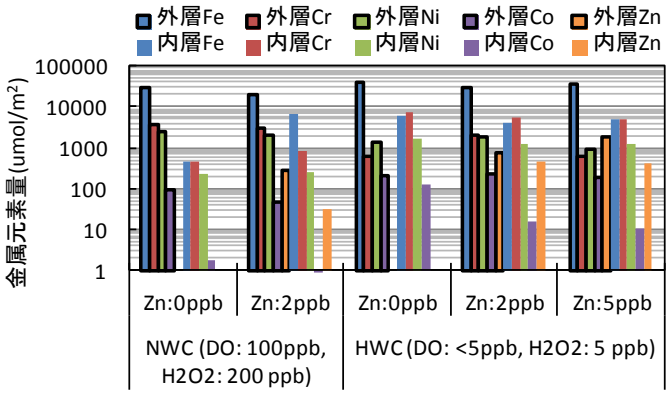


図 1　酸化皮膜構成元素分析結果

参考文献　[1] S. Uchida, et al., J. Nucl. Sci. Eng., **69**, p247 (1978)

[2] H. Hosokawa, et. al., J. Nucl. Sci. Technol., **41**, p682 (2004)

*Hideyuki Hosokawa[1], Toshimasa ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3]

[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [3]Chubu Electric Power Co.,Inc.

白金酸化物ナノ粒子注入による材料表面の白金付着状態及び酸化皮膜変化

Deposition state of platinum after platinum oxide nanoparticle addition and subsequent oxide film change

*石田 一成[1]，和田 陽一[1]，橘 正彦[1]，太田 信之[2]
[1]日立・研開，[2]日立ＧＥ

γ線照射により生成した白金酸化物ナノ粒子を水素／酸素モル比 2 以上の 280℃水で注入した場合の白金付着状態及び酸化皮膜への影響を調べた。その結果、白金はナノサイズの白金金属粒子として酸化皮膜に付着すること、白金付着処理時に酸化皮膜の再構築が生じることが分かった。

キーワード：白金酸化物、ナノ粒子、γ線、沸騰水型原子炉、水素注入、応力腐食割れ

1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）再循系環配管や炉内構造物等の水質制御による応力腐食割れ抑制技術として、水素注入及び運転中貴金属注入が米国やスイス等の BWR で適用されている[1)]。運転中貴金属注入適用期間の水質変化抑制の観点から白金や酸素、水素以外の元素を含まない注入溶液が望ましい。そこで、γ線照射によりヘキサヒドロキソ白金酸（$H_2Pt(OH)_6$）懸濁液から平均粒径約 2.3nm の PtO_2 を主成分とする白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液（Pt コロイド溶液と呼ぶ）を生成する技術を開発した[2)]。更に、材料表面への白金付着量に及ぼす Pt コロイド溶液注入条件の影響を検討した[3)]。本研究では Pt コロイド溶液を溶存水素／酸素モル比 2 以上の 280℃水中に注入した場合の､材料表面の白金付着状態及び白金付着処理時の酸化皮膜変化を調べたので、その結果を報告する。

2. 実験

白金含有量が 1g/L のヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液にγ線を約 20kGy 照射することにより Pt コロイド溶液を生成した。白金付着処理前に 280℃水中に 200-500h 浸漬して試験片（SUS316L、炭素鋼）表面に酸化皮膜を付与した。室温で溶存酸素 350μg/L、溶存水素 60μg/L に調整した試験水を 280℃に昇温して試験片を吊るしたオートクレーブに通水し、Pt コロイド溶液をオートレーブ直前から試験水に注入して試験片表面に白金を付着させた。試験後、試験片断面を STEM-EDX 分析して白金の付着状態を観察した。更に試験片表面を SEM-EDX、レーザーラマン分光分析して酸化皮膜形態を調べた。

3. 結果・考察

試験片断面の STEM-EDX 分析結果を図 1 に示す。白金は、ナノ粒子の一次粒子が 1 個又は複数個凝集し、白金金属として酸化物表面に付着することが分かった。また、酸化皮膜を形態分析した結果、酸化皮膜は白金付着処理前より酸化物の粒径が大きくなること、α-Fe_2O_3 が Fe_3O_4 に還元されることが分かった。

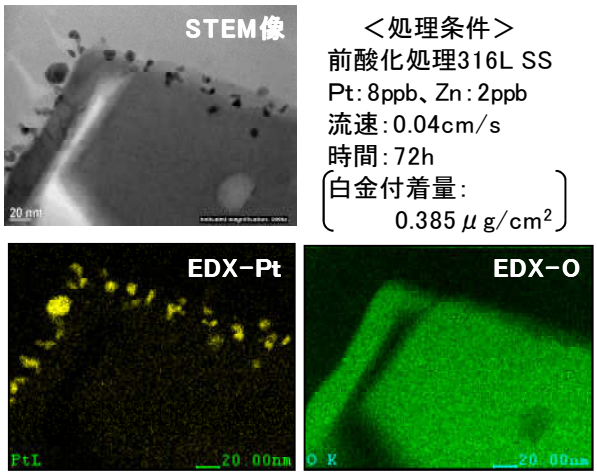


図1 白金付着処理後の試験片断面STEM-EDX分析結果

参考文献

[1] J.A.Varela, 2012 EPRI Int'l BWR&PWR MRP Conf.
[2] 石田一成、日本原子力学会 2013 年春の年会、F45
[3] 石田一成、日本原子力学会 2016 年春の年会、1N05

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1] and Nobuyuki Ota[2]
[1] Hitachi, Ltd., Research and Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

溶存水素濃度制御装置の開発

Development of Dissolved Hydrogen Concentration Control Device

中野 寛子[1], *津口 明[2], 中村 和[2], 土谷 邦彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]株式会社 化研

軽水炉高温高圧水を模擬した環境における構造材料の応力腐食割れ(SCC)等の現象を把握するため、1 価陽イオン交換膜を使用した 2 室型電解セルを用いた溶存水素濃度制御装置を開発した。性能試験結果、高温高圧水中の溶存水素濃度の制御が可能である見通しを得た。

キーワード：原子炉化学、水質管理、溶存水素、電気分解

1. 緒言

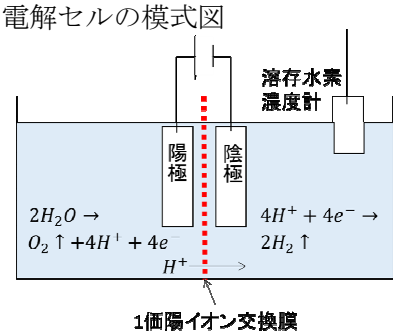
軽水炉高温高圧水を模擬した環境における構造材料の特性を把握するため、循環水中の水質を管理することが重要である。特に、溶存水素濃度については、これまで純水素ガスや高水素濃度の標準ガスのバブリングにより制御していた。しかしながら、水素濃度の高いガスの取扱いに関しては、大掛かりな防爆設備を整備しなければならない。本研究では、ガスを必要とせず、循環水を電気分解することにより水素を発生し、循環水中の溶存水素濃度を制御する装置を開発し、その性能を調べた。

2. 試験方法

純水における水の電気分解を可能とするため 1 価陽イオン交換膜を用いた 2 室型電解セルの模式図及び溶存水素濃度制御装置の概略図を図 1 に示す。電解セルは 1 価陽イオン交換膜により陽極側と陰極側で仕切られており、電極は、Ti 板に Pt を担持したものを用いた。

電解セルの性能試験として、陰極側に溶存水素濃度計を設置し、陰極側循環水中の水素濃度の測定を行った。陽イオン交換膜の有効面積を 9cm^2 として、印加電圧(5～10V)による陰極側の溶存水素濃度の変化を調べた。次に、陽イオン交換膜の有効面積を 64cm^2 として、実際に使用されている高温高圧水試験装置に溶存水素濃度制御装置を接続することを想定して陽極側・陰極側の循環水をポンプで循環させ、循環水流量(50～150mL/min)による陰極側循環水中の溶存水素濃度の変化を測定した。

(a)電解セルの模式図



(b)装置の構成図

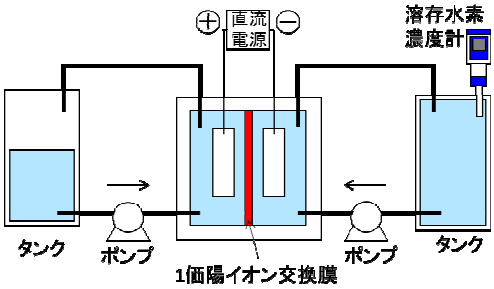


図 1 電解セルの模式図と溶存水素濃度制御装置の概略図

3. 結果及び考察

陽イオン交換膜の有効面積9cm^{2}における印加電圧による溶存水素濃度の依存性を図 2 に示す。この結果、印加電圧の増加とともに、循環水中の溶存水素濃度は増加することが分かった。一方、印加電圧が 8.0V と 9.5V では、溶存水素濃度の増加率はほぼ同じであった。これは、発生した水素が気泡となり放出されていたため、水中の溶存水素濃度の上昇に限界があったものと考えられる。

次に、陽イオン交換膜の有効面積 64cm^2 における循環水流量による循環水中の溶存水素濃度の変化を調べた。この結果、循環流量によって初期の溶存水素濃度の立ち上がりに多少の違いが生じたものの、最終的には溶存水素濃度の増加率はほぼ同じ傾向であることが分かった。このことは、流量による溶存水素濃度への影響は小さいことが示唆された。

発表当日は、実際に使用されている高温高圧水試験装置に溶存水素濃度制御装置(電解セルの陽イオン交換膜有効面積：400cm^2)を接続し、その性能試験結果についても報告する。

本研究成果で製作した溶存水素濃度制御装置は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

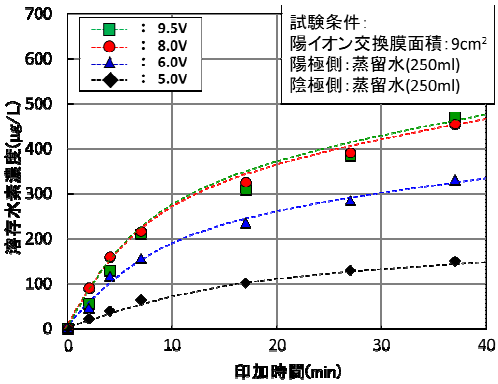


図 2 印加電圧による溶存水素濃度の依存性

Hiroko Nakano[1], Akira Tsuguchi[2] , Mutsumi Nakamura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]KAKEN Co.,Ltd.

SSRT 試験による 690 合金の PWSCC 機構の検討

PWSCC mechanistic study of Alloy 690 using SSRT tests

*寺地 巧[1]，宮本 友樹[1]，戸塚 信夫[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR1 次系模擬環境下で 690 合金の SSRT 試験を行い、き裂の発生状況について評価した。過大な動的ひずみ付与によって冷間加工部に変形を伴ったき裂が生じ、粒界部にキャビティ状の欠陥が認められた。また、き裂の内外で異なる腐食生成物が確認され、電位差が生じている事を示唆する知見が得られた。

キーワード： 690 合金，PWSCC，SSRT 試験，　冷間加工

１．緒言

690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料であり、実機における SCC 報告例は見当たらない。しかしながら、冷間加工材で有意なき裂進展の感受性が確認されており、長期の材料健全性を評価するために割れ機構の解明が求められている。近年 Arioka らは、空孔拡散が応力集中により加速され、粒界部にキャビティが生成することを報告している[1]。そこで本研究では、冷間加工を加えた TT690 合金に予歪みを加えた平板試験片にて低歪速度引張試験（SSRT 試験）を行い、き裂の発生挙動について検討した。

２．実験

供試材に TT 処理を施した 690 合金を用い、図 1 の通り中央部に冷間加工を付与した試験片を製作した。試験環境は PWR1 次系模擬環境（500ppm B+2ppm Li+ DH 30cc/kgH_2O）条件とし、320℃、340℃、360℃の 3 条件を用いた。試験はき裂発生を促すために、予め 0.2%耐力(室温)相当の定荷重を付与した条件で 2027h の予備浸漬を行い、その後、引張速度 1×10^{-5}mm/min の SSRT 試験に移行した。き裂発生の兆候が認められた 2300h で試験を停止し、断面および破面を走査電子顕微鏡（SEM）により観察した。

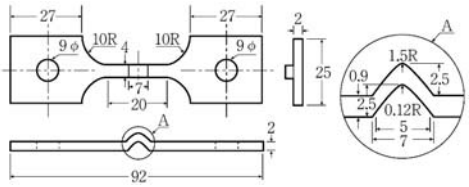


図 1　hump-SSRT 試験片の形状

３．結果・考察

320℃でのき裂およびその周辺の SEM 観察結果を図 2 に示す。耐 SCC 性に優れる 690 合金でも、本試験手法のような動的ひずみを付与した時に、脆性的なき裂を形成することが確認された。また、き裂内外で異なる腐食生成物が生じ、き裂先端から先の粒界にはキャビティ状の欠陥が認められた。この傾向は 340℃，360℃でも類似であり明瞭な温度依存性は確認されなかった。き裂内で認められた針状の腐食生成物は 600 合金の皮膜でも観察されており、PWR 条件より僅かに高電位の環境で生じることが報告されている[2]。これらの検討から、SCC 発生挙動を明らかにするためには、動的ひずみの役割と腐食の影響機構について評価が必要と考えられた。

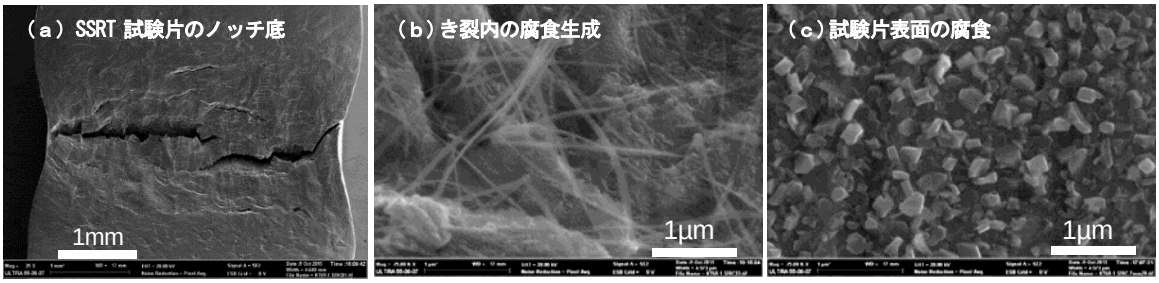


図 2　き裂およびその周辺の SEM 観察結果(TT690 合金，320℃)

参考文献

[1] K. Arioka, Corrosion, Vol. 71, No.4, (2015), [2]T. Terachi et al., Nuclear Science and Technology, Vol 40, No.7 (2013)

*Takumi Terachi, Tomoki Miyamoto, Nobuo Totsuka, Takuyo Yamada and Koji Arioka
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[3D01-05] property/corrosion of radioactive waste

Chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

Fri. Sep 9, 2016 10:40 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[3D01] High sensitivity analysis of the long half-life nuclides for the radioactivity evaluation of re-processing waste

*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Akira Sakashita[2], Hiroshi Noda[3], Hiroyuki Matsuzaki[4]
（1.Nucler Deveropment Corporation, 2.Mitsubishi Heavy Industories,LTD, 3.Japan Nucler Fuel Limited, 4.The University of Tokyo）

10:40 AM - 10:55 AM

[3D02] Estimation of source term for spent fuel disposal

*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1], Kunihiko Akahori[2], Takahiro Chikazawa[2]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi materials）

10:55 AM - 11:10 AM

[3D03] Estimation of source term for spent fuel disposal

*Akira Kitamura[1], Kuniaki Akahori[2] （1.JAEA, 2.Mitsubishi Materials Co.）

11:10 AM - 11:25 AM

[3D04] Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG

*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1]
（1.Kyushu University）

11:25 AM - 11:40 AM

[3D05] Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions

*Ryo Nakabayashi[1], Tomonari Fujita[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理廃棄物の放射能評価に向けた長半減期核種の高感度分析
加速度質量分析計(AMS)による Cl-36, I-129 の高感度分析

High sensitivity analysis of the long half-life nuclide for the radioactivity evaluation of re-processing waste
High sensitive analysis of Cl-36, I-129 by Accelerator Mass Spectrometer (AMS)

*今村 聡孝[1]，木野 健一郎[1]，坂下 章[2]，野田 洋[3]，松﨑 浩之[4]
[1]ニュークリア・デベロップメント㈱，[2]三菱重工業㈱，[3]日本原燃㈱，[4]東京大学

核燃料再処理施設から発生する廃棄物中の放射性核種含有量は廃棄物の発生工程により変化する。再処理廃棄物の処分に向けた放射能評価では、再処理プラント内の核種移行挙動シミュレーションによる工程ごとの核種組成変動を求め、廃棄物の核種組成比の設定に関する検討を行っている。同シミュレーション結果は実試料の分析値と比較して検証する計画であるが、純β核種の中には従来の放射化学分析ではシミュレーション結果に対して検出限界値が不十分で実試料から検出データを得ることが難しい核種(Cl-36, I-129 等)がある。そのため、これらの核種に対して加速器質量分析(AMS)の適用による検出限界値の改善検討を実施した。

キーワード：再処理廃棄物，加速器質量分析計，放射化学分析，Cl-36，I-129

1. 緒言

再処理廃棄物の処分に向けた再処理プラント内の核種移行挙動検証のため、シミュレーション結果に対して検出限界値が不十分な Cl-36, I-129 を対象として、加速器質量分析(AMS)を用いた高感度分析の適用性を検討した。

2. 実施内容

2-1. 放射化学分析と AMS 分析との同等性確認

AMS 分析の実施に先立ち、従来の放射化学分析で使用する Cl-36 標準試料に Cl 担体を添加することによって Cl-36/Cl 比を 10^{-12}～10^{-11} に調整して AMS で分析したところ、Cl-36 標準試料の放射能と同等の定量値が得られ、両分析が同等の結果を示すことを確認した。

2-2. AMS 分析による再処理プラント廃棄物の分析結果

本研究では六ヶ所再処理工場のプラントで発生した実廃棄物を分析対象試料とした。この試料を硫酸酸化雰囲気で加熱して気化し、塩素とよう素を分別回収して AgCl 及び AgI の形態に調製した。調製後の試料を従来の放射化学分析の手法でβ線を測定した後、β線測定で検出値が得られなかった 7 試料を AMS 分析に供した。尚、この 7 試料は異なる再処理工程で発生したものである。

(1) 分析結果

AMS により Cl-36 を分析した結果を図 1 に示す。1 試料では未検出、4 試料では試料中の同重体 S-36 の妨害により定量できなかったものの、2 試料では放射化学分析の検出限界値以下の濃度レベルで検出データが得られた。また、I-129 を分析した結果を図 2 に示す。いずれの試料も放射化学分析の検出限界値以下の濃度レベルで I-129 が検出された。AMS の検出限界値は Cl-36, I-129 とも放射化学分析に対して約 5 桁向上した。

(2) S-36 による妨害への対策

試料中に分析対象核種の同重体が高濃度で共存していると AMS 分析では妨害となり得る。本研究では放射化学分析用に前処理した試料を AMS での Cl-36 分析に供したが、前述のように S-36 の妨害により定量できなかったケースがあった。放射化学分析の前処理は S-36 除去に有効なプロセスが含まれているが、今回は同処理が不十分な試料が確認された。現状、AMS で分析するまで処理が十分か確認する術がないため、今後は処理が十分か否かの判断基準の確立が課題である。

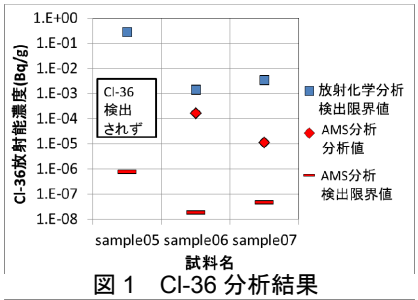


図 1　Cl-36 分析結果

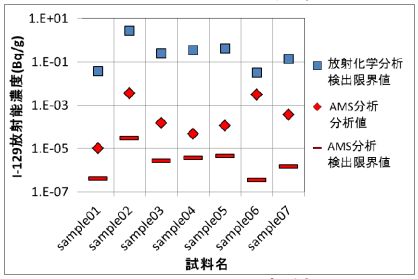


図 2　I-129 分析結果

3. 結論

Cl-36 については一部で S-36 の妨害が観察され、妨害除去の確認方法に課題は残るものの、AMS 分析によって再処理廃棄物を対象とした Cl-36, I-129 の検出データの拡充が可能となった。これにより、再処理プラント内の核種移行挙動検証の信頼性向上が期待できる。

今後は、再処理プラントにおける評価対象となっている他の核種のうち検出データを得ることが難しい核種についてもデータの拡充を図ることを目的とし、それらの核種についても AMS による高感度分析の適用を検討する予定である。

*Toshitaka Imamura[1], Kenichiro Kino[1], Sakashita Akira[2], Hiroshi Noda[3] and Hiroyuki Matsuzaki[4]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Japan Nuclear Fuel Limited, [4]The University of Tokyo

使用済燃料直接処分のソースターム評価：(1) 海外における瞬時放出パラメータの調査および国内向けパラメータの検討

Estimation of source term for spent fuel disposal: (1) A Review of instant release parameters in foreign countries, and a study of provisional parameters for domestic spent fuel

*長田 正信[1]，北村 暁[1]，舘 幸男[1]，赤堀 邦晃[2]，近沢 孝弘[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

処分容器の閉じ込め機能が喪失して速やかに生じる、使用済燃料から地下環境への放射性核種の放出挙動について、諸外国における関連情報を調査した。これらの調査結果を基に、国内の使用済燃料に対する瞬時放出パラメータの導出を試みた。

キーワード：使用済燃料，地層処分，直接処分，ソースターム，瞬時放出，IRF，FGR

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替オプションのひとつとして、使用済燃料を深地層中に直接処分するための研究開発が進められている。直接処分の場合、処分後に使用済燃料から地下環境へ放出される放射性核種の種類，放出量，放出速度，化学形態等（総称してソースターム）を適切に評価することが安全評価上重要となる。しかしながら、全量再処理が原則のわが国では、ソースターム評価に関する検討例は限られている[1]。そこで、諸外国における直接処分の安全評価で用いられているソースタームパラメータのうち、閉じ込め機能喪失後に速やかに放出される成分の割合（瞬時放出率（IRF））に着目して、選定値やその根拠情報を整理し、わが国の直接処分ための瞬時放出パラメータの導出を試みた。

2. 調査方法

欧米で実施された直接処分の実現可能性調査に係る報告書（例えば[2]）を主な調査対象とし、①対象燃料の仕様や照射後インベントリ評価，②瞬時放出核種の選定の考え方，③瞬時放出割合の設定，④ソースターム評価に付随する不確実性，⑤根拠情報を調査・分析した。これらの結果を報告書ごとに比較しつつ、わが国の直接処分向けの IRF 設定手法を検討した。

3. 調査結果とパラメータ検討

瞬時放出成分は主に燃料棒内部のギャップ（空隙）や燃料ペレット中の結晶粒界に偏在化している核種であると考えられており、各国で共通的に取り扱われている核種は、C-14, Cl-36, Se-79, Sr-90, Tc-99, Pd-107, Sn-126, I-129 および Cs-135/137 であった。このうち、Cl, I, Cs の IRF は、核分裂生成ガス放出率（FGR）との相関性を指標として設定されるケースが多く見られた。燃料集合体を構成する金属材料からは、放射化によって生成する C-14 のうちジルカロイ被覆管の酸化膜中に存在する成分が瞬時放出し得るとされ、多くの国が C-14 を有機形態であると仮定していることが推察された。これらの IRF 設定手順には、FGR の想定, C-14 の化学形態，燃料ペレット外周に生成するリム空隙の寄与といった、不確実性を伴う項目が含まれる。また、本稿では、前述の考え方やそこで引用された試験データ（例えば[3]）を分析した結果を基に、暫定的な瞬時放出パラメータを図 1 に示す考え方に従って設定した。今後、FGR との相関性から IRF を設定するため、国内使用済燃料に対する適切な類型化や FGR 設定を進めるとともに、様々な不確実性の定量化を検討する予定である。

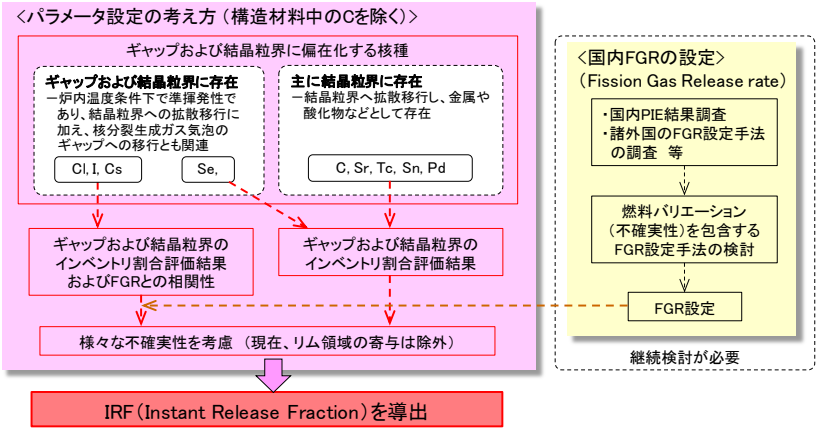


図 1　使用済燃料からの瞬時放出パラメータ設定の考え方

本研究は、経済産業省委託事業「直接処分等代替処分技術開発」（平成 27 年度）の成果である。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構基盤技術研究開発部: JAEA-Research 2015-016 (2015).
[2] Nagra: Technical Report NTB 02-05 (2002).
[3] Gray, W. J.: Mat. Res. Soc. Proc., Vol.556, 487-494 (1999).

*Masanobu Nagata[1], Akira Kitamura[1], Yukio Tachi[1],Kuniaki Akahori[2] and Takahiro Chikazawa[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Corporation

使用済燃料直接処分のソースターム評価：(2) 二酸化ウランおよび使用済燃料の溶解速度に及ぼす炭酸濃度の影響に関するレビュー

Estimation of source term for spent fuel disposal: (2) Effect of carbonate concentration on dissolution rate of UO_2 and spent fuel – A review

*北村 暁[1]，赤堀 邦晃[2]
[1]（国研）日本原子力研究開発機構，[2]三菱マテリアル（株）

二酸化ウランおよび使用済燃料の水溶液に対する溶解速度（燃料溶解速度）について，水溶液中の全炭酸濃度が及ぼす影響を文献調査によりレビューした。溶解速度の値は不活性雰囲気と還元雰囲気で異なっており，直接処分環境である還元雰囲気のデータが不足していることが明らかになった。

キーワード：使用済燃料，直接処分，二酸化ウラン，溶解速度，炭酸濃度影響，酸化還元状態

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替オプションのひとつとして，使用済燃料の直接処分に関する調査研究が進められている。直接処分の性能評価では，使用済燃料（二酸化ウラン（UO_2）マトリクス）の酸化溶解の速度（以下，燃料溶解速度）が重要なパラメータのひとつとなっている。緩衝材を通過した地下水（緩衝材間隙水）中に含まれる全炭酸濃度（$[C]_T = [H_2CO_3(aq)] + [HCO_3^-] + [CO_3^{2-}]$）については，わが国の代表ケースの値[1]が 1.7×10^{-2} M (M: mol dm^{-3}) であり，10^{-3} M 程度の諸外国の値より約 1 桁高いことから，燃料溶解速度を諸外国の設定値より高く設定すべきではないかとの懸念がある。このことから，UO_2 および使用済燃料の溶解速度の$[C]_T$依存性について，既往の報告をまとめレビューした。

2. 調査対象

諸外国の燃料溶解速度設定にあたって引用されていた文献を中心に調査を行い，室温における燃料溶解速度の$[C]_T$依存性の実測値を収集した。水溶液の pH が概ね 7～10 の範囲であったことから，炭酸の主成分は HCO_3^-と推察される。実験手法は，UO_2 粉末をカラムに充填して水溶液を通水するフロースルー法もしくはバッチ法であった。一部のデータに対しては，著者らが単位統一のための換算を行った。

3. 調査結果

燃料溶解速度と$[C]_T$との関係を図 1 に示す。比較のため，スウェーデン[2]，フィンランド[3]およびスイス[4]の最新の燃料溶解速度の設定値である 10^{-7} y^{-1}について，わが国の直接処分第 1 次取りまとめ[1]の設計に基づいて単位換算した値を実線で示すとともに，欧州 MICADO プロジェクト[5]の手法に基づいて評価した比表面積の不確実性が及ぼす範囲を破線で示す。全体的には燃料溶解速度が$[C]_T$ の増加とともに高くなる傾向が見られることから，$[C]_T$ が高いほどウラン（VI）の炭酸錯体が速やかに生成することが推察される。また，得られた結果が①$10^{-1}$ mg m^{-2} d^{-1}以上のデータ群と②$10^{-3}$～10^{-2} mg m^{-2} d^{-1}程度のデータ群に大別されることがわかる。実験雰囲気を調査したところ，①のデータ群は大気中もしくは不活性雰囲気（すなわち酸化還元状態を制御しない）で，②のデータ群は還元雰囲気で取得されたものであった。また，欧州の最新の燃料溶解速度の設定値 10^{-7} y^{-1} [2-4]は，②のデータ群と概ね一致した。しかしながら，還元雰囲気で取得されたデータが少ない上に，欧州 REDUPP プロジェクト[6]で使用された水溶液が 3 種の天然地下水であり，燃料溶解速度の差異が$[C]_T$ によるものかどうかは不明確である。したがって，わが国における代替処分オプションのひとつである直接処分の安全評価の信頼性向上のためには，還元雰囲気における燃料溶解速度の$[C]_T$ 依存性を体系的に取得する必要があると言える。

本研究は，平成 27 年度経済産業省委託事業「直接処分等代替処分技術開発」で実施したものである。

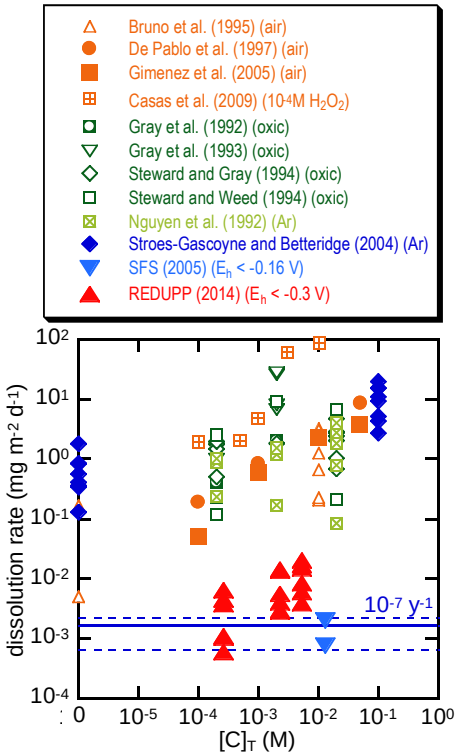


図 1　燃料溶解速度の炭酸濃度依存性の文献調査結果

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構基盤技術研究開発部：JAEA-Research 2015-016 (2015).
[2] SKB: TR-10-52, SKB (2010). [3] Posiva Oy: POSIVA 2013-01 (2013).
[3] L. Johnson: Working Report NAB 13-37, Nagra (2014).
[4] B. Grambow et al.: Final Activity Report: Project MICADO, European Commission (2010).
[5] L. Z. Evins et al.: Working Report 2014-12, Posiva Oy (2014).

*Akira Kitamura[1] and Kuniaki Akahori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Materials Corporation

国際標準模擬ガラス固化体 ISG の溶解挙動に及ぼす溶存 Mg の影響

Effects of Environmental Mg on Corrosion Behavior of International Reference HLW Glass: ISG

*平野飛翼[1]、稲垣八穂広[1]、松本遼[1]、出光一哉[1]、有馬立身[1]
[1]九大院工

ガラス固化体の溶解は地下水中の Mg との相互作用により促進または抑制される結果が報告されている。これはガラス表面に生成される Mg 含有鉱物の種類が環境条件によって複雑に変化し、ガラス溶解に与える影響も変化するためと考えられる。本研究では、国際標準模擬ガラス固化体（ISG）についてマイクロチャネル流水試験により、Mg 濃度をパラメータとした溶解試験を行い、その溶解挙動を評価した。

キーワード：高レベルガラス固化体、マイクロチャネル流水試験、Mg との相互作用、Mg-silicate、Hydrotalcite

1. **実験**　マイクロチャネル流水試験装置の概念図を Fig.1 に示す。濃度の異なる $MgCl_2$ 水溶液（10^{-3} – 10^{-4} M, pH8.2）を反応溶液として、90℃、流速 20μL/min でガラス試料と接触・反応させた。ここで反応溶液の Mg 濃度は Brucite($Mg(OH)_2$)の溶解度を超えない様にした。反応後の溶液をサンプリングし、元素濃度測定により各元素の溶解速度を求めた。また、XRD, SEM/EDX により反応後ガラス表面の固相分析を行った。

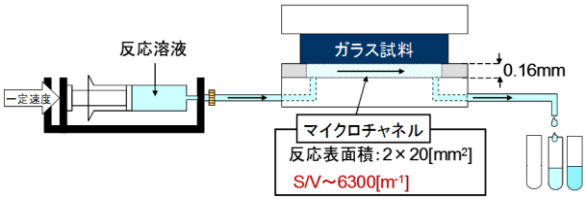


Fig.1 マイクロチャネル流水試験装置

2. **結果・考察**　ガラスの主構成元素である Si について、各 Mg 濃度における規格化溶解速度(NR_{Si})の経時変化の測定結果を Fig.2 に示す。NR_{Si} は Mg 濃度の増加に伴い低下し、$[Mg^{2+}]=10^{-3}$M では時間と共に低下した。反応後ガラス表面の SEM 観察では層状析出物が確認された(Fig.3)。EDX, XRD 分析から析出物は Hydrotalcite($Mg_6Al_2(OH)_{16}CO_3 \cdot 4H_2O$)と推定された。これまでの研究では溶存 Mg はガラスと反応して Mg-silicate を生成させると考えられていたが、pH8.2, $[Mg^{2+}]=10^{-3}$M, $[H_4SiO_4^0]< 10^{-4}$M の条件では Mg-silicate ではなく Mg-Al-hydroxide である Hydrotalcite が生成し、ガラス表面を覆う保護膜として機能することでガラス溶解が抑制されると考えられる。

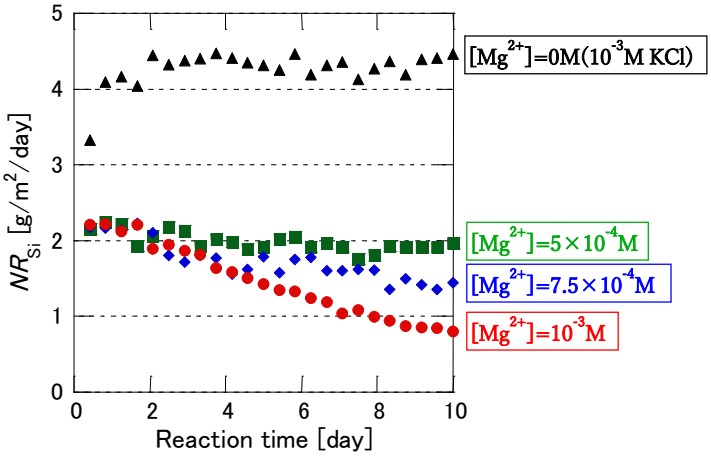
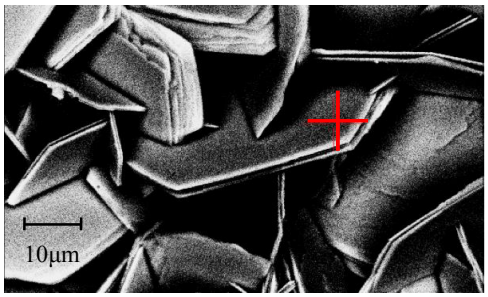


Fig.2 各 Mg 濃度における規格化溶解速度(NR_{Si})の経時変化



元素	At%
Mg	64
Al	21
C	10
Si	3
Na	2

Fig.3 反応後ガラス試料表面 SEM 画像及び EDX 分析結果
($[Mg^{2+}]=10^{-3}$M, pH8.2, 90℃, 30days)

＊本研究は、(公財)原子力安全研究協会「超長期にわたるニアフィールド変遷の評価の信頼性に係る検討（その１）」（原子力発電環境整備機構(NUMO)委託）で実施されたものである。

*Tsubasa Hirano[1], Yaohiro Inagaki[1], Ryo Matsumoto[1], Kazuya Idemitsu[1], Tatsumi Arima[1],　[1]Kyushu University

余裕深度処分環境におけるステンレス鋼からの炭素の浸出形態の把握

Study on chemical form of carbon released from stainless steel under sub-surface disposal conditions

*中林 亮[1]，藤田 智成[1]
[1]電力中央研究所

余裕深度処分環境を模擬した高アルカリかつ低酸素条件下におけるステンレス鋼（SUS304 と SUS316）からの炭素の浸出形態について、気相及び液相分析の結果を報告する。

キーワード：炭素，化学形態，余裕深度処分環境，ステンレス鋼

1. 緒言

余裕深度処分対象となる放射化金属（ステンレス鋼）に含まれる放射化炭素は、処分の安全評価において重要核種とされているが、浸出時の炭素の化学形態については十分な知見が得られていない。本研究は、余裕深度処分環境における放射化金属からの炭素の浸出挙動に関する研究のアナログとして、非照射のステンレス鋼から浸出する炭素の化学形態を明らかにすることを目的とする。

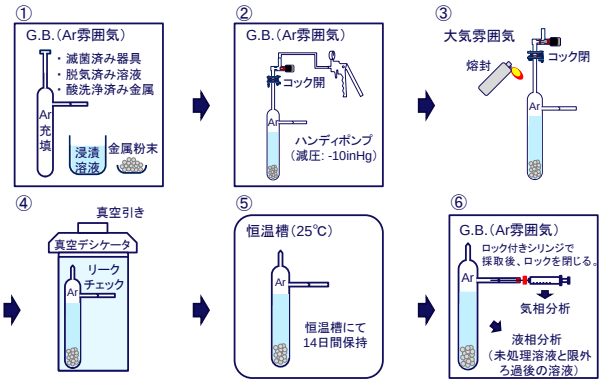


図 1　実験作業の手順

2. 実験

実験作業手順を図 1 に示す。浸漬溶液としては 0.005M NaOH 溶液を、金属粉末としては SUS304 と SUS316 を試験に供した。固液比は 70g/70mL であり、熔封後のヘッドスペース体積は約 20mL である。約 14 日間の浸漬期間後、グローブボックス内で気相及び液相を回収し分析に供した。なお、回収した液相の半量に対し、限外ろ過（分画分子量 10,000）を実施し、液相分析に供している。

3. 結果と考察

気相分析では、C1 から C4 までの低級炭化水素化学種は検出されなかった。限外ろ過実施前の溶液の分析ではギ酸と酢酸が検出されたが、その炭素濃度の合計値は全有機炭素（TOC）濃度よりも大幅に低い値であったことから、未同定（Unknown）成分が存在することが示唆された（図 2）。一方、限外ろ過実施後の溶液の分析では、TOC 濃度が限外ろ過実施前の溶液よりも減少した。さらに、Fe や Cr といった金属元素を分析したところ、限外ろ過によって濃度が大幅に減少した。浸漬後溶液の pH、Eh 下では、Fe 等の金属元素はコロイド粒子（金属水酸化物）として存在することが予想されるため、ステンレス鋼から浸出した炭素は Fe 等のコロイド粒子に収着している（つまり、コロイド様炭素として存在する（図 2））可能性が高いことが本研究によって示唆された。

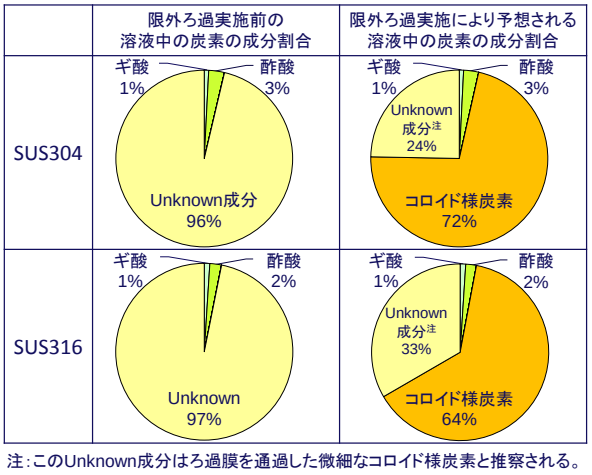


図 2　溶液中の炭素の成分割合

*Ryo Nakabayashi[1] and Tomonari Fujita[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[3E01-09] Characterization of Fuel Debris

Chair: Yoshinao Kobayashi (Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2016 9:40 AM - 12:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[3E01] Characterization of Fuel Debris (28’ A)

*HIDEKI OGINO[1], KIMIHIKO YANO[1], MASAHIDE TAKANO[1], TADAHIRO WASHIYA[1], YASUAKI MIYAMOTO[1], SHOHEI KAWANO[2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Japan Atomic Energy Agency), 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corporation)）

9:40 AM - 9:55 AM

[3E02] Characterization of Fuel Debris (28’ A)

*Takanori Hoshino[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency）

9:55 AM - 10:10 AM

[3E03] Characterization of Fuel Debris (28'A)

*Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1,2], Ayako Sudo[1,2] （1.JAEA, 2.IRID）

10:10 AM - 10:25 AM

[3E04] Characterization of Fuel Debris (28’ A)

*Ayako Sudo[1,2], Masahide Takano[1,2], Atsushi Onozawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning）

10:25 AM - 10:40 AM

[3E05] Characterization of Fuel Debris (28’ A)

*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1], Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2] （1.IRID/JAEA, 2.CEA）

10:40 AM - 10:55 AM

[3E06] Characterization of Fuel debris (28'A)

*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yuya Takahashi[1], Masaki Asano[1], Naomitsu Toyohara[1] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning(Toshiba Corp.)）

10:55 AM - 11:10 AM

[3E07] Characterization of Fuel Debris (28’ A)

*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Yasuo Morishima[1], Masumitsu Toyohara[1] （1.IRID(Toshiba)）

11:10 AM - 11:25 AM

[3E08] Characterization of Fuel Debris (28A')

*Seiya Suzuki[1,2], Akira Nakayoshi[1,2], Nobuo Okamura[1,2], Masayuki Watanabe[1,2], Kenji Koizumi[1,2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Japan Atomic Energy Agency）

11:25 AM - 11:40 AM

[3E09] Characterization of Fuel Debris (28'A)

*Masahiro Nishina[1], Shun Hirooka[1], Kyoichi Morimoto[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの性状把握(28'A)
(1)プロジェクトの全体概要

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(1) Outline of the Project

*荻野 英樹[1]，矢野 公彦[1]，高野 公秀[1]，鷲谷 忠博[1]，宮本 泰明[1]，川野 昌平[2]

[1]IRID（原子力機構），[2] IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けて燃料デブリの性状を推定するため、燃料デブリの性状把握プロジェクトを実施している。本報ではプロジェクトの全体概要を報告する。

キーワード：燃料デブリ、溶融炉心・コンクリート反応、廃炉、模擬デブリ、性状分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて安全かつ着実な燃料デブリ取出し方法を選定し、その特性に応じた取り出し治具や収納容器を設計・製作するためには、機械的及び熱的物性、含水特性等の燃料デブリの性状を十分に把握しておく必要がある。そこで、本プロジェクトでは、燃料デブリ取り出し工法検討及び機器・装置開発、燃料デブリの収納・移送・保管の技術開発等の検討にあたって必要な燃料デブリの性状に関する情報を取得することを目的として、模擬デブリを活用した特性評価に係る研究開発を実施した。また、燃料デブリの分析を実現可能とするために、分析シナリオの検討及び分析要素技術開発を実施した。

2. プロジェクトの概要

2-1. 模擬デブリを活用した特性評価

模擬デブリを活用した試験によりデータを取得し燃料デブリの性状を推定した。炉心冷却時に用いられた海水や溶融炉心によって生じたと想定されている溶融炉心・コンクリート反応（MCCI）等の1F 特有な事象に係る燃料デブリの生成相、硬さ等への影響については、主に模擬デブリを活用した小規模試験により評価し、燃料デブリの性状不均一性については、金属・セラミックスの混合溶融固化体の性状をカザフスタン国立原子力センターと、MCCI 生成物の性状をフランス原子力・代替エネルギー庁と協力し、大型サンプルを得て評価した。これら試験により取得した燃料デブリの性状データを既知の情報とともに燃料デブリの特性リストとして取りまとめた。これら取りまとめた情報は燃料デブリの取り出しや収納・移送・保管等に係る技術開発のインプット情報として利用されている。また、燃料デブリの乾式保管に伴う前処理設備（乾燥設備等）の検討データとして提供するために、燃料デブリの含水・乾燥特性等の基礎データも取得している。

2-2. 燃料デブリ等の分析要素技術の開発

燃料デブリの分析について、サンプル採取場所から分析施設までの一連の分析作業フローを検討した。この際、早期のサンプル取得を想定し、既存施設を例とした分析作業フローを検討するとともに分析実施に係る課題を摘出した。また、分析要素技術開発として、アルカリ融解法による燃料デブリの溶解方法並びに本法による溶解液を前提とした誘導結合プラズマ発光分光分析装置（ICP-AES）による元素定量分析方法の検討及び燃料デブリの 1F 構外輸送に係る安全解析を実施した。

---

* Hideki Ogino [1], Kimihiko Yano [1], Masahide Takano[1], Tadahiro Washiya[1], Yasuaki Miyamoto[1] and Shohei Kawano[2]

[1] IRID (JAEA), [2]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

燃料デブリの性状把握（28’A）
（2）Zr(O)の機械的性質評価

Characterization of Fuel Debris (28’A)
(2) Mechanical Properties of Zr(O)

*星野 貴紀，岡村 信生，渡辺 雅之，小泉 健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

過酷事故時の炉内には、$(U,Zr)O_2$に代表される酸化物相のデブリのみならず、ジルカロイ中に酸素が固溶したα-Zr(O)などの金属相のデブリも存在すると考えられる。様々な条件で作製した Zr(O)の機械的性質を測定した結果、Zr 中に O が固溶することで金属の機械的性質から酸化物に近い性質を示すことを確認した。

キーワード：デブリ、金属相、機械的性質、硬さ、弾性率、破壊靭性

１．緒言

デブリ取出しの工法の検討や装置設計に資する基礎物性データ（「燃料デブリ特性リスト」[1]）を整備するために、炉内に存在することが予想される物質を作製して、それらの機械的性質を評価してきた。本報ではα-Zr(O)を対象とし、その機械的性質を変化させる酸素濃度をパラメータとした試料を作製して、ビッカース硬さ、弾性率、破壊靭性を測定した。その他に、燃料成分である UO_2と反応させた試料や、実際の被覆管に添加されている Ni や Cr などの影響を確認するためにジルカロイ-2 を用いた試料も作製した。

２．実験

試料は、Zr またはジルカロイ-2 と酸素供給源として ZrO_2をアーク溶融炉により溶融・混合して作製した。酸素濃度は、Zr-O 状態図より酸素の固溶限である 28.6 at%以下で 8 条件（ジルカロイ-2 試料は 3 条件）をパラメータとした。また、熱履歴の影響を確認するために、一部の試料には、Zr(O)が相変態する温度（863℃）付近で焼鈍（アニール）処理を施した。U 含有試料については、U 濃度が 0.4、0.8、3.0 at%の 3 種類となるように Zr、ZrO_2、UO_2を混合した後、黒鉛製の加熱体を有する高温電気炉を用いて 2000℃で溶融させた。

３．結果・考察

作製した α-Zr(O)を含む試料は、酸素濃度とともに密度が増加し、ひび割れ（クラック）や気孔が発生し易くなった。機械的性質は酸素濃度の増加に伴いビッカース硬さは 7.95 GPa まで、弾性率（右図参照）は 208 GPa まで増加した。これらの値は、限られた酸素濃度について存在する文献値と一致していた。破壊靭性は酸素濃度が約 10 at%までは大きく減少し、それ以上でほぼ一定であった。これらの結果から、α-Zr(O)は酸素濃度が増加するにつれて、機械的性質が金属よりはむしろ正方晶の ZrO_2に近づくことが分かった。また、XRD による分析の結果、α-Zr(O)は金属の Zr と同じ六方最密充填構造であり、さらに格子定数が大きくなっていたことから、結晶構造上ビッカース硬さや弾性率は低下するものと予想されたが、反対の傾向を示した。これは、固溶した酸素イオンが Zr とイオン結合をすることにより、Zr による金属結合よりも強固な性質に変化した影響が考えられる。ジルカロイ-2 の添加物による機械的性質への影響は確認されなかったが、アニール処理の効果は、高い酸素濃度の試料でのみ機械的性質を低下させることが確認された。U 含有試料は、U 濃度の増加に伴い固溶硬化によりビッカース硬さと弾性率は一旦増加するが、より高い U 濃度では反対に減少した。これは、U が Zr と O のイオン結合を阻害したためと考えられる。破壊靭性は、α-Zr(O)の結晶構造内に U が入り込むことでクラック進展が抑制されるため増加した。

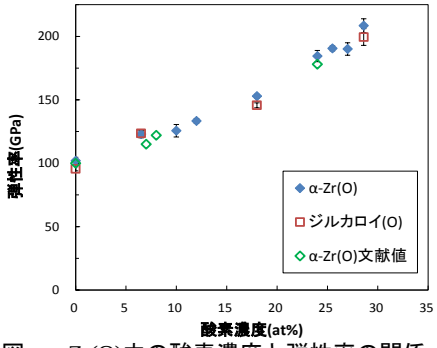


図　α-Zr(O)中の酸素濃度と弾性率の関係

参考文献

[1] 荻野ら，”燃料デブリの性状把握(28’A)　(1)プロジェクトの全体概要”，日本原子力学会 2016 年秋の大会(2016)

*Takanori Hoshino, Nobuo Okamura, Masayuki Watanabe, Kenji Koizumi
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

燃料デブリの性状把握（28'A）
（3）二酸化物模擬デブリ相状態への少量固溶元素の影響

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(3) Influence of Minor Additives on the Phase Relationships of $(U,Zr)O_2$ Simulated Fuel Debris

*高野 公秀，小野澤 淳，須藤 彩子

IRID（原子力機構）

燃料デブリの性状把握を目的とし、酸化物デブリの主成分である$(U,Zr)O_2$に希土類、Fe、Ca の酸化物を少量固溶させた模擬デブリを作製して、相、酸化状態、微小硬さへの影響を調べた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，性状把握，相関係，微小硬さ

1. 緒言　福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けた性状把握研究として、これまで酸化物デブリの主成分である$(U,Zr)O_2$ の性状を調べて来たが、ここでは、より実際に近い系として、希土類（可燃性毒物及び FP）、Fe（ステンレス鋼由来）、Ca（海水塩及びコンクリート由来）の酸化物を少量固溶させた模擬デブリ試料を作製し、これら固溶元素による性状（相・組織、酸化挙動、微小硬さ）への影響を調べた。

2. 実験方法　徐冷条件で冷えた酸化物デブリの模擬として、UO_2、ZrO_2、RE（Gd_2O_3, Nd_2O_3）、Fe_2O_3、CaO の各粉末を種々の組成で混合・粉砕・成型し、Ar 気流中 1600～1700℃で焼結して定比組成近傍の$(U,Zr,RE,Fe,Ca)O_2$焼結体を得た。これらを酸素分圧 1×10^{-3} atm、1400℃（$UO_{2.20}$条件）又は 1000℃（U_3O_{8-z}条件）で長時間焼鈍し、生成相、組織、微小硬さの変化を X 線回折、SEM/EDX、マイクロビッカース硬度計でそれぞれ調べた。一方、急冷条件を模擬するため、混合物成形体を集光加熱により溶融した状態から、光源を遮断することで急速に固化し、断面の性状を上記徐冷条件の試料及び TMI-2 デブリと比較検討した。

3. 結果　まず、既存知見の少ない UO_2 及び U リッチの立方晶$(U,Zr)O_2$への Fe の固溶度を調べた結果、定比組成近傍では Fe(II)として 2 mol%弱、$UO_{2.2}$となる超化学量論組成条件では Fe(III)として 4 mol%弱であることを明らかにした。$(U,Zr)O_2$への Fe 酸化物の固溶の影響として、U リッチの立方晶と Zr リッチの正方晶が微細に入り混じった二相分離組織が形成されやすいことであり、同じく徐冷条件であったと推測される TMI-2 デブリの溶融プール部とよく似た微細組織が観察された（図 1 写真 c 及び d）。希土類固溶の影響として、U_3O_8–ZrO_2 系固溶体あるいは斜方晶の U(V)-Zr-O 系酸化物が生じる酸化条件化でも、立方晶の$(U,Zr,RE)O_{2+x}$超化学量論組成二酸化物が安定に存在する温度領域が低温側に広がることがわかった。CaO 固溶の影響は、定比組成近傍あるいは亜化学量論組成条件において、正方晶の Zr リッチ$(U,Zr)O_2$が立方晶に安定化され、U リッチと Zr リッチの二相の立方晶が共存することである。$(U,Zr)O_2$の超化学量論組成への酸化と、希土類、Fe、Ca 酸化物の固溶は、全般的に硬さが増す方向に作用することがわかった。

溶融状態から急冷により固化した$(U,Zr,RE,Fe)O_2$は、図 1 写真 a に示すように立方晶単相組織であり、同じく急冷条件であったと推測される TMI-2 デブリの上部クラスト（写真 b）と似た組織である。写真 a と b に見られる立方晶単相組織の微小硬さは 12～14.5 GPa であるのに対し、写真 c と d に見られる二相が微細に入り混じった組織では 8～11 GPa と硬さが低い傾向にある。

4. 結論　希土類、Fe、Ca 酸化物の$(U,Zr)O_2$への固溶による相状態、酸化挙動、硬さへの影響を明らかにするとともに、模擬デブリと TMI-2 デブリとで、冷却条件と組織・硬さの相関関係に共通の傾向があることを確認した。

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係わる補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

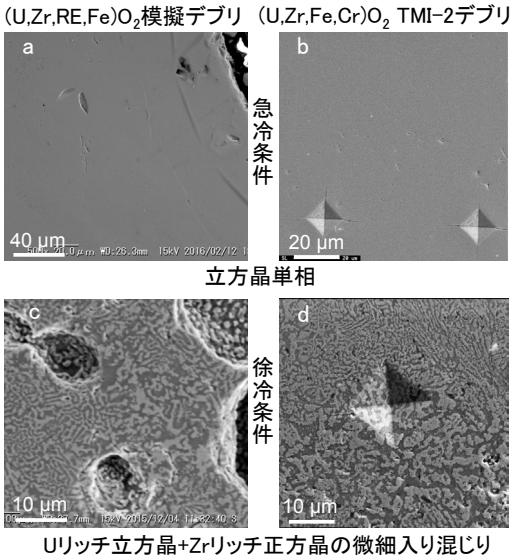


図1 模擬デブリとTMI-2デブリの組織の比較

*Masahide Takano, Atsushi Onozawa and Ayako Sudo
IRID (JAEA)

燃料デブリの性状把握（28'A)
(4) 集光加熱による模擬 MCCI 試料中の生成相の評価

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(4) Characterization of Simulated MCCI Products by Light-concentrating Heating

*須藤　彩子，高野　公秀，小野澤　淳

IRID（原子力機構）

MCCI 生成物の性状評価のため、主な炉心材料に模擬FP、海水塩等を加えた成形体をコンクリート上で局所集光加熱により溶融させ、コンクリートとの反応生成物を調べた。

キーワード：炉心溶融物、コンクリート、MCCI、集光加熱、反応界面

1. 緒言　1F事故では、炉心溶融物が格納容器床に流下し、コンクリートとの反応(MCCI)生成物を形成していると推測される。今後の燃料デブリ取出しを初めとする廃止措置を進めるためには、デブリの多くを占めるMCCI生成物の化学形や特性を把握することが重要である。ここでは、炉心材料由来のZr、$(U,Zr)O_2$、ステンレス鋼等に、模擬FP、可燃性毒物、海水塩を加えた混合物成形体とコンクリートの局所集光加熱反応試験を実施し、生成相を調べた結果を報告する。

2. 実験　炉心溶融物の構成材料として、$(U_{0.5}Zr_{0.5})O_2$/Zr/SUS316L/B_4C/$GdO_{1.5}$/PGM（PGM: Mo-Ru-Rh-Pd合金）混合物成形体（約1.5g、直径10.2mm）を用いた。直径25mmの円柱状に固化したコンクリート片の上に、少量の海水塩を敷き、その上に成型体を置いた。ランプ出力最大3kWの集光加熱装置を用い、N_2-0.1%O_2気流中で、成型体の中心に集光してコンクリート上面とともに溶融させた。冷却固化後の鉛直断面を光学顕微鏡及びSEM/EDXで観察・分析し、深さ方向の生成相と組織の変化を調べた。

3. 結果・考察　コンクリート上で炉心成分成型体を加熱したところ、先ず成型体に液相が生じ、次いで伝熱により溶融したコンクリートの液相と混合が進んだ。固化後の鉛直断面全体像を図1上段に示す。図1写真Aに示す通り、完全に溶融した上層部分では、ケイ酸ガラス中に $(U,Zr)O_2$ がデンドライト状に固化した組織が観察され、$(U,Zr)O_2$ には希土類(Gd)及びコンクリート由来のCaが固溶するほか、微量のFe, Cr, Mg, Alが固溶していた。この二酸化物は、Ca等の固溶により立方晶単相に安定化されている。一方ケイ酸ガラス中には炉心成分由来のU, Zr, Gd, Fe, Cr等が溶解していた。図1写真Bは酸化せずに残存した粒子状金属の組織写真である。この粒子はFe-Ni-Mo-Ru-Rh-Pd系合金が2～3相できており、SUS由来のCrが全量酸化するような酸化条件下でも、Moと白金族元素はFe、Niとの合金として比較的安定に残存していることがわかった。海水塩成分は、大部分は蒸発してベルジャー内面に付着したが、合金粒内にFeS型の硫化物生成が確認された。

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係わる補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

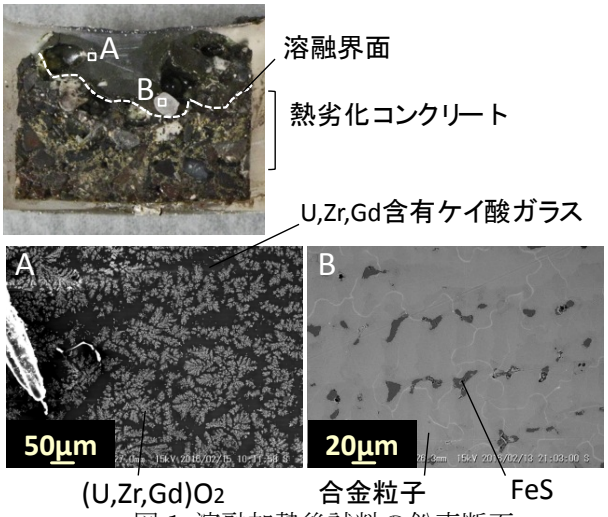


図 1 溶融加熱後試料の鉛直断面

* Ayako Sudo, Masahide Takano, and Atsushi Onozawa

IRID (JAEA)

Characterization of Fuel Debris (28'A)
(5) Phase and microstructure of large scale MCCI test product

*Toru Kitagaki[1], Hirotomo Ikeuchi[1], Kimihiko Yano[1], Hideki Ogino[1],
Laurent Brissonneau[2], Brigitte Tormos[2], Pascal Piluso[2]
[1]IRID/JAEA, [2]CEA/DEN

Under a collaborative agreement with the Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), the phases and microstructures of large-scale MCCI test products from PLINIUS/VULCANO experiments have been analyzed. The phases and microstructures vary at different sampling locations, each of which is representative of a product to be generated under severe accident conditions and which is considered to be close to that of 1F1.

Keywords: MCCI, Phase, Microstructure

1. Introduction: In case of failure of the RPV during severe accident progression, there will be an interaction between molten corium and the concrete in containment vessel, presumably as in the case of Fukushima Daiichi NPP unit 1 (1F1). In this situation, a specific liquid will be produced and solidify with a partial effect by the local elemental composition and cooling conditions. Scaling effect plays a role in the concrete ablation phenomena caused by the molten pool, and the concrete ablation concentrates concrete components in the molten pool, the so-called Molten Core Concrete Interaction (MCCI). For these reasons, large scale MCCI VULCANO experiments [1] are able to be representative of reactor case conditions especially for oxidic and metallic corium mixtures. Material samples of VULCANO VBS-U4 test have been chosen to have a better understanding of the characteristics of the solid materials with post-test analysis. These characteristics will be very useful to estimate severe accident progression and to develop decommissioning technologies such as fuel debris removal and storage.

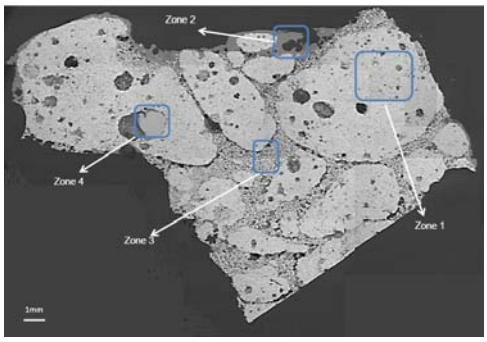


Figure 1 Cross section of molten pool sample

2. Experiment The phases and microstructures of five samples obtained from different locations of VBS-U4 test product: upper crust, molten pool, boundary with lateral concrete wall, metallic layer and bottom crust, were analyzed by scanning electron microscopy couple with energy dispersion spectroscopy and x-ray diffraction [2].

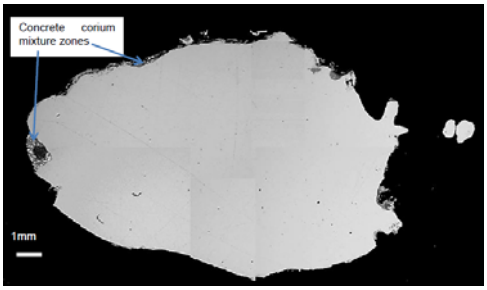


Figure 2 Cross section of metallic sample

3. Results Upper crust is composed of a metallic part and the massive oxides which contain concrete rich and corium rich zones. In the molten pool sample, round-edged corium rich oxides which diameters are 1-10 mm are surrounded by concrete rich oxides as shown in Figure 1. The sample in contact with vertical concrete walls is similar to the molten pool sample. The sample of metallic layer is a homogeneous Fe-Cr-Ni alloy as shown in Figure 2. The major part of the sample obtained from bottom crust is a large oxide corium rich zone and the concrete zones are located at the edges of the sample as shown in Figure 3. It contains remnants of aggregates and the many bubbles produced by concrete decomposition gas which diameters are a few millimeters.

Main phases are SiO_2 forming a variety of crystal structures, $(U,Zr)O_2$ in varying proportions, α-Fe, Fe_3O_4, Cr_2O_3, and $ZrSiO_4$ which includes small amounts of U which is detected only in the bottom crust. These phases form heterogeneous microstructures in the samples except for the metallic layer. The local proportion of Fe-Cr-Ni is different from the initial stainless steel composition and depends on the local oxidation process during MCCI phenomena.

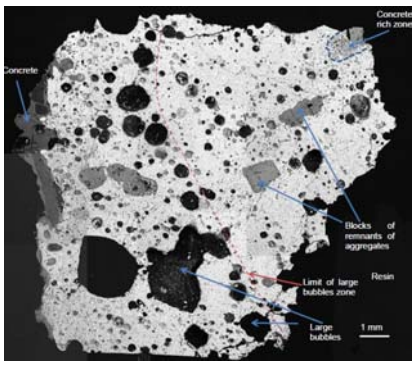


Figure 3 Cross section of bottom crust sample

References [1] C.Journeau et al., Nucl. Eng. Tech., 44, 3, 261 (2012).
[2] K.Yano et al, 2015 Fall Meeting of AESJ, G38.

Acknowledgement VULCANO VBS-U4 test was performed by CEA in the frame of an agreement between CEA, EDF, IRSN, GDF-Suez and SARNET. This work is a part of the results of the R&D program "Project of Decommissioning and Contaminated Water Management in FY2013 and FY2014 Supplementary budget (Characterization of Fuel Debris & Development of Management Technology for Fuel Debris)" by IRID.

燃料デブリの性状把握(28’A)
(6) カザフスタン NNC における UO_2を用いた大型模擬デブリ試験

Characterization of Fuel Debris (28’A)

(6) Large-scale simulated debris examination using UO_2 at NNC Kazakhstan

*川野 昌平[1]，林 貴広[1]，浅野 真毅[1]，高橋 優也[1]，豊原 尚実[1]

[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の廃炉作業に向けた燃料デブリ性状把握の一環として、カザフスタン国立原子力センターと共同で実施した模擬デブリ試験について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、UO_2、金属、セラミックス、材料特性

１．緒言　福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリの性状予測のため、国内では UO_2を用いて小型模擬デブリを作り、材料特性取得が行われている。一方、1F 燃料デブリは注水による冷却や、原子炉構造材料との混合など複雑な過程を経て不均質な固化物となることが想定されるため、カザフスタン国立原子力センター（NNC）の燃料溶融実験設備[1]を用いて大型の模擬デブリを作製し、燃料デブリ取出し技術開発等に必要となる特性を評価した。

２．目的と方法　米国スリーマイル島原子力発電所 2 号炉では、クラストと呼ばれるセラミックスと金属が不均一固化した燃料デブリの切断や破砕が最も困難であった[2]。そこで不均一な 1F 燃料デブリを模擬するため、金属セラミックス溶融固化体を作製し、性状把握することを第一の目的とした（徐冷試験）。さらに溶融燃料が注水急冷されると粉状に固化するため、水冷を模擬した試験を実施し、臨界管理や取り出し時の飛散の観点から粉状デブリの物性取得を第二の目的とした（急冷試験）。溶融燃料の組成は炉心の平均重量比（UO_2:71.5%，Zr:27.8%，B_4C:0.7%)、重量は約 60kg である。受皿内に炉内構造材の SUS304, SUS316L, Ni 基合金 Alloy600，および圧力容器材の低合金鋼 SQV2A の板を設置した。供試材を 2400℃に加熱溶融後、受皿に落下させ試験体を作製した。徐冷試験では溶融燃料落下後は空冷し、受皿の溶融を防ぐため外面を一時的に水冷した。一方急冷試験では溶融燃料を水張りした受皿に落下しさらに注水した。製作した試験体の断面観察や粉状固化物の粒径分布、密度等を測定した。

３．結果・考察　図 1 に徐冷試験による金属セラミックス溶融固化体の外観および特徴を示す。受皿上部に粉状固化物が堆積し、その下に溶融燃料が固化した灰色の塊状固化物が形成された。金属板は熱により溶融し燃料デブリの隙間に浸透し、金属とセラミックスが一体化した構造であった。また、セラミックス部断面には金属成分の混入が観察された。セラミックス部の硬さは 600～1400 HV であり、UO_2、ZrO_2単体の硬さ（約 600 HV、約 1350 HV）の範囲内であり、金属成分混入による顕著な硬さ上昇は認められなかった。本発表では急冷試験による粉状デブリの評価結果もあわせて示し、取得データの燃料デブリ取出し技術開発等への反映方法を報告する。

参考文献　[1] 川野他、原子力学会 2015 秋の大会、「燃料デブリの性状把握(27’A)(12) UO_2を用いた大型模擬デブリ試験 (I)」
[2] 渡会他、原子力学会誌、Vol.32 No.4, 388, (1990)

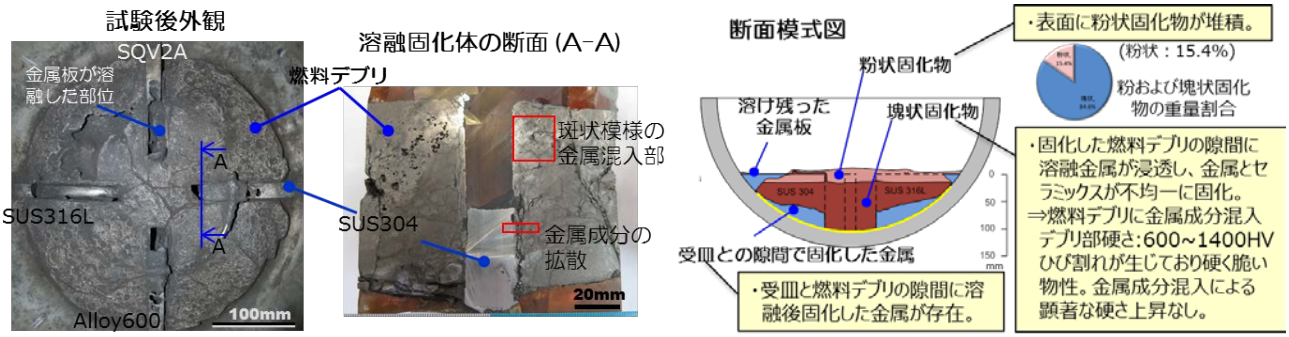


図 1　金属セラミックス溶融固化体の外観、断面および特徴

*Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Masaki Asano[1], Yuya Takahashi[1] and Masumitsu Toyohara[1]
[1]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成２６年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

燃料デブリの性状把握(28’A)
(7) 燃料デブリとステンレス鋼の高温挙動

Characterization of Fuel Debris (28’A)

(7) High-temperature behavior of fuel debris and stainless steel

*高橋 優也[1], 川野 昌平[1], 林 貴広[1], 浅野 真毅[1], 豊原 尚実[1]

[1]IRID（東芝）

金属セラミックス不均一固化体の境界部における高温時の材料挙動を評価するため、カザフスタン国立原子力センターと共同で実施した模擬デブリ試験について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、UO_2、金属、ステンレス鋼、セラミックス、材料特性

１．緒言　スリーマイル島原子力発電所 2 号炉の燃料デブリ取り出しにおいて、金属セラミックス不均一固化体の加工が困難を極めたとの報告がある[1]。また、福島第一原子力発電所燃料デブリの性状予測のために実施したカザフスタン国立原子力センター（NNC）での大型模擬デブリ試験においても、金属板が熱により溶融し、燃料デブリの隙間に浸透し、金属とセラミックスが一体化した構造になることが確認されている[2]。これらの金属セラミックス不均一固化体の性状を把握するため、金属（ステンレス鋼）とセラミックス（燃料デブリ）との境界部における材料挙動を評価する試験を実施した。

２．目的と方法　小型模擬デブリ試験により、加熱温度、高温保持時間、化学成分が燃料デブリとステンレス鋼との境界部での反応挙動に及ぼす影響を把握した。図 1 に試験体系および試験後の断面図の一例を示す。予め溶融固化して作製した燃料デブリサンプルから円柱状サンプル(直径 11 mm, 高さ 12 mm)を採取し、その周囲にステンレス鋼である SUS304 小片を充填した後、所定温度に加熱し、溶融金属と燃料デブリとの境界部の反応生成物を評価した。試験温度は加熱温度 1300～1600℃、高温保持時間 5～120 分、化学成分として溶融燃料の組成を炉心の平均重量比（UO_2:71.5%, Zr:27.8%, B_4C:0.7%)あるいは Zr の原子数が 1/2 酸化を想定した重量比(UO_2:68.2%, Zr:13.2%, ZrO_2:17.9%, B_4C:0.7%)とした。

３．結果・考察　図 2 にステンレス鋼と燃料デブリとの境界部における EDS 線分析と硬さ測定の結果を示す。セラミックスである燃料デブリ相に Fe の拡散が確認された。燃料デブリ相の硬さは 600～1200HV となっており、セラミックス単体の硬さの範囲内であり、顕著な硬さ上昇はなく、切削等の機械的加工を阻害すると考えられる特異な硬化層は確認されなかった。Fe の拡散幅は、1500℃以上において、温度および時間とともに増大する傾向を示した。また、化学成分では ZrO_2 が多い組成の場合、Fe の拡散相が減少していた。Zr-Fe の状態図から金属 Zr と Fe との共晶による融点の低下が考えられ、拡散促進の一要因として挙げられる。

参考文献　[1] 渡会他、原子力学会誌、Vol.32 No.4, 388, (1990)

[2] 川野他、原子力学会 2016 秋の大会、「燃料デブリの性状把握(28’A)(6)カザフスタン NNC における UO_2 を用いた大型模擬デブリ試験」

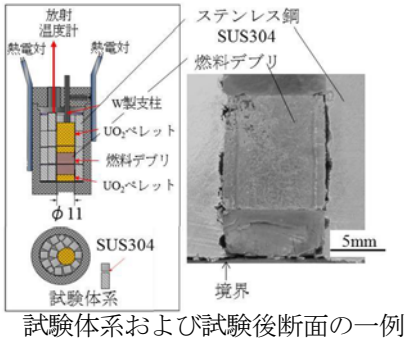


図 1　試験体系および試験後断面の一例

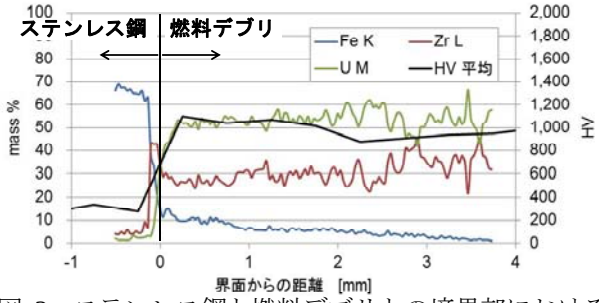


図 2　ステンレス鋼と燃料デブリとの境界部における EDS 線分析と硬さ測定結果；加熱条件:1600℃, 5 分, デブリ成分:UO_2:71.5%, Zr:27.8%, B_4C:0.7%

*Yuya Takahashi[1], Shohei Kawano[1], Takahiro Hayashi[1], Masaki Asano[1] and Masumitsu Toyohara[1]

[1]IRID (Toshiba Corp.)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成２６年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

燃料デブリの性状把握（28’A）
（8）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価（種々の燃料デブリを想定した材質について）

Characterization of Fuel Debris (28’A)

- (8) Evaluation of Water Content and Drying Characterization for Fuel Debris -

*鈴木 誠矢，仲吉 彬，岡村 信生，渡辺 雅之，小泉 健治
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（日本原子力研究開発機構）

燃料デブリに乾式保管を適用するためには，乾燥処理により水素発生の原因となる水分を可能な限り取り除く必要がある。本報では，模擬物質を用いて，燃料デブリの乾燥条件の検討に必要となる含水・乾燥特性データを取得した。

キーワード：燃料デブリ、収納保管、含水、乾燥

１．緒言

燃料デブリ取出し後の処置方策は未定であるが，何れの方策が選定されても中長期の収納・保管が必須となることから，事前に燃料デブリの含有水分に起因する水素発生などの影響を評価しておく必要がある。TMI で実績のある乾式保管を前提とした収納・保管の前処理の検討では，燃料デブリの物理形状や化学形態と含水率や乾燥速度などの関係を理解するため，乾燥特性に関する基礎データが必要となる。

H26 年度は Al_2O_3や SiO_2の多孔質試料を用いて乾燥特性のデータを取得し，材料の違いよりも空隙率や乾燥温度が影響することがわかった[1]。H27 年度は燃料デブリや MCCI 生成物の主成分として考えられている ZrO_2，UO_2およびセメントペーストの試料について，内的条件（材質・空隙率・細孔径分布）と外的条件（乾燥温度・乾燥雰囲気）の影響を調べた。

２．実験

材質，空隙率（20~60 [%]）および細孔径分布（0.1~50 [μm]）を変化させたペレット状試料（10mm$^{\phi L}$）を準備した。試料は真空法により含水させた後，熱重量測定装置で加熱しながら水分の蒸発に伴う重量変化を測定し，乾燥特性を評価した。乾燥温度は 100,200,300[℃]とした。ただし，セメントペーストについては，結合水の影響を考慮して 300[℃]に代わりに 1000[℃]とした。乾燥雰囲気は，He ガス掃気と減圧の 2 条件とした。

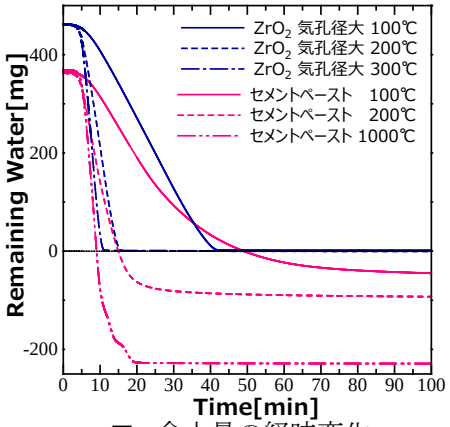


図 含水量の経時変化

３．結果・考察

右図に試料中含水量の経時変化を示す。ZrO_2の含水量は全ての温度条件において，10～40[min]で一定（変量が検出下限値の 0.5mg 以下）に達した。UO_2も ZrO_2と同様の挙動を示し，両者の乾燥特性に顕著な差はみられなかった。一方，セメントペーストでは結合水の分解の影響により，100,200[℃]は重量減少が継続し，1000[℃]のみで一定に達した。

H26 年度に得られたデータも考慮すると，セラミックス系の試料に関しては内的・外的条件に依らず，同様の乾燥特性を示すと考えられ，セラミックス系燃料デブリの乾燥条件は，コールドの材料を用いた乾燥特性データで検討することができる。また，セメントペーストは，結合水の影響で完全乾燥に時間がかかる。このため，コンクリートを含む MCCI 生成物の乾燥には注意が必要であり，目標とする乾燥状態を合理的に設定した上で乾燥条件を設定することが必要である。今後は，粉末等の形状に着目した含水・乾燥特性データを取得する。最終的には，一連の試験で得られたデータを基に，燃料デブリ乾燥装置の実機設計に必要となる情報を提供する予定である。

参考文献

[1] 仲吉ら，燃料デブリの性状把握（27'A）（11）燃料デブリの含水・乾燥特性の評価, 2015 年秋の大会 G41（2015）

*Seiya SUZUKI, Akira NAKAYOSHI , Nobuo OKAMURA, Masayuki WATANABE, Kenji KOIZUMI
International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Japan Atomic Energy Agency)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

燃料デブリの性状把握(28' A)
(9) 模擬デブリの酸化特性評価

Characterization of Fuel Debris (28'A)

(9) Oxidation behavior of simulated fuel debris

*仁科　匡弘[1]，廣岡　瞬[1]，森本　恭一[1]

[1]IRID（原子力機構）

MOX と被覆管の主成分であるジルコニウムからなる MOX 模擬デブリの酸化挙動を評価するとともに，SEM 観察および X 線回折測定により酸化時の性状変化を評価した。

キーワード：MOX 模擬デブリ，酸化挙動，結晶構造，熱分析

１．緒言

燃料デブリは核燃料物質，被覆管，炉内構造材あるいはコンクリートなどの様々な物質から形成され，形状についても塊状やハンドリング時に生じる粉末状など多岐に渡ることが予測される。このデブリの保管については空気中保管が選択肢の一つとなっており，この際の安全性配慮のオプションの一つとしてデブリ中に残留する金属 Zr 成分の酸化処理が考えられている。しかし，U，Zr，Pu を主成分とするデブリの酸化挙動についての報告例はほとんどないことから，実験的にデータを取得しておく必要がある。

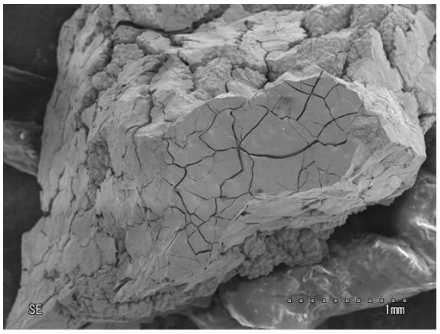
また，デブリの支配成分であるウラン酸化物は酸素不定比性の化合物であり，酸化により結晶構造が蛍石型構造から斜方晶へと変化することで割れや粉化が生じることが知られている。このことから，デブリについても酸化時に類似の現象が生じることが予想されるため実験的に確認する必要がある。

２．実験

UO_2，ZrO_2 および PuO_2 の粉末を混合，焼結したのち溶融凝固させて MOX 模擬デブリ試料（$(U_{0.645}Zr_{0.345}Pu_{0.01})O_2$）を得た。同試料を用いて，(i) 大気雰囲気中で室温から 1300℃までの等速度昇温試験（昇温速度一定）及び (ii) 大気雰囲気中で約 500℃から 1000℃の範囲の一定温度に保持した等温試験を実施した。

３．結果・考察

等速度昇温試験では温度の上昇に伴い重量が増加し，約 500℃と約 1000℃の二つの温度域で急上昇することを確認した。等温試験においては試験前後の相状態を X 線回折測定により評価し，酸化前の立方晶単相が，500～700℃の試験では斜方晶の一つである単純斜方格子の単相に変化することを確認した。一方 800～1000℃の試験では，単純斜方格子に加えて側心斜方格子が確認され，高温になるほど単純斜方格子の相の割合が少なくなり，側心斜方格子の相が支配的になることを確認した。いずれの試料も試験後にクラックが見られた（図 1 参照）。UO_2 は酸化により U_3O_8（O/U≒2.67）となることで結晶構造の変化により破砕に至ることが知られているが，本試験では重量増加量から算出した O/U が 2.67 に満たない試料についてもクラックが見られた。これは ZrO_2 を添加したことにより，O/U < 2.67 においても斜方晶系の安定相が生じたためと考えられる。



1 mm

図 1. SEM 写真（1000℃等温試験後の MOX 模擬デブリ試料）

*Masahiro Nishina,　Shun Hirooka, Kyoichi Morimoto

[1]IRID (JAEA)

本件は、IRID が補助事業者として実施した平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ性状把握・処置技術の開発）」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握）」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

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

[3E10-17] Dcommissioning technologies for Fukushima accident

Chair: Masahide Takano (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[3E10] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3], Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3], *Keishi Kawasumi[3] (1.Toshiba Corporation, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Kajima Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E13] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2], Toshinori Dekura[1] (1.TOSHIBA CORPORATION, 2.HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E14] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2], Shigeyoshi Nagataki[3] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION, 3.Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E15] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

*Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

4:00 PM - 4:15 PM

[3E16] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2] (1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[3E17] Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

*Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1], Hiroshi Masaki[2]
（1.HAZAMA ANDO CORPORATION, 2.TOSHIBA CORPORATION）

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
（その１）コンクリートの高温加熱・水中曝露試験

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 1 Strength of concrete subjected to heating and water exposure

正木 洋[1]，田中 徳彦[1]，川原田 義幸[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，
紺谷 修[3]，*石川 俊介[3]，川角 佳嗣[3]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報では，高温とその後の水中曝露が，コンクリートの力学特性に与える影響を確認する目的で行ったコンクリートの熱影響評価試験について，その概要と結果について報告する。

キーワード：コンクリート，高温，加熱後水中曝露，圧縮強度，再水和

1. はじめに　高温とその後の水中曝露がコンクリートの力学特性に与える影響[1]について 2014 年に報告したが，これに引き続き試験条件を拡張して実施した熱影響評価試験および化学分析について報告する。

2. 実験　福島第一原子力発電所 1 号機（1F-1）に使用されていたコンクリートを参考に，同程度の強度となるように調合したコンクリートで製作した円柱試験体（φ100×H200mm）を使用する。加熱温度（常温，100℃，200℃，400℃，600℃，800℃，1000℃）および加熱後曝露条件（気中，水中）をパラメータにとり，円柱試験体を加熱後，除冷し，各条件で曝露させてから強度試験を実施した。また，力学特性の推移のメカニズムを理解するために，各段階で XRD（X 線回折）によるコンクリートの鉱物組成の分析および自由水・結合水の計測を実施した。

3. 結果・考察　加熱後のコンクリートは，加熱前に比べ圧縮強度が低下した。加熱温度が高くなるにつれ圧縮強度の残存比（加熱前に対する強度の比）は低下し，800℃加熱後では 15%（図 1 参照）と，既往の文献[2]と同等であった。一方，加熱温度 400℃以上では，加熱後に水中曝露させることで強度の回復が見られ，800℃では残存比 50%程度まで回復した。強度回復メカニズムの解明のために XRD による分析を実施したところ，加熱により水和物が分解されてセメントの主成分の一つであるビーライト（C2S：2CaO・SiO_2）が生成され，その後水中曝露により，水酸化カルシウム（$Ca(OH)_2$）およびエトリンガイトが生成していた。このとき，C-S-H（珪酸カルシウム水和物）は非晶質のため XRD では検出されにくいが，同様に C-S-H も生成していたと考えられる。また，加熱により低下した結合水率が，その後の水中曝露により増加することを確認した。このビーライトの再水和が，強度回復の基本的なメカニズムであると考えられる。

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

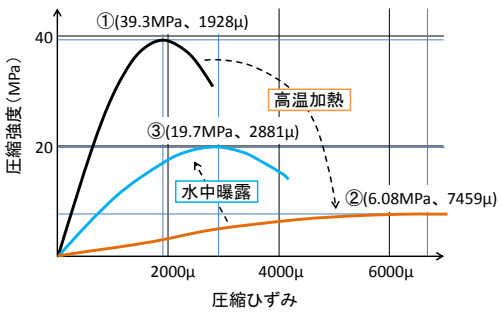


図 1 試験結果(800℃加熱後・水中曝露後)

参考文献

[1] 澤田祥平他：“過酷事故を経た鉄筋コンクリート物性把握のための基礎試験 (その 2) - コンクリートの熱影響評価試験”，日本原子力学会 2014 年秋の大会，p.181

[2] 日本建築学会：“構造材料の耐火性ガイドブック”，2004 年 11 月

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2],
Osamu Kontani[3], *Shunsuke Ishikawa[3] and Keishi Kawasumi[3]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
（その２）縮小模型試験体による高温加熱・水中曝露後耐力試験

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 2 Structural experiment of scale model after heating and water exposure

正木 洋[1]，田中 徳彦[1]，川原田 義幸[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，
紺谷 修[3]，*岡安 隆史[3]，石川 俊介[3]，川角 佳嗣[3]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報では，高温によるコンクリート劣化および水中曝露が，構造体の耐力や破壊性状に及ぼす影響を把握する目的で行った，縮小模型による高温加熱・水中曝露後耐力試験について，その概要と結果について報告する。

キーワード：鉄筋コンクリート，高温，構造実験，加熱後水中曝露，縮小模型

1. はじめに　高温加熱およびその後の水中曝露によるコンクリートの力学特性の変化が構造体の耐力や破壊性状に及ぼす影響を把握するために，圧力容器（RPV）ペデスタルの縮小模型として円筒型の鉄筋コンクリート製試験体を作製し，加熱・水中曝露後，耐力試験を行う。

2. 実験　試験体は実機サイズの 1/6 スケールとし，円筒部の厚さが 200mm，内径がφ834mm，高さが約 1397mm で，その上下に加力用スタブを有する形状である。試験体は全 3 体であり，加熱を行わない常温試験体，高温加熱試験を実施する 400℃試験体，800℃試験体である。試験の流れは図 1 に示す通り，①乾燥加熱（実機の乾燥状態の模擬），②高温加熱試験（円筒部を 400℃，800℃で加熱），③水中曝露（2 ヶ月間），④水平載荷試験の順に実施した。②と④の試験では，実機相当の長期軸力を作用させた状態で実施し，いずれも試験中安定して軸力を保持していた。

3. 結果・考察　水平載荷試験での最大耐力は常温試験体に比べ，400℃試験体では若干の低下は見られたがほぼ同等であり，800℃試験体では約 3 割の低下であった。また，これらの最大耐力は，高温加熱によるコンクリートおよび鉄筋の材料強度の低下を考慮することで，既往の略算式により耐力を評価することができた（図 2 参照）。

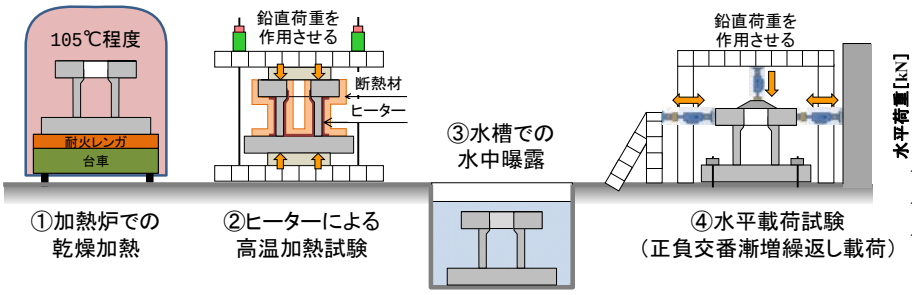


図 1 試験フロー

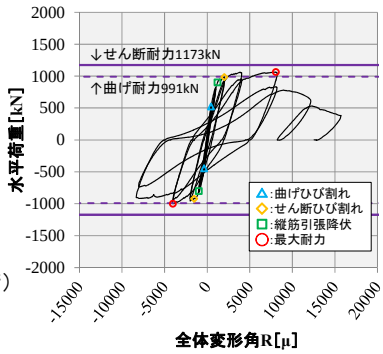


図 2 試験結果(800℃試験体)

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

Hiroshi Masaki[1], Norihiko Tanaka[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2],
Osamu Kontani[3], *Takashi Okayasu[3], Shunsuke Ishikawa[3] and Keishi Kawasumi[3]
[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価
（その３）縮小模型による耐力試験のシミュレーション解析

Strength evaluation of reinforced concrete structure subjected to severe accident

Part 3 Simulation analysis for Structural experiment of scale model

肱岡 康雄[1]，正木 洋[1]，斎藤 高一[2]，後藤 靖之[2]，紺谷 修[3]，石川 俊介[3]，*川角 佳嗣[3]

[1]IRID(（株）東芝)，[2]IRID(日立 GE ニュークリア・エナジー（株）)，[3]鹿島建設（株）

本報ではその１で実施したコンクリートの熱影響評価に基づき，その２の縮小模型の耐力試験のシミュレーション解析を実施することにより，解析的評価の妥当性を確認する。その概要と結果について報告する。

キーワード：鉄筋コンクリート，高温，シミュレーション解析，有限要素解析，非線形解析

1. はじめに

高温加熱および水中曝露を経たコンクリート等について，その１の高温加熱・水中曝露試験結果等を解析の材料構成則として取り込んだ上で，その２における鉄筋コンクリート製の縮小模型耐力試験のシミュレーション解析を実施することによって，解析手法とモデル化方法の妥当性を確認する。

2. 解析条件の設定

常温，400℃，800℃の３水準の試験を対象として，汎用 FEM 解析コード Abaqus を用いた弾塑性解析によるシミュレーションを実施する。図１に解析モデルを示す。高温の２ケースにおけるコンクリートの材料構成則については，その１の加熱後水中曝露試験の結果より，Eurocode[1]に基づき設定する（図 2）。なお，鉄筋の高温特性は，別途高温加熱した試験片の引張試験結果より設定する。

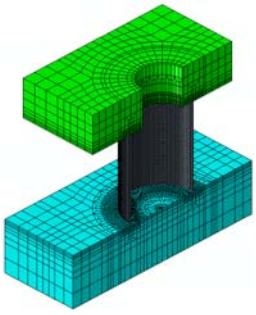


図１　解析モデル
（1/2 モデル）

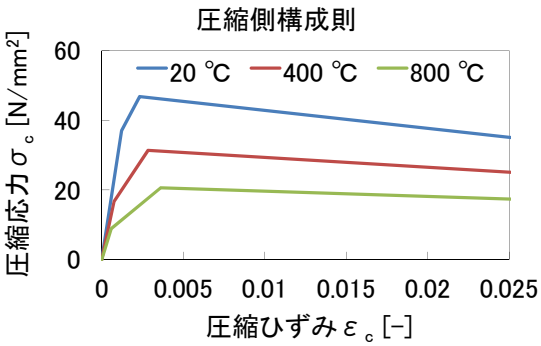


図２　コンクリートの圧縮側構成則
（Eurocode に基づき設定）

3. 結果・考察

その２の耐力試験とシミュレーション解析の荷重変形の比較を，常温および 800℃のケースを代表として図３に示す。いずれの解析ケースも試験の最大耐力発生時の全体変形角 8000μ程度までは，試験結果を概ねシミュレーションできており，試験で得られた材料の高温特性を取込んだ解析手法およびモデル化の妥当性を示した。

本件は，資源エネルギー庁の「平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金」において，国際廃炉研究開発機構が補助事業者となり，その組合員である東芝，日立ＧＥが実施した成果である。

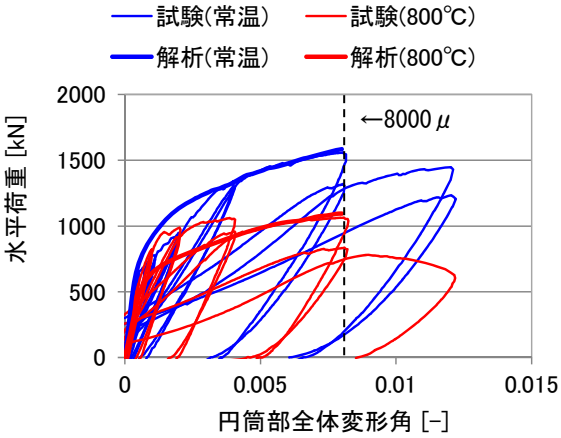


図３　試験と解析の荷重変形の比較

参考文献

[1] European Committee for Standardization(2004)：“Eurocode 2: Design of concrete structures”

Yasuo Hijioka[1], Hiroshi Masaki[1], Koichi Saito[2], Yasuyuki Goto[2], Osamu Kontani[3], Shunsuke Ishikawa[3] and *Keishi Kawasumi[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Kajima Corporation

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
（1）試験概要(全体概要，材料開発および 1 次打込み)

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(1) Outline of experiment (overview, mixing test for mix propotion of concrete and first concrete placing)

*正木 洋[1]，村上 祐治[2]，涌井 俊秋[2]，今井 久[2]，澤田 純之[2]，出倉 利紀[1]
[1]IRID(（株）東芝)，[2]安藤ハザマ

本シリーズは，福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに寄与するサプレッションチェンバー(S/C)内の補修・止水技術開発に関する試験検討内容をとりまとめるものである。本発表では，S/C 内止水技術の研究開発の背景および今大会にてシリーズ発表する研究開発内容の概要を説明する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，S/C，止水，水中不分離性コンクリート

1. 技術開発の背景

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した燃料デブリは，放射線の遮蔽，ダスト飛散防止，冷却維持の観点から原子炉格納容器(PCV)を水で満たした状態で取り出す冠水工法が有力工法の一つとして計画されている[1]。本工法の遂行には，PCV 内の漏えい箇所の補修・止水が必要となる。本技術開発では，ベント管止水，S/C 脚部補強の実施後に S/C 内を補修・止水する技術開発を目的に実施した。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

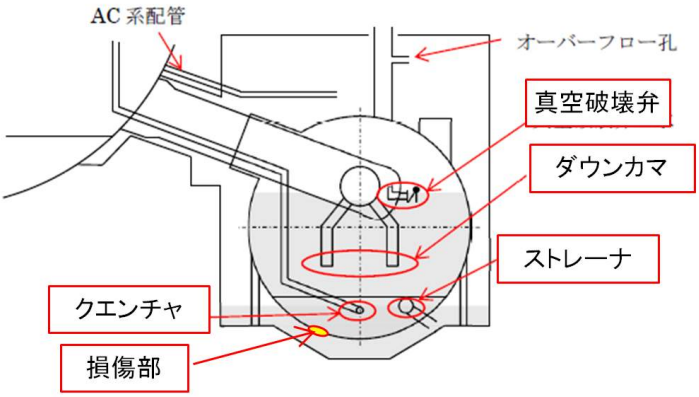


図 1　S/C の内の止水対象要

2. S/C 内の止水技術開発の内容

S/C 内の止水対象箇所は，滞留水のある水中環境下，高線量・狭隘箇所が存在するためセメント系材料にて充填止水を実施する。止水対象はクエンチャ，ストレーナ，ダウンカマおよびφ50mm 程度の損傷孔である。施工条件は，材料の注入箇所が全 8 箇所，建屋外から材料注入箇所までの配管距離が最長 100m 程度で，連続打込の施工となる。上記の施工・環境条件より，止水材料の要求性能は耐水性，流動性，自己充填性，止水性，耐放性となることから，工事実績のある水中不分離性コンクリートを基本とした材料開発により材料選定し，最適配合，適用可能配合を設定した。

選定材料の性能確認試験として，合流部長距離流動試験，放射線の照射試験を実施し，水中不分離性，流動性，自己充填性，耐放性を確認した。また，止水対象箇所の止水性確認試験として，各対象箇所の模型を製作して水中不分離性コンクリートを使用した充填性確認試験を実施した。充填試験は実環境を想定し，流水環境や打込速度を同様の条件として実施し，充填性を確認した後，硬化後の透水試験により止水性を確認した。

本大会の発表では，S/C 内の止水技術開発試験のうち，1) 水中不分離性コンクリートの配合試験，2) 照射試験，3) 合流部長距離流動試験，および 4) φ50mm 損傷孔の止水試験について発表する。

参考文献 [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構：東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～、2015.04.30

*Hiroshi Masaki[1], Yuji Murakami[2], Toshiaki Wakui[2], Hisashi Imai[2], Sumiyuki Sawada[2] and Toshinori Dekura[1]
[1]Toshiba Cop., [2]Hazama Ando Cop.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
（2）水中不分離性コンクリートの配合検討

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(2) Investigation of concrete mix proportion for washout-resistant concrete

*村上 祐治[1]，澤田 純之[1]，今井 久[1]，涌井 俊秋[1]，山下 亮[1]，正木 洋[2]，長瀧 重義[3]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)，[3]東京工業大学名誉教授

S/C 内の充填止水の材料としてセメント系材料である水中不分離性コンクリートを選択し,配合試験を実施した。配合検討により，充填止水材料としての要求性能(流動性，自己充填性，ひび割れ抵抗性(低発熱))を確保可能な配合を選定した。

キーワード：水中不分離性コンクリート，電気炉酸化スラグ，配合，流動性，スランプフロー

1. 水中不分離性コンクリートの配合試験

止水材料は，本四連絡橋の基礎工事で用いられた水中不分離性コンクリート(流動距離 8.0m 程度)を基本に，S/C 止水材としての要求性能を確保可能な材料を検討した。S/C 内の環境条件，施工条件より，材料に要求される性能は流動性，自己充填性，ひび割れ抵抗性であり，これに適用可能と考えられる水中不分離性コンクリートの配合試験を実施した。配合試験は，セメント種類，混和剤種類，骨材種類，打込む水温などをパラメータとして試験練りを実施, 流動性(スランプフロー), 自己充填性(間隙通過性試験)，硬化時の温度特性，硬化後の物性等を確認して最適配合，適用可能配合を設定した(表 1)。現地の施工条件より目標流動距離を約 10.0m とし，品質管理値の目標値としてスランプフロー：550±50mm，品質確保流動時間：8 時間以上，凝結時間：30 時間以上，と設定した。その他の管理値は水中不分離性コンクリートの設計施工指針(案) [1] を参考にした。

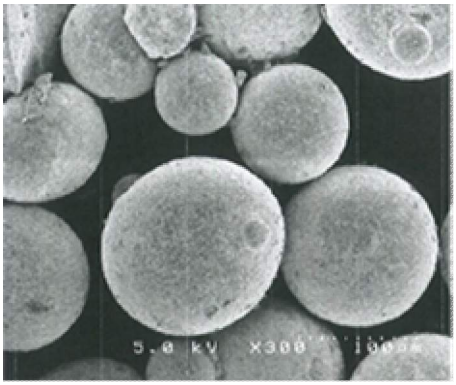


写真 1　電気炉酸化スラグ

2. 最終選定の止水材料

本配合試験の結果，配合材料は，流動性，ひび割れ抵抗性を考慮し，結合材には中庸熱ポルトランドセメント, フライアッシュを用い, 細骨材には粒形が球状で流動性向上効果が期待される電気炉酸化スラグ [2] (写真 1 参照)を使用した。また，混和剤の増粘剤を 2.3kg/m^3，長時間流動性確保のため高性能減水剤および超遅延性の遅延剤を使用し，配合試験を実施した。なお，最大粗骨材径は施工性を重視し 20mm として最終示方配合を選定した。下表に最終選定した示方配合を示す。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

表 1　最終選定した示方配合

粗骨材最大寸法 Gmax	スランプフロー (mm)	空気量 (%)	水セメント比 (%)	フライアッシュ置換率 (%)	細骨材率 (%)	単位量(kg/m^3)							混和剤量(%)		
						水	結合材		細骨材		粗骨材	増粘剤	高性能減水剤	AE減水剤	遅延剤
							セメント	フライアッシュ	砕砂	酸化スラグ	20-05				
20	550±50	3.0	65.0	30	45	210	226	97	526	305	950	2.3	2.2	0.25	0.5

参考文献 [1] 水中不分離性コンクリート設計施工指針(案)，コンクリートライブラリー67，土木学会，1991.5
[2] 電気炉酸化スラグを用いたコンクリートの設計・施工指針(案)，コンクリートライブラリー110，土木学会，2003.3

*Yuji Murakami[1], Sumiyuki Sawada[1], Hisashi Imai[1], Toshiaki Wakui[1], Ryo Yamashita[1], Hiroshi Masaki[2] and Shigeyoshi Nagataki[3]
[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop., [3]Professor Emeritus, Tokyo Institute of Technology

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
（3）水中不分離性コンクリートに関する照射試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(3) Irradiation test for washout-resistant concrete

*澤田 純之[1]，雨宮 清[1]，今井 久[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，正木 洋[2]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C 止水材料である水中不分離性コンクリートの放射線による劣化影響確認(材料特性の変化，圧縮強度低減，ひび割れの発生等)のため，放射線の照射試験を実施した。照射試験は実際の状況を考慮し，材料打込み時を想定したフレッシュ状態，および長期影響を想定した硬化状態における材料照射試験を実施した。

キーワード：水中不分離性コンクリート，照射試験，フレッシュコンクリート，硬化コンクリート

1. 試験概要

照射試験は実際の打込み状況を想定し，1) 打込み直後から硬化までの照射影響確認のためのフレッシュコンクリートの照射試験，2) 約 40 年間の長期間照射の影響確認のための硬化コンクリートの照射試験を実施した。前者の試験では，水中不分離性コンクリートを打込みから 7 日間連続，空間線量 73Sv/h で照射を実施した。後者の試験では，40 年間の累積照射量 25,500kSv 時の影響確認のため促進試験を実施し，コンクリート供試体に対し空間線量 6,000Sv/h で連続照射した。表 1 に線源の仕様，写真 1 に照射試験状況を示す。

2. 照射試験の結果

2-1. フレッシュ状態の照射試験結果

フレッシュ材料試験では経時変化試験も実施した。容器に入れたフレッシュ材料に照射し，照射時間 3 時間，6 時間でスランプフロー試験および空気量測定試験を実施した。経時変化試験の結果，6 時間後においてもフロー値は管理値内であった。また，モールドで 7 日間連続照射後の材料試験結果より，照射の有無による影響が小さいことが確認された。なお，供試体照射側の表面には砂すじ状の模様が観測された。これは照射により発生した気体が影響した可能性がある。

表 1　照射試験の仕様

項目	仕様
許可使用量	1.4271PBq
線源(放射能)	^{60}Co密封線源(約1.36PBq)
線量率	10～10^4Gy/h
照射スペース	W8,000×L6,000×H5,000mm

注）PBq（ペタベクレル=10^{15}ベクレル）

写真 1　照射試験の状況

2-2. 硬化状態の照射試験結果

硬化材料の照射試験は，28 日間水中養生した供試体に対して所定の累積線量まで連続照射を実施した。累積照射期間は約 174 日間である。照試験の結果，硬化後に照射した供試体は照射の有無に関わらず圧縮強度，弾性係数，および表面状態には有意な差は見られず，照射による影響はほとんど無いことが明らかになった。

3. 結論

フレッシュ状態，硬化状態での照射試験の結果，材料特性値には照射による有意な差は無かった。フレッシュ時に発生した砂すじは，止水性への影響度を確認して今後検討の必要がある。なお，この成果は，経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

* Sumiyuki Sawada[1], Kiyoshi Amemiya[1], Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1] and Hiroshi Masaki[2]
[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
(4) 水中不分離性コンクリートの長距離流動性確認試験および流動解析

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete
(4) Validation test for long distance fluidity of washout-resistant concrete and fluid flow analysis

*山下 亮[1]，涌井 俊秋[1],村上 祐治[1],今井 久[1],澤田 純之[1],正木 洋[2]
[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C の充填施工に用いる水中不分離性コンクリートの長距離の流動性と止水性の確認のために，長さ 24m の水槽を製作し，コンクリート打設試験を実施し，水中不分離性コンクリートの性能を確認した。

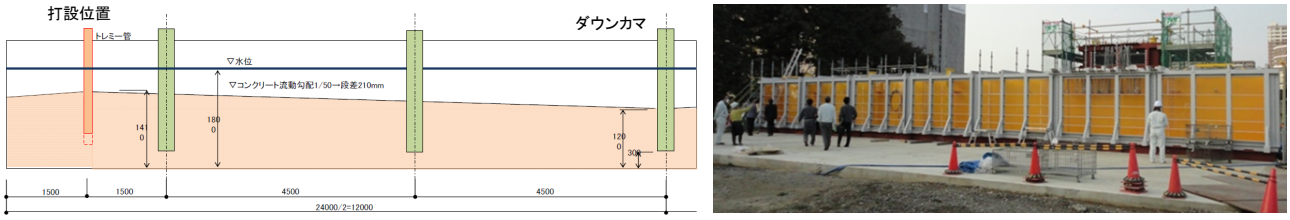
キーワード：水中不分離性コンクリート，長距離流動性，流動解析

1. はじめに

水中不分離性コンクリートの長距離流動試験は，水槽の 5 カ所にダウンカマ模型を設置し，水槽の両端においてコンクリートを同時に打設した。

2. 長距離合流部流動性確認試験と流動解析

試験に用いた長さ 24m の水槽の概要を次の図 1 に示す。



(a)縦断図（半分）　　(b)試験水槽(打設前)

図 1　長距離合流部流動性確認試験の水槽概要

試験結果としてコンクリートの打ち上がりの時間変化を図 2 に示す。最終的に，流動勾配は 1/200～1/300 であった。硬化後のコンクリートの品質については，十分な強度を有することが確認された。中央のダウンカマ付近に温度影響によるクラックが確認されたが，透水試験等から影響は軽微であると判断された。

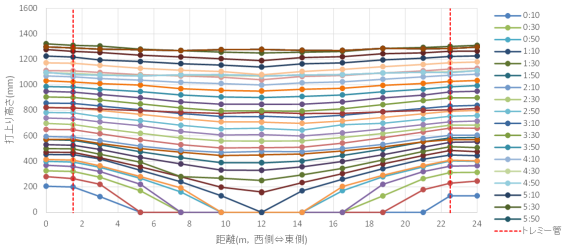


図 2　コンクリートの打ち上がりの状況

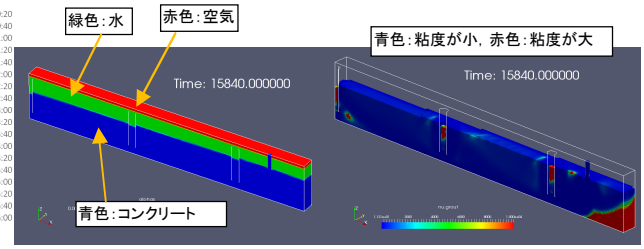


図 3　流動解析結果例(左：打設高さ，右：粘度分布)

また，水中コンクリートの粘度特性(ビンガム流体)を考慮した openFoam を用いた流動シミュレーションを実施し(図 3)，流動状況がある程度再現できることを確認した。

3. おわりに

水中不分離性コンクリートが 10m 超の距離を材料分離することなく流動し，最終的に 1/200 以下の勾配になること等が確認された。なお，この成果は，経済産業省／平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

*Ryo Yamashita[1], Toshiaki Wakui[1], Yuji Murakami[1], Hisashi Imai[1], Sumiyuki Sawada[1] and Hiroshi Masaki[2]
[1]Hazama-Ando corp., [2]Toshiba corp.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発
（5） φ50mm の模擬損傷孔の止水性確認試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(5) Sealing Experiment of φ50mm hole modeling damaged part on S/C shell

*今井 久[1]，村上 祐治[1]，涌井 俊秋[1]，澤田 純之[1]，正木 洋[2]

[1]安藤ハザマ，[2]IRID(（株）東芝)

S/C 壁面に想定される損傷部（開口部）からの漏水を止めることが求められている。損傷部を φ50mm の円孔としてモデル化し，水中不分離性コンクリートにて閉塞・止水する試験を実施した。この結果，粗骨材寸法 G_{max}：40mm, 20mm いずれの配合でも止水できることを確認した。

キーワード：水中不分離性コンクリート，損傷孔，止水

1. はじめに

水中不分離性コンクリートにて S/C 壁面に存在する損傷部の閉塞・止水効果を，水槽を用いた水中不分離性コンクリート打設試験にて確認した。

2. 試験内容

2-1. 試験方法

試験は，図 1 に示す二重水槽の内水槽を S/C に見立て，内水槽の片側から水中不分離性コンクリートを打設し，内水槽に設置した模擬損傷孔の閉塞・止水性を確認した。損傷孔は底部，側部に設け，位置の違いによる止水性を確認できるようにした。実機の条件として，炉内冷却水 5.4m^3/d を想定し，損傷孔での流量を 90L/min に設定，水温は S/C 内条件に近い 40℃に設定し試験を実施した。

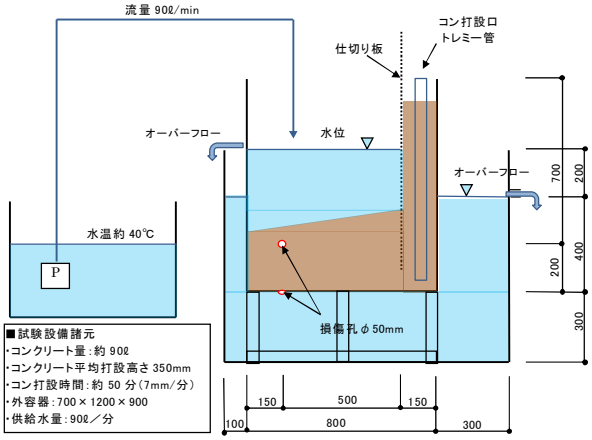


図 1　試験水槽レイアウト

試験は内外水槽の水位差を制御し，一定流量 90L/min の流動場を設定後（三角堰にて流量を測定），水中不分離性コンクリートを一定速度（約 7mm/min のうち上がり速度）で打設し，流量が 0 L/min となるまで打設を継続した。

2-2. 試験結果

試験は粗骨材寸法 G_{max}=40mm で 2 ケース，G_{max}=20mm で 3 ケース実施した。各ケース，始めに側部損傷孔を栓で閉鎖し，底部に所定流量を与え底部の止水試験を実施した。底部閉塞確認後，側部の損傷孔を解放し流量を与え，側部損傷孔の止水試験を実施した。全試験で損傷孔の閉塞・止水を確認した。

底部損傷孔では底部から約 10cm 程度のコンクリート厚さで閉塞，流量が 0 L/min，側部損傷孔では損傷孔上端より 5cm 程度上までコンクリートが打ちあがった時点で閉塞，流量が 0 L/min となることを確認した。損傷孔は，粗骨材のアーチ効果で閉塞し，その間隙を細粒分が詰まり止水していることが観察された。

3. おわりに

上記試験により Φ50mm の模擬損傷孔に対して，粗骨材寸法 Gmax=20mm の水中不分離性コンクリートで閉塞・止水が可能であることを確認した。なお，この成果は，経済産業省／平成２５年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

* Hisashi Imai[1], Yuji Murakami[1], Toshiaki Wakui[1], Sumiyuki Sawada[1] and Hiroshi Masaki[2]

[1]Hazama Ando Cop., [2]Toshiba Cop.

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

[3F01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Keita Irisawa (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F01] Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

*tadayuki takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku Univ., 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1] （1.Dept. of Quant. Sci. and Energy Eng., Grad. Sch. of Eng., Tohoku Univ.）

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku University, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Toshiba corporation）

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability

*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4], Hiroshi Oikawa[4] （1.Shibaura Institute Of Technology, Graduate School, 2.Shibaura Institute Of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.GL Sciences）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発 (5)ヒドロキシオキシムを用いた硝酸溶液からのモリブデン(VI)およびジルコニウム(IV)の選択的抽出

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids (5) Selective Extraction of Molybdenum (VI) and Zirconium(IV) from Nitric Acid Solution using α-Hydroxy Oxime

*高橋正幸[1,2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃棄物中に含まれる Mo 及び Zr を選択的に分離・回収するため、Mo 抽出剤としてヒドロキシオキシムを含有するイオン液体（[HBet][NTf_2]:protonated betaine bis (trifluoromethylsulfonyl)amide）の抽出特性を明らかにするとともに、核種分離プロセスへの適用について検討を行った。

キーワード：高レベル放射性廃液、イオン液体、溶媒抽出、モリブデン

1. 緒言　資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、高レベル放射性廃液（HLLW）からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。そこで、有機溶媒などの分子性溶媒とは異なる特異な特徴を有するイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、Calix-crown などの抽出剤を含有するイオン液体抽出系が HLLW から Cs(I), Sr(II)を効果的かつ選択的に分離可能であることを報告してきた[1,2]。本研究では、ガラス固化体の健全性に影響を与えるイエローフェーズの発生原因である Mo, Zr を選択的に分離・回収するための分離プロセスを検討するため、抽出剤として 5,8-diethyl-7-hydroxy-6-dodecanonoxime を用いたイオン液体抽出系における Mo(VI)及び Zr(IV)の抽出特性について検討を行った。

2. 実験　5,8-diethyl-7-hydroxy-6-dodecanonoxime を含有するイオン液体（[HBet][NTf_2]）を用いて、5 mM の Mo(VI)及び Zr(IV)を含む硝酸溶液条件下でバッチ法抽出試験により硝酸濃度依存性、抽出時間依存性等の抽出特性を評価した。抽出前後の水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　抽出前後の金属イオン濃度から分配比(D_{Metal})を算出し、初期硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。本試験の条件内では初期硝酸濃度の増加と共に D_{Mo}, D_{Zr} が減少しており、硝酸濃度が低いほど、Mo, Zr の抽出に有利であることが確認された。以上の結果に加え、発表では抽出時間依存性や抽出剤濃度依存性、模擬溶液を用いた初期硝酸濃度に対する Mo(VI), Zr(IV)選択性などの抽出特性、分離プロセスへの適用の検討について報告する。

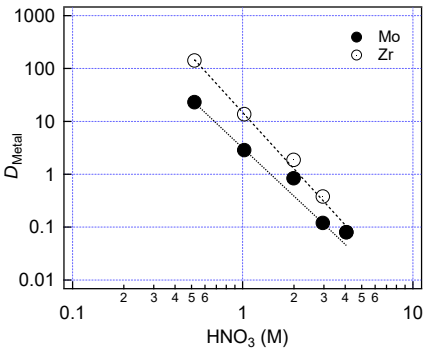


図 1.　硝酸濃度と Mo(VI)及び Zr(IV)の分配比の関係

参考文献

[1] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E11 (2015).
[2] 高橋正幸、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2I01 (2016).

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

高レベル放射性廃液中からの白金族元素及びモリブデンの選択的分離

Selective Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum from High-level Liquid Waste

*伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，長野 宣道[1]，人見 啓太郎[1]
[1]東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素及びモリブデンを分離するために、硫黄含有ジアミド担持吸着材及びヒドロキシオキシム担持吸着材を調製し、分離特性について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、モリブデン、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている白金族元素（PGMs）及び Mo は、ガラスへの溶解性が低く、沈降堆積やイエローフェーズ形成などによってガラスの均一性を損なうとされ、ガラス固化体発生本数増大の一因となっている。一方で、PGMs は有用な希少元素であるため、資源としての有効利用が期待されており、これらを同時に解決可能な分離・回収技術の開発が望まれている。そこで我々は、精密分離に優れ、コンパクトな分離装置が構成可能な抽出クロマト法に着目し、調製した硫黄含有ジアミド担持型吸着材の分離挙動やヒドロキシオキシム担持吸着材の吸着挙動等について報告してきた[1,2]。本研究では、HLLW から PGMs 及び Mo を選択的に分離するため、ヒドロキシオキシム担持型吸着材の分離特性を明らかにし、硫黄含有ジアミド担持型吸着材と合わせて分離プロセスの構築を試みた。

2. 実験　ヒドロキシオキシム担持型吸着材は 5,8-ジエチル-7-ヒドロキシ-6-ドデカノンオキシム(DEHDO)及び改質剤である 1-ドデカノール(Dodec)を多孔性シリカ/ポリマー複合担体(SiO_2-P)に含浸担持させて調製した（(DEHDO+Dodec)/SiO_2-P）。分離特性はカラム法による模擬廃液の分離試験によって評価した。HLLW 中の代表的な金属イオン（Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, La, Ce, Nd, Sm, Gd, Re (Tc の代替)）の濃度を各 5 mM (M = mol/L)、硝酸濃度を 2 M に調整した模擬廃液を 5 mL 供給した後、洗浄液である 2 M 硝酸、及び溶離液を通液させた。金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　(DEHDO+Dodec)/SiO_2-P を用いた模擬廃液のカラム分離試験を行ったところ、図 1 に示す結果が得られた。模擬廃液を供給後、吸着性を示す Mo, Zr 及び Pd 以外の金属イオンが流出し、弱い吸着性を示す Re が 2 M 硝酸によって溶出した。吸着した Pd はチオ尿素(Tu)、Zr はシュウ酸によって溶離可能であったが、Mo はジエチレントリアミン五酢酸(DTPA)、純水では溶離されず、過酸化水素-硝酸溶液で極わずかに溶離されるだけであった。ただし、Mo はほぼ全量が吸着されたため、吸着分離材としては優秀であると考えられる。以上の結果に加え、更なる溶離の検討、硫黄含有ジアミド担持型吸着材と合わせた分離スキーム検討等について報告する。

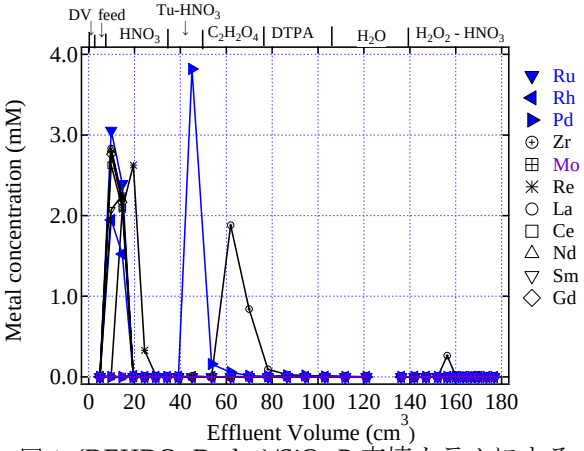


図 1. (DEHDO+Dodec)/SiO_2-P 充填カラムによる模擬廃液の分離挙動
（カラム: φ10×150mm, 吸着材: 4 g, 温度: 25 ˚C, 流量: 0.5 mL/min, ）

参考文献

[1] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2014 年春の年会、H01 (2014).
[2] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2015 年秋の大会、E14 (2015).

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1]
[1]Tohoku Univ.

高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発
(2) DtBUCH18C6 含有イオン液体吸着材による吸着・分離法

Development of High Selective Separation Method of Heat-generating Element from High-Level Liquid Waste
(2) Adsorption and Separation Properties using DtBuCH18C6 with Ionic Liquid Impregnated Silica Adsorbent

*工藤　達矢[1,2]、伊藤　辰也[1]、金　聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃液(HLLW)中に含まれる発熱性元素を分離・回収するために、DtBuCH18C6 含有イオン液体含浸吸着材を調整し、模擬廃液中に含まれる発熱性元素の吸着特性及び分離特性について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、含浸吸着材、イオン液体、吸着、分離

1. 緒言

使用済核燃料の再処理に伴って排出される HLLW 中の Sr は高発熱性であることから処理処分の熱負荷が大きい FP 元素である。しかし、Sr の主要核種である ^{90}Sr は、放射能は高いが、半減期は約 29 年と短いため、他の FP や TRU と分離して減衰貯蔵・浅地層処分を実施することが可能であると考えられており、これまでに、含浸多孔性シリカ担持材を用いた Sr 分離について研究を行ってきた。本研究では、強酸性及び中性溶液に適用可能な Sr 分離抽出材として、Sr に高い選択性のある 4,4',(5')-di-tert-butyldicyclohexano-18-crown-6(DtBuCH18C6)を選定し、改質剤として疎水性イオン液体 1-ethyl-3-methylimidazolium bis (trifluoro methylsulfornyl) amide ([C_2mim][NTf_2])を多孔性担体粒子(SiO_2-P)に含浸担持した DtBuCH18C6 含有イオン液体含浸吸着材を調整し、Sr の吸着特性について検討を行った。

2. 実験

吸着材(DtBuCH18C6+[C_2mim][NTf_2])/SiO_2-P は含浸担持法により調整した。HLLW に含まれる代表的な金属元素(Sr, Ba, Na, Ca, La, Nd, Sm, Gd, Ru, Pd, Zr, Mo)を対象にして、硝酸濃度をパラメータとしてバッチ吸着試験を行った。水相中の金属元素濃度は ICP 発光分光分析法により定量した。

3. 結論

初期金属イオン濃度 5mM、温度 25℃、接触時間 5 時間のバッチ試験により得られた吸着率の硝酸濃度に対する依存性を図 1 に示す。本試験の硝酸濃度範囲においては、0.0001M から 1M 及び 3M 以上の硝酸濃度の増加に伴った吸着率の増加が見られた。また、硝酸濃度 0.0001M ではほとんどの Sr が吸着せず、純水で吸着した Sr の溶離ができると考えられる。以上の結果に加え、温度依存性、接触時間依存性、金属イオン濃度をパラメータとした吸着特性、吸着材の耐硝酸性等について報告する。

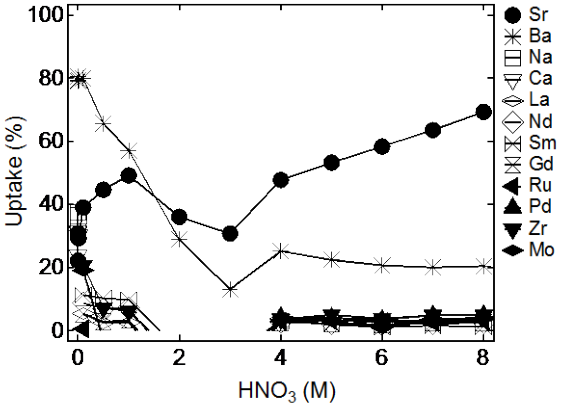


図 1.バッチ吸着試験における分配係数の硝酸濃度依存性

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1] Tohoku Univ., [2] Japan Nuclear Fuel Limited

長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の溶媒抽出分離

Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*佐々木祐二[1]、森田圭介[1]、鈴木伸一[1]、塩飽秀啓[1]、伊藤圭祐[1]
高橋優也[2]、金子昌章[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

演者らは、長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の分離技術を確立し、これに核変換技術を導入することにより、短半減期若しくは非放射性元素に変換する技術開発を進めている。対象の元素はアニオン性の Se, ハードな金属の Zr, Cs 及びソフトな金属の Pd を含んでおり、それぞれ元素に適する抽出剤を利用する分離技術の構築を計る。

キーワード：長半減期核種、Se, Zr, Pd, Cs, 溶媒抽出

1. 緒言　高レベル廃液中には、分離変換が求められるマイナーアクチノイド（MA）が多量に含まれ、これまでにMA分離技術の開発が世界的に求められてきた。一方、核分裂生成元素の中にも半減期が極めて長く、ガラス固化体に含まれた場合環境中への長期的な危険性を有する元素も含まれる。ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）プロジェクトはこれら元素を効率的に回収し、有効な処分法の適用、又は資源再利用を目指すものである。対象となる元素は Se, Zr, Pd, Cs である。我々は溶媒抽出法によるこれら元素の簡便な分離回収法の開発を目指す。

２．実験方法　溶媒抽出実験に用いる希釈剤はここでは 1-オクタノールを用いた。Se や Cs 抽出剤を溶解するのに高い極性を持ち、CHON に対応する化学構造を持つ溶媒が望ましい理由からである。用いた抽出剤はここでは NTA アミド、フェニレンジアミン、TODGA, HDEHP,及び DtBuDB18C6 である。これら構造を図１に示す。これらを 1-オクタノールに溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸溶液を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES, 又は ICP-MS で測定した。なお、有機相は水相中の初期の金属濃度より抽出後の水相の金属濃度を差し引いた値を利用した。分配比は有機相金属濃度と水相金属濃度の比で求めた。

３．結果　各抽出剤の１-オクタノールへの溶解度であるが、特にフェニレンジアミン、DtBuDB18C6 の溶解度はやや低く、最大で 0.2 M の抽出剤濃度の溶液を作成した。これを用いて、Se, Zr, Pd, Cs 分配比の硝酸濃度依存や抽出剤濃度依存性を調べた。なお、NTA アミドを Pd、DtBuDB18C6 を Cs、フェニレンジアミンを Se、及び TODGA, HDEHP を Zr 抽出にそれぞれ用いた。その結果目標とされる 90%以上の回収できる条件を見出すことができた。発表では、それら分離条件等について述べる。

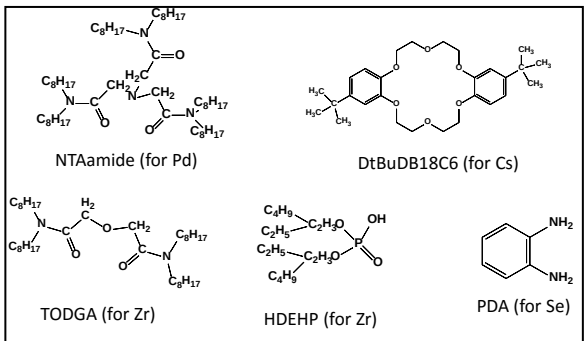


図1　用いた抽出剤の構造

なお、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。

Yuji Sasaki[1], Keisuke Morita[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Morita[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

濡れ性の異なる含浸吸着材を用いた吸着・溶離特性の評価

Evaluation in adsorption-elution behavior of the adsorbent with different wettability

*名越 航平 [1], 新井 剛 [2], 渡部 創 [3], 佐野 雄一 [3], 竹内 正行 [3], 佐藤 睦 [4], 及川 博史 [4]
[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, [4] ジーエルサイエンス

高レベル放射性廃液中の MA を回収することを目的とした含浸吸着材の改良手段として、担体に用いる多孔性 SiO_2 粒子に対し親水または疎水処理を行い、吸着・溶離性能に及ぼす影響を評価した。本試験結果から、親水性を有する吸着材は吸着性能、疎水性を有する吸着材は溶離性能の向上が確認され、濡れ性が含浸吸着材の性能に大きく影響することが明らかとなった。

キーワード： 抽出クロマトグラフィ, 含浸吸着材, 濡れ性, マイナーアクチノイド

1. 緒言　これまでに筆者らは、高レベル放射性廃液処理プロセスの高度化を目的として、抽出クロマトグラフィ法に用いる含浸吸着材の適正化に関する検討を重ねてきた。本研究室では、含浸吸着材の基体である多孔性 SiO_2 粒子への表面処理に着目し、TMS 化剤によりシラノール基を処理することで溶離の際のテーリングや抽出剤の漏出の抑制について検討を行っている。これまでの研究成果から、多孔性 SiO_2 粒子の表面処理により良好な溶離特性を示すことが確認されている[1]。一方、表面処理により吸着材が極度に疎水化し、SiO_2 粒子が濡れ性を損なうことで吸着量や吸着速度の低下が懸念される。そのため、表面処理の有効性については、既往の成果に加え濡れ性等の観点からも総合的に評価する必要があり、親水化した吸着材の基礎特性との比較が不可欠である。本研究では、TMS 化後の多孔性 SiO_2 粒子に Diol 基を導入した親水性の吸着材を調製し、表面処理による濡れ性の変化が吸着・溶離挙動に及ぼす影響について詳密に検討を重ねた。

2. 実験方法　含浸吸着材は、粒径 50 μm、細孔径 50 nm の多孔性 SiO_2 粒子 (Q50) に架橋度 10 %のスチレン-ジビニルベンゼン共重合体を被覆した SiO_2-P を担体とし、TODGA 抽出剤の含浸率を 20 wt%となるように調製した。また、基体に用いる多孔性 SiO_2 粒子は、シラノール基の抑制のため TMS 基を導入した疎水性を示す粒子 (Q50-Es) 、TMS 基を導入した多孔性 SiO_2 粒子に対し Diol 基を導入し親水性を示す粒子 (Q50-Di) の 2 種について検討した。各吸着材の吸着性能は Nd(III)を対象元素としたバッチ式吸着試験で評価し、溶離性能はカラム試験により Nd(III)の破過・溶離曲線から評価した。

3. 結果及び考察　**図 1** に各吸着材の吸着量の経時変化を示す。**図 1** より、Q50-Es は吸着平衡に達するまでに 1 時間程度を要することが確認された。一方、Q50-Di の吸着速度は顕著に増大し数分で吸着平衡に達した。これは、親水基の導入に伴い吸着材表面での物質移動が良好に行われ、Nd(III)の吸着反応が進行したためと推測される。次いで、**図 2** に各吸着材の Nd(III)の破過・溶離曲線を示す。**図 2** より、何れの吸着材においても破過挙動に大きな差異は見られなかったが、溶離挙動については顕著な違いが確認された。一般的に親水性の物質は高い極性または電荷を有する。本研究で用いた各多孔性 SiO_2 粒子は負の電荷を有しており、ゼータ電位の絶対値は Q50-Di ＞ Q50 ＞ Q50-Es の順で高い値を示した。このことから、多孔性 SiO_2 粒子の負電荷の増加に伴い、金属陽イオンとの電気的相互作用が大きくなると推測される。そのため、親水性の Q50-Di を用いた場合は金属陽イオンに対する引力が増大し、イオンの拡散が妨げられることで溶離性能が低下したと考えられる。これらの試験結果から、吸着材の濡れ性は基体の多孔性 SiO_2 粒子の極性に大きく依存し、それは吸着・溶離挙動に大きく影響を及ぼすことが明らかとなった。

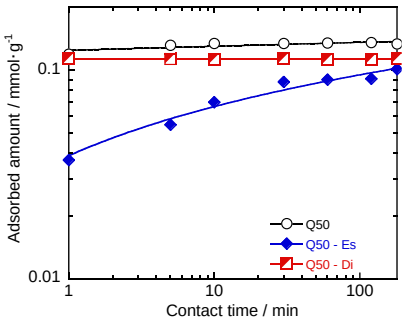


図 1 吸着量の経時変化

([Nd(III)] = 10 mM, [HNO_3] = 3 M, Temp.= 298 K, Feed solution = 4 cm^3, TODGA adsorbent = 0.2 g)

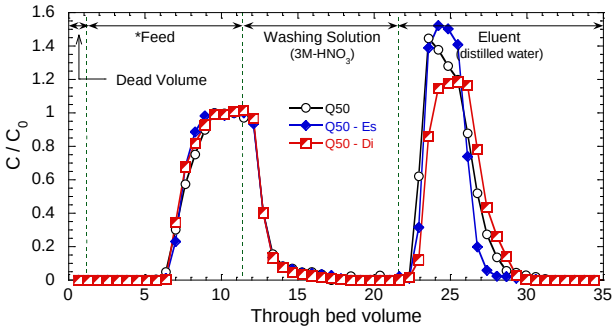


図 2 破過・溶離クロマトグラム

(TODGA adsorbent = 3.925 cm^3, column = Φ10 mm×h100 mm, Flow rate = 5 $cm^3 \cdot min^{-1}$, Temp.= 298 K, Feed = 10 mM-Nd(III) in 3 M-HNO_3)

参考文献

[1] 名越航平 ほか：日本原子力学会 2015 年 秋の大会, E13, (2015)

*Kohei Nagoshi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3], Mutsumi Sato[4] and Hiroshi Oikawa[4]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]GL Sciences

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

[3F06-09] Secondary aqueous waste treatment 1

Chair: Yoshiharu Sakamura (CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F06] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Yuzuru Ito[1], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield, 3.Kyoto University, 4.ADVAN ENG.co., ltd.）

10:50 AM - 11:05 AM

[3F07] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Kieta Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1], Hajime Kinoshita[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Sheffield）

11:05 AM - 11:20 AM

[3F08] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

Maria Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1] （1.The University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[3F09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Maria Ines Garcia Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[2,1], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1] （1.University of Sheffield, 2.Japan Atomic Energy Agency）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
(1) 模擬廃棄物の合成と評価

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(1) Synthesis and evaluation of simulated wastes

*谷口 拓海[1], 入澤 啓太[1,2], 伊藤 譲[1], 並木 仁宏[1], 大杉 武史[1], 阿部 智久[1], 佐藤 淳也[1], 榊原 哲朗[1], 中澤 修[1], 目黒 義弘[1], Garcia-Lodeiro, Ines[2], 木下 肇[2], 橋本 勝文[3], 工藤 勇[4]

[1]日本原子力研究開発機構,[2]シェフィールド大学,[3]京都大学,[4]アドバンエンジ

原子力機構は、英国シェフィールド大学と協力して、文科省廃炉加速化共同プログラムを実施している。本研究では、それら廃棄物の水素ガス燃焼・漏えいリスク低減を目的に、低含水リン酸セメントによる閉じ込めを目指す。本発表では、日英共同プロジェクトの概要と合成した模擬廃棄物を紹介する。

キーワード：濃縮廃液、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー

1. 緒言

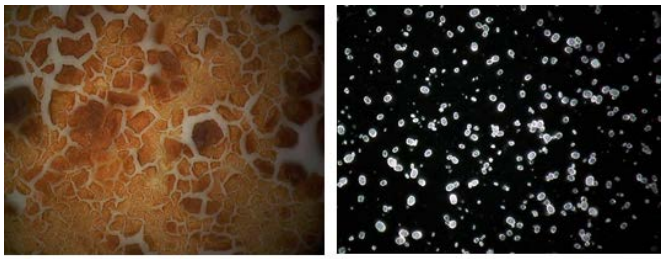
福島第一原子力発電所における汚染水処理によって、高濃度の放射性核種、大量の水分、海水成分を含む濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーが二次廃棄物として発生している。本共同研究は、放射性廃棄物の貯蔵時における水素ガス燃焼リスク及び漏洩リスクの低減を目的とし、汚染水処理から発生する二次廃棄物の脱水固定化法を開発することを目指して、英国シェフィールド大学と日本側産学官が連携し、①模擬廃棄物の合成と評価、②脱水固定化法の開発、③放射線照射の影響評価及び④混合固化物の長期安定性評価を実施する。本発表では、日英共同プロジェクトの概要及び模擬廃棄物の合成及び評価に関して紹介する。

2. 実験

福島第一原子力発電所で保管されている廃棄物の情報、既存の報告書等を参考として、コールドトレーサーとして $SrCl_2$ を付加した濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーの模擬廃棄物を合成した。合成した模擬廃棄物を分析して物理的・化学的特性の基礎データを取得し、公開情報等に示される実廃棄物の特性と比較した。

3. 結果と考察

合成した模擬濃縮廃液は、蒸発濃縮前に比べて3.4倍に蒸発濃縮した Cl^- 濃度が得られた。合成した模擬スラリー（図1）は、平均粒径、化学組成、pH等の性状を比較し、実スラリーの平均粒径及びpHと誤差の範囲内で一致した。組成は、若干のずれがみられた。これは、実廃棄物中に含まれている SiO_2 等の不純物によるものと考えられる。本研究成果は、平成27年度文部科学省廃炉加速化研究プログラム（日英原子力共同研究）の成果の一部です。



鉄共沈スラリー　　模擬炭酸塩スラリー

図1 合成した模擬スラリーの画像（倍率700倍）

*Takumi Taniguchi[1], Keita Irisawa[1,2], Masahiro Namiki[1], Takeshi Ohsugi[1], Tomohisa Abe[1], Junya Sato[1], Tetsuro Sakakibara[1], Osamu Nakazawa[1], Garcia-Lodeiro, Ines[2], Katsufumi Hashimoto[3], Isamu Kudo[4], Hajime Kinoshita[2] and Yoshihiro Meguro[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield, [3]Kyoto University, [4]ADVAN ENG co., ltd.

福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
(2) セメントの形成鉱物に及ぼすリン酸の役割

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

(2) Roles of phosphate on mineral formation of calcium aluminate cement

*入澤　啓太[1,2]，Garcia-Lodeiro, Ines[2]，大杉　武史[1]，中澤　修[1]，目黒　義弘[1]，木下　肇[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]シェフィールド大学

本研究では、福島汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の水素ガス燃焼・漏えいリスク低減を目的に、低含水リン酸セメントによる閉じ込めを目指す。本発表では、リン酸がカルシウムアルミネートセメント中の形成鉱物に及ぼす影響を調べた。

キーワード：カルシウムアルミネートセメント、リン酸、非晶質相

1. 緒言

福島第一原子力発電所における汚染水処理によって、高濃度の放射性核種、大量の水分、海水成分を含む濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーが二次廃棄物として発生している。このような廃棄物の長期貯蔵において、漏えいや水素ガス発生による燃焼のリスクが存在する。これらのリスクを低減し、安全かつ安定に貯蔵するため、本共同研究ではリン酸を用いた、水素ガス発生を抑制すると同時に、Sr 及び Cl を安定に固定化できる汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術を開発する。本発表では、母材としてカルシウムアルミネートセメント(CAC)を用い、CAC 中の形成鉱物に及ぼすリン酸の役割を調査した。

2. 実験

材料として CAC(Secar 51, Kerneous)、ポリリン酸ナトリウム及び蒸留水を使用した。リン酸/セメント比を 0.40 で固定し、水分量を増やしたリン酸セメント試料(0.4p/c)、及びリン酸/水比を 1.1 に固定しセメント量を減らした試料(1.1p/w)を合成した。20 °C で 28 日間養生後の試料を XRD 及び TG 等を用いて分析した。

3. 結果と考察

CAC の未水和鉱物は monocalcium aluminate (c)、gehlenite(g)及び perovskite (t)であり、水和反応に依って hydrogarnet (H)及び gibbsite (G)が形成される(図)。CAC では、c の XRD ピークが水和により減少するとともに、水和鉱物の H 及び G が形成した。リン酸セメントは CAC とは異なり、検出されたピークは未水和鉱物のみであった。これは、リン酸が c から溶出する Ca や Al と反応し、水和ではなく酸塩基によって反応したためと考えられる。水/セメント比の増大に伴い gibbsite の析出も増加する傾向を示すのに対し、リン酸/水比 1.1 である系では gibbsite の形成自体を妨げることがわかった。本発表は、H27 年度文科省廃炉加速化プログラムの成果の一部である。

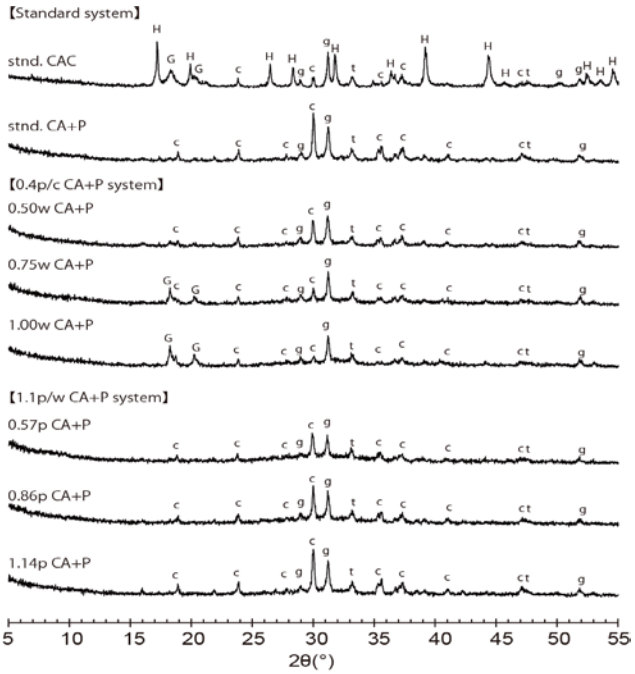


図 X 線回折結果

*Keita Irisawa[1,2], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Ohsugi[1], Osamu Nakazawa[1], Yoshihiro Meguro[1] and Hajime Kinoshita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield

福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
（3）水熱条件下におけるリン酸の影響

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(3) Effects of phosphates on calcium aluminate cement under hydrothermal conditions

Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], 入澤啓太 [1,2], 目黒義弘 [2], *木下肇 [1]
[1]The University of Sheffield, [2] 日本原子力研究開発機構

本研究では、カルシウムアルミネートセメント（CAC）に及ぼすリン酸の影響を 60ºC, 105ºC および 180ºC の水熱処理条件下において調べた。CAC を水熱処理すると、安定相である C_3AH_6 および γ−AlOOH の生成が確認された。単分子リン酸は CAC の水和及等の反応を遅延したのに対し、高分子リン酸は非晶質生成相を安定化し、180ºC まで保持した。後者において、結晶生成相としてハイドロキシアパタイトのみが確認された。

キーワード: リン酸セメント、カルシウムアルミネートセメント、ハイドロキシアパタイト、水熱処理

1. 緒言

カルシウムアルミネートセメント（CAC）をリン酸塩により改質した材料が、中間レベル廃棄物（ILWs）固化の母材として研究されてきた[1]。特に単分子と高分子との混合リン酸塩の使用は、従来の CAC の相変態の問題を回避するだけでなく、硬化時間を制御し、実用性を増す事が出来るため興味深い[2]。本研究では、高温下でのリン酸塩の役割を系内の水分量を損なうことなく調べるために、単分子および高分子リン酸塩が CAC に及ぼす影響を水熱条件下で調査した。

2. 実験

文献[2]に示された手順に基づき、NaH_2PO_4 および/または $(NaPO_3)_n$、を用いて試料を調製した。室温で 14 日間養生させた後、密閉容器を用いて試料を 60、105 および 180ºC で各 6 時間水熱処理し、生成相を XRD、TG および FT−IR を用いて分析した。

3. 結果と考察

従来の CAC を水熱処理した場合、安定相である C_3AH_6 および $Al(OH)_3$ 由来の γ−AlOOH が生成された。単分子リン酸による改質では、CAC の水和の遅延が見られ、準安定相である CAH_{10} を≥ 60℃まで保持した。一方、高分子リン酸を用いた場合、非晶質相の安定化を示唆する結果が得られ、C_3AH_6 および $Al(OH)_3$ といった結晶相は確認されず、ヒドロキシアパタイトのみが確認された。発表では、リン酸塩による改質の影響に基づき、これらの結果について議論する。

参考文献

[1] H. Kinoshita, P. Swift, C. Utton, B. Carro-Mateo, G. Marchand, N. Collier and N. Milestone, Corrosion of aluminium metal in OPC- and CAC-based cement matrices, Cement and Concrete Research, 50 (2013) pp.11-18.

[2] M. A. Chavda, H. Kinoshita, J. L. Provis, Modification of low-pH calcium aluminate cement to enhance stability for immobilisation of metallic wastes, Advances in Applied Ceramics, 113 [8] (2014) pp. 453-459.

Ines Garcia-Lodeiro[1], Yuan Gao[1], Mehul Chavda[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], *Hajime Kinoshita[1]
[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(3) Heat-treatment of phosphate modified calcium aluminate cement under open system

*Ines Garcia-Lodeiro[1], Feiyang Jin[1], Keita Irisawa[1,2], Yoshihiro Meguro[2], Hajime Kinoshita[1]
[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

The present study investigates the effect of water loss during the curing of phosphate-modified CAC system at different temperatures (35ºC, 60ºC, 90ºC, 180ºC) in open systems. Experimental results indicate that these phosphate-based cements do not form the conventional CAC crystalline hydration products at these temperatures but provide structural integrity despite a significant amount of water loss. Hydroxyapatite was detected at temperatures ≥60ºC.

Keywords: Calcium Aluminate Cement (CAC), Phosphates, C-A-P-H gel, hydroxyapatite

1. Introduction

The addition of phosphates to calcium aluminate cements have been shown an effective way to avoid the ordinary conventional hydration of cementitious systems. These systems set and hardened via acid-based reaction, between the acid phosphates solution and the basic CAC cement [1,2]. Due to this different mechanism of reaction, it would be possible to generate a compact cementitious product with a reduced water content, which can be beneficial to avoid hydrogen gas generation associated with the radiolysis of water by radioactive wastes. The present study investigates the effect of heat treatment (at different temperatures) of phosphates modified CAC cements in open systems.

2. Experimental

Phosphate modified CAC pastes were prepared with a water/cement ratio of 0.35, a polyphosphate cement ratio of 0.4 and a monophosphate/cement ratio of 0.05. CAC pastes with same water content were used as a reference. Samples were kept at different temperatures (35ºC, 60 ºC, 90 ºC, 180ºC) in open systems for 28 days. During this time the loss of water was monitored. After 28 days samples were characterized by XRD, TG, MIP and SEM.

3. Results and discussion

Phosphate-based cements did not form the conventional CAC crystalline hydration products but provided structural integrity, with a slightly decreased porosity compared with the unmodified CAC. While CAC systems have a limitation in the reduction of water, it can be reduced in a larger extent in phosphate modified CAC. Hydroxyapatite was the only crystalline hydrated product detected when we work at temperatures ≥ 60 ºC. The results are further discussed in relation to the hydrate phases in these two systems.

References

[1] Swift P.D, Kinoshita H., Collier N.C, Utton C.A, Phosphate modified calcium aluminate cement for radiactive waste encapsulation Advance Applied Ceramics,112 (2013) 1-8

[2] Chavda M.A, Bernal S.A, Apperley D.C, Kinoshita H., Provis J.L, Identification of hydrated gel phases present in phosphate-modified calcium aluminate binders, Cement and Concrete Research 70 (2015) 21-28

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

[3F10-13] Secondary aqeous waste treatment 2

Chair: Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F10] Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating

*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Osamu Nakazawa[1,2]
（1.IRID, 2.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Fumio Kurosaki[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] （1.IRID, 2.JAEA, 3.UNION SHOWA K.K., 4.Kurita Water Industries Ltd.）

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

*Fumio Kurosaki[1], Hiroshi Ueda[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Junya Sato[2,3], Osanu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4]
（1.UNION SHOWA K. K., 2.JAEA, 3.IRID, 4.Kurita Water Industries Ltd.）

3:15 PM - 3:30 PM

[3F13] Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hirotsugu Ueda[4], Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], hitoshi mimura[4]
（1.IRID, 2.JAEA, 3.Kurita Water Industries.Ltd., 4.UNION SHOWA K.K.）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フェロシアン化合物高温処理時の Cs 及びシアン化水素の放出挙動

Release Behavior of Cesium and Hydrogen Cyanide from Ferrocyanide Compounds with Heating

*田代 信介[1,2]，斉藤 隆一[1,2]，山岸 功[1,2]，目黒 義弘[1,2]，中澤 修[1,2]
[1] IRID，[2] JAEA

福島事故汚染水処理の二次廃棄物の高温処理による廃棄体化を検討している。本報告では、高温、掃気条件下において Cs が吸着したフェロシアン化合物の廃棄物を模擬したスラッジ試料からの Cs 及びシアン化水素の放出挙動を調べた結果を報告する。

キーワード：放射性廃棄物，閉じ込め，セシウム，シアン化水素

1. 緒言　福島事故汚染水処理で生じた二次廃棄物のうち、フェロシアン化合物を含む廃棄物に対する廃棄体化技術では、前処理としてシアン化合物除去のための焼却・加熱技術の適用が検討されている。この高温処理の検討には、廃棄体化への成否だけでなく、廃棄物からの放射性物質やシアン化水素の気相への移行に伴う、閉じ込め安全性の観点からの検討も必要となる。本報告では、高温処理時における放射性物質やシアン化水素の気相への移行量評価のための基礎的なデータを取得することを目的として、Cs が吸着したフェロシアン化合物の二次廃棄物を模擬したスラッジ試料を用いた加熱試験を行い、Cs やシアン化水素の放出量を測定した結果を報告する。

2. 試験　管状炉型電気炉を用いて、石英管(内径 36 mm×長さ 800 mm) 内の石英ボードに置いた模擬スラッジ試料(初期量約 1～5 g；試料重量当たりの Cs 吸着量：約 7.1×10^{-5} g)を窒素ガスまたは空気を一定流量(0.1～0.5 *l*/min)で掃気しながら所定の昇温速度(5 または 10 ℃/min)および試料温度(最大 1000 ℃)になるまで加熱した。シリカ濾紙を装着した石英フィルタを石英管下流側に設置し、掃気ガスとともに移行する粒子状 Cs を捕集した。また、石英管を通過したガスを、水酸化ナトリウム溶液を入れたガス吸収瓶に通気させ、シアン化水素及び石英管内で捕集できなかった Cs を捕集した。試験後に、移行経路のフィルタやガラス壁を水洗して得られた Cs 溶解液及びガス吸収瓶中の Cs 量を ICP-MS を用いて定量し、その合計を Cs 揮発量とした。その Cs 揮発量を模擬スラッジ試料中の Cs 量で除することにより Cs 揮発率を求めた。模擬スラッジ試料の加熱により発生したシアン化水素放出量は、ガスクロマトグラフ(島津製作所製 FTD 検出器付 GC-2014AT)を用いて、ガス吸収瓶内の各吸収液中のシアン化物イオンを定量して求めた。試料加熱(試料温度 1000℃一定)時のエアロゾル粒子の粒径分布は、模擬スラッジ試料より下流の石英管内のガスをサンプリングし、清浄空気で希釈した後、粒径分布測定装置(TSI 製 SMPS)を用いて測定した。

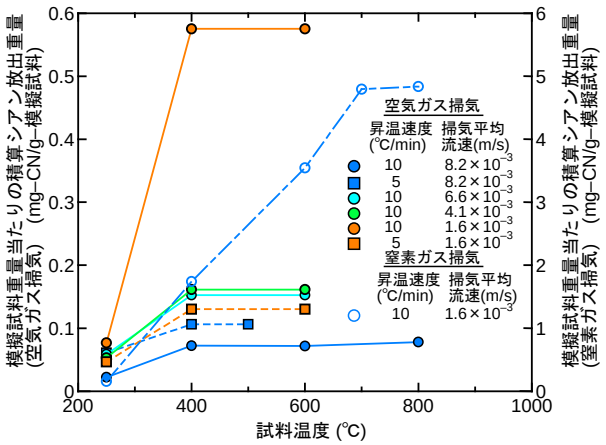


図 シアン化水素ガス積算放出量の測定結果

3. 結果　掃気ガスの種類(窒素と空気)の違いは Cs 揮発率にほとんど影響しなかった。また、本報告で行った加熱温度条件の範囲では、加熱温度が高いほど Cs 揮発率は高くなり、1000 ℃では試料に吸着した Cs のほぼ全量が揮発した。ガス吸収瓶では Cs は検出されず、揮発した Cs はエアロゾル化し、石英管内壁ならびにシリカ濾紙に沈着したと考えられる。エアロゾルの粒径分布は、それぞれ、30～40 nm と 100～150 nm の範囲にピークを有する分布が得られた。上図にシアン化水素ガス放出量の測定結果を示す。昇温速度が同じ条件でシアン化水素は、窒素ガス掃気条件下では約 700 ℃まで放出が継続したが、空気掃気条件下では約 400 ℃より高い温度では放出が停止した。400 ℃以上では空気中の酸素によりシアン化水素が分解したためと考えられる。

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。

*Shinsuke Tashiro[1,2], Ryuichi Saito[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2] and Osamu Nakazawa[1,2]
[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2] Japan Atomic Energy Agency.

汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型及び焼結固化試験
（1）汚染水処理二次廃棄物の現状と焼結固化試験概要

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes
produced from contaminated water treatment
(1) Overview of the wastes and the sintering technology

*佐藤 淳也[1,2]，鈴木 眞司[1,2,‡]，加藤 潤[1,2]，榊原 哲朗[1,2]，中澤 修[1,2]，目黒 義弘[1,2]
上田 浩嗣[3]，黒崎 文雄[3]，米山 宜志[3]，松倉 実[3]，三村 均[3]，森 浩一[4]，小森 英之[4]，北見 勝信[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]ユニオン昭和，[4]栗田工業，[‡]現在は検査開発

東京電力HD㈱福島第一原子力発電所の汚染水処理により発生する二次廃棄物の廃棄体化技術検討の一環として、スラッジや廃吸着材の模擬廃棄物を対象とした圧縮成型及び焼結固化試験を開始した。本報告では、試験の概要について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，汚染水処理二次廃棄物，スラリー，廃吸着材，圧縮成型，焼結固化

1. 試験の概要

汚染水処理に伴って発生する多種多様な二次廃棄物に適用可能な処理技術の選定に向けて、廃棄体化処理に係る基礎データの取得を進めている[1]。本件では、多核種除去設備から発生する鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリー，第二セシウム吸着装置から発生するゼオライト及びケイチタン酸等の吸着材の模擬廃棄物を作製した。模擬廃棄物を対象として、一軸圧縮プレスによる成型試料と成型試料を高温で焼結した試料を作製し、①強度(一軸圧縮及び摩耗性)、吸湿性等の固化体特性及び②焼結固化体からの模擬核種の浸出性を評価した。主要な評価結果は、それぞれシリーズ発表「(2) 圧縮成型と焼結固化試験」及び「(3) 焼結固化体の浸出性評価」で報告する。

2. 対象廃棄物と模擬廃棄物の作製

本試験に使用する模擬廃棄物を作製した。鉄共沈スラリーは、模擬核種としてCs, Sr, Eu, Ni及びCoを20 ppmとなるように加えた模擬汚染水に、塩化鉄溶液と水酸化ナトリウム溶液を添加しpH8に調整することで作製した。炭酸塩スラリーは同様の模擬汚染水に、海水塩を模擬した塩化カルシウム及び塩化マグネシウム六水和物を添加し溶解した後、水酸化ナトリウムと炭酸ナトリウムの混合溶液を添加しpH12に調整することで作製した。炭酸塩スラリーの粒度分布測定結果を図1に示す。作製したスラリーの粒径が、実際のスラリーの平均径 3.6～7.4 μm及びメジアン径2.4～6.9 μm [2]の近傍に分布することを確認した。ゼオライト及びケイチタン酸は、実際の汚染水処理に用いられているものと同じものの未使用品に、Csを乾燥重量当たり0.1 wt%となるように湿式で吸着させた。作製したスラリー及び吸着材は、105℃で乾燥したものを試験に使用した。

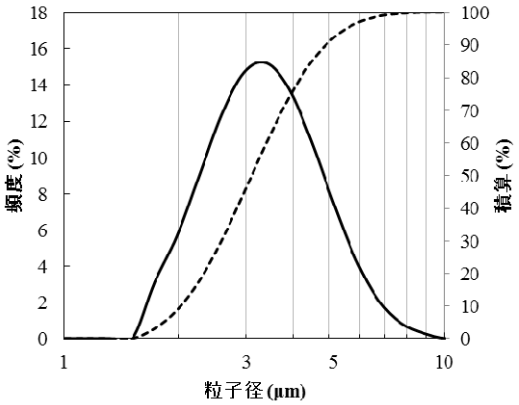


図1 作製した炭酸塩スラリーの粒度分布
実線: 頻度，破線: 積算

3. 今後の展望

今後は本試験に引き続き、多核種除去設備(増設及び高性能)から発生する二次廃棄物の模擬物を対象に、圧縮成型及び焼結固化試験を実施し、処理技術の適用性評価に必要な基礎データを取得する予定である。

※この成果は、経済産業省／平成26年度「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)」で得られたものである。

参考文献

[1] 佐藤 他　日本原子力学会2015年秋の大会予稿集　E04(2015)
[2] 汚染水処理二次廃棄物の放射能評価のための多核種除去設備スラリー試料の分析　IRID/JAEA (2016)

*Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Hiroshi Ueda[3]
Fumio Kurosaki[3], Takashi Yoneyama[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4], Hideyuki Komori[4], Katsunobu Kitami[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]UNION SHOWA K.K., [4]Kurita Water Industries Ltd.

汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型および焼結固化試験
（2）圧縮成型と焼結固化試験

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(2) Evaluation of the pelletized and the sintered products

佐藤 淳也[1,2]，中澤 修[1,2]，目黒 義弘[1,2]，*黒崎 文雄[3]，上田 浩嗣[3]，
米山 宜志[3]，松倉 実[3]，三村 均[3]，森 浩一[4]，小森 英之[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]ユニオン昭和，[4]栗田工業

東京電力 HD(株)福島第一原子力発電所の汚染水処理二次廃棄物の模擬廃棄物を圧縮成型および焼結し、固化体を作製した。固化体の機械的安定性、減容率、吸着させた模擬核種の揮発率等を測定し、圧縮及び焼結による固化技術が二次廃棄物の安定的な減容化に有用であるかを評価した。

キーワード：放射性廃棄物、圧縮成型、焼結固化、汚染水処理

1. 緒言

汚染水処理に伴って発生している二次廃棄物を廃棄体にする方法の候補として、圧縮成型および焼結による固化が検討されている。圧縮成型および焼結固化では、焼成温度が機械的安定性、吸着した放射性核種の揮発率や浸出率、廃棄体の減容率などの特性に大きく影響する。また、A 型ゼオライトやアロフェン等の添加が、焼成時の放射性核種の揮発を抑制する効果があることが報告されている[1,2]。そこで本研究では、焼成温度、A 型ゼオライトやアロフェンの添加の有無、およびその添加率等のパラメーターが、模擬廃棄物の圧縮成型、焼結固化体の特性に与える影響を評価し、これらの固化技術の有効性を評価した。

2. 実験

試験手順を図 1 に示す。図中の 5 種の模擬廃棄物に対して、添加剤を混合した粉体原料を φ15 mm の成型治具に充填し、油圧式ハンドプレスを用いて、1.5 ton/cm^2 で 15 秒間加圧し、φ15×5 mm の錠剤状成型体を得た。次いで、圧縮成型体を蓋付きのルツボに入れ、マッフル炉に静置した。所定温度まで 20 ºC/min で昇温し、同温度で 1 時間保持した。焼成後、室温まで自然冷却し、焼結固化体を得た。得られた固化体に関して、圧縮強度を測定した。各処理工程における体積変化から減容率を算出した。また、蛍光 X 線分析により焼結前後の模擬核種の含有率を比較し、揮発率を評価した。これらの評価結果を元に、焼成温度、A 型ゼオライトやアロフェンの添加の有無、およびその添加率に関する最適条件を決定した。さらに、最適条件で調製したサンプルに対して、平衡含水率、浸出特性を測定した（浸出特性は次発表にて報告）。

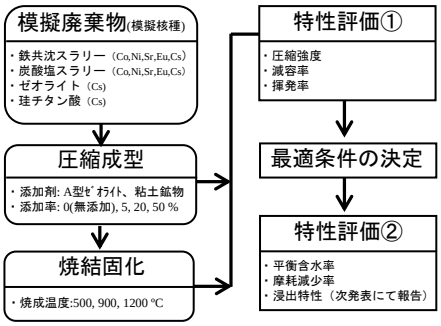


図 1　試験手順

3. 結果および考察

アロフェンを添加した場合、添加量の増加に伴い圧縮強度が増加した。一方、A 型ゼオライトを添加した場合、アロフェンとは逆に添加量の増加に伴い圧縮強度が低下する傾向が確認された。また、焼成温度の上昇に伴い、圧縮強度が増加することも確認された。減容率および揮発率は、高温で処理した方が高い傾向を示した。また、Cs に関しては A 型ゼオライトおよびアロフェンを添加することで揮発率が低く抑制されることが確認された。

次に、最適条件で各種模擬廃棄物を圧縮・焼結した固化体に対する各評価結果を表 1 に示す。

ゼオライト、珪チタン酸は、圧縮強度、揮発率、減容率、平衡含水率、摩耗減少率に関して望ましい結果が得られており、安定固化法の候補として本手法は有効であると期待できる。一方、鉄共沈スラリーは摩耗減少率が高く、炭酸塩スラリーは潮解性を持ち、平衡含水率、摩耗減少率がともに高いことが確認された。

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)」で得られたものである。

表 1　最適条件で調製した各種模擬廃棄物固化体の特性評価結果

廃棄物	鉄共沈スラリー		炭酸塩スラリー		ゼオライト		珪チタン酸	
添加物	アロフェン		アロフェン		なし		アロフェン	
添加率 [%]	20		20		0		20	
焼成温度 [ºC]	圧縮成型体	900	圧縮成型体	1200	圧縮成型体	900	圧縮成型体	900
圧縮強度 [kgf]	11.6	9.4	25.8	10.2	3.6	53.3	25.9	36.1
減容率 [%]	45.6	58.3	48.9	57.1	53.3	73.8	44.5	67.4
揮発率 [%]	Co: 0, Ni: 0, Sr: 0, Eu： 0, Cs： 0		Co: 15, Ni: 19, Sr: 19, Eu: 18, Cs： 0		Cs: 0		Cs: 0	
平衡含水率 [%]	---	0.1	---	6.7	---	0.0	---	0.2
摩耗減少量 [%]	---	10.8	---	25.1	---	0.3	---	0.6

参考文献

[1] Yuki Ikarashi et al., Selective Adsorption Properties and Stable Solidification of Cs by Insoluble Ferrocyanide Loaded Zeolites, Journal of Energy and Power Engineering, Vol.8, 461-469(2014).
[2] Hitoshi Mimura et al., Stable Solidification of Porous Silica Gels loaded with Insoluble Nickel Ferrocyanides Adsorbing Cesium by Allophane, Proc. of EMR2015, Madrid, (2015).

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2],*Fumio Kurosaki[3], Hiroshi Ueda[3], Takashi Yoneyama[3], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Kouichi Mori[4] and Hideyuki Komori[4]
[1] IRID, [2] JAEA, [3] UNION SHOWA K. K., [4] Kurita Water Industries Ltd.

汚染水処理二次廃棄物の圧縮成型および焼結固化試験
（3）焼結固化体の浸出性評価

Study of pelletizing and sintering technologies of secondary wastes produced from contaminated water treatment

(3) Leach test of sintered pellets

佐藤 淳也[1,2]，中澤 修[1,2]，目黒 義弘[1,2]，森 浩一[3]，*小森 英之[3]，
北見 勝信[3]，上田 浩嗣[4]，黒崎 文雄[4]，松倉 実[4]，三村 均[4]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]栗田工業，[4]ユニオン昭和

東京電力 HD㈱福島第一原子力発電所における汚染水処理二次廃棄物の模擬廃棄物の焼結固化体に関する浸出性評価を行った。模擬スラッジや模擬廃吸着材の焼結固化体に関して、一定時間毎に浸出液（脱イオン水）を交換する ANS 標準浸出試験を行い、浸出性を評価した。

キーワード：放射性廃棄物，焼結固化，規格化浸出率

1. 緒言　本研究は、東京電力 HD(株)福島第一原子力発電所で実施されている汚染水処理システムから発生している多種多様な廃棄物の廃棄体化方法の選定に向け、焼結による廃棄物の固化の適用性評価に必要なデータの取得を目的とする。種々の模擬廃棄物の焼結固化物を作製し、模擬廃棄物の焼結固化体（以下、固化体）のうち外観、圧縮強度、焼成温度、添加助剤量を考慮して選定した固化体の浸出特性を評価したので報告する。

2. 実験　浸出試験は ANS 標準浸出試験法マニュアル[1]に基づき実施した。浸出容器に固化体を配置し、浸出液体積(cm^3)／固化体表面積(cm^2)=10 cm となるように浸出液を加えた。固化体に供した模擬廃棄物は鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸の 4 種類とした。浸出液には脱イオン水を用い、浸出液を一定時間毎に全量交換し、浸出液中の対象元素を測定した。浸出容器は恒温槽中で温度 25℃に保持した。浸出液は最初に浸出液を加えた後より 5、13、24、48、72、96、120 時間後にそれぞれ交換し、ICP-MS による測定を行った。

3. 結果・考察　試験した固化体の浸出特性を一般化するため、廃棄物固化体の浸出性評価に広く用いられている規格化浸出率(R)を算出した[2]。規格化浸出率は（1）式により算出した。

$$R = \frac{\alpha_T \times W_S}{A_0 \times S_s \times T} \quad (1)$$

α_T：元素浸出量の総和 (μg)　A_0：固化体の元素含有量 (μg)

W_S：固化体の重量 (g)　S_S：固化体の表面積 (cm^2)

T ：浸出期間 (day)

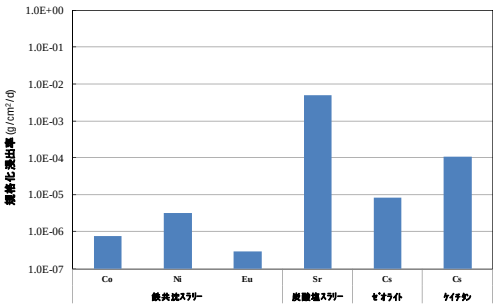


図１　各固化体の規格化浸出率

各固化体における規格化浸出率を図 1 に示す。炭酸塩スラリーの Sr は 10^{-3} 桁と高い浸出性を示したが、鉄共沈スラリーの Co、Eu は 10^{-7} 桁と極めて低い浸出性を示した。また、ゼオライト、ケイチタン酸の Cs、鉄共沈スラリーの Ni は 10^{-6}～10^{-4} 桁とガラス固化体からの Cs 浸出と同等レベルの浸出性を示した。

※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）」で得られたものである。

参考文献 [1] 放射性廃棄物固化体の標準浸出試験方法, 動力炉・核燃料開発事業団(1984)
[2]天本一平他，リン酸系ガラスによる放射性廃棄物固化技術, NEW GLASS, Vo1.22, No.2, 21-26(2007)

Junya Sato[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2], Koichi Mori[3], *Hideyuki Komori[3], Katsunobu Kitami[3], Hiroshi Ueda[4]
Fumio Kurosaki[4], Minoru Matsukura[4], and Hitoshi Mimura[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]Kurita Water Industries LTD., [4]Union Showa K.K.

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

[3F14-17] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[3F14] A study on the recovery of selenium from molten chloride salts

*Yoshiharu Sakamura[1], Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] (1.CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM

[3F15] Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger

*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[3F16] Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Tatsuro Matsumura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[3F17] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents(2)

*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Department of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University, 2.J-TECH LTD)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

溶融塩化物中からのセレン回収に関する基礎研究

A study on the recovery of selenium from molten chloride salts

*坂村 義治，村上 毅，魚住 浩一
電中研

溶融 LiCl-KCl 共晶塩中におけるセレンの酸化還元挙動を電気化学的に調べた。そして、様々な電極材料に関して、Se^{2-}イオンを陽極で酸化して析出させる回収法の検討を行った。

キーワード：セレン，溶融塩化物，陽極析出

1. 緒言

研究開発プログラム「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」の下で、ガラス固化体からの長半減期核分裂生成物（^{135}Cs, ^{79}Se, ^{107}Pd, ^{93}Zr）の分離技術が研究されている。ガラス含有成分を取り出すために、ガラス固化体を溶融塩化物中で還元すると[1]、セレンは Se^{2-}イオンの形態で塩中に溶解する。そこで本研究では、セレン回収法を検討するために、代表的な溶融塩である共晶組成の LiCl-KCl 中で、セレンの酸化還元挙動を様々な電極材料を用いて調べた。また、ガラス固化体の還元に伴って、O^{2-}イオンも塩中に溶解するため、その影響についても調査した。

2. 実験方法

Al_2O_3 るつぼに LiCl-KCl 共晶塩（Li/K=59/41 モル比）を装荷し、高純度アルゴンガス雰囲気下で 450℃に加熱して塩を溶融した。次に、金属 Se を陰極として電解を行い、“$Se + 2e^- \rightarrow Se^{2-}$”の反応により、Se を塩中に溶解した。そして、グラッシーカーボン(GC)、Au、Pt、W、Ni、Cu を電極として電気化学測定（サイクリックボルタモグラム (CV) の測定）を行い、さらに定電位電解による Se 回収を試みた。

3. 結果および考察

図 1 は、金属 Se を陰極溶解した塩中で測定した GC と Cu 電極の CV である。カーボンは Se と化合物を形成せず、-0.10 V に金属 Se の析出ピーク、電位を折り返した後の-0.26 V に金属 Se の溶解ピークが見られた。それらよりも卑な電位には緩やかなピークが存在し、Se と同族元素である硫黄の挙動[2]から類推すると、Se_2^{2-}イオンの生成を示唆する電流と考えられた。Cu 電極の場合には、安定なセレン化物 Cu_2Se の生成・分解に対応するピーク対が見られた。そして、定電位電解により、カーボン及び Cu 陽極で金属 Se 及び Cu_2Se をそれぞれ回収できることを確認した。また、各電極材料の CV からは、セレン化物は、GC, Au < W, Pt < Ni, Pb, Cu の順に形成しやすいことが分かった。

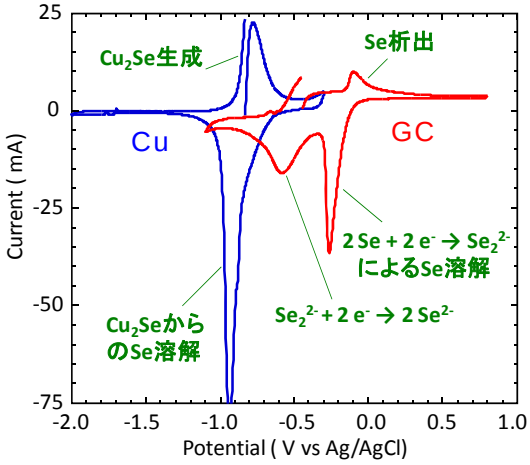


図1　Seを溶解したLiCl-KCl塩中でのCuとGC電極のサイクリックボルタモグラム (0.28 wt%-Se, 0.1 V/s, 450℃)

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] T. Nohira, K. Yasuda and Y. Ito, *Nature Mater.*, 2 (6), 397-401 (2003)
[2] D. Warin, Z. Tomczuk and D.R. Vissers, *J. Electrochem. Soc.*, 130 (1), 64-70 (1983).

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

SiO_2 担持型両性イオン交換体による炉心冷却水に含まれる微量核種の吸着分離技術の基礎研究

Basic study of the development of adsorptive separation technique for nuclear species from reactor core cooling water using the silica-supported amphoteric ion exchanger

*駒田　諒[1], 矢部　勇樹[1], 新井　剛[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、多核種除去設備の処理水に含まれる ^{113m}Cd の放射能分析の改善を目的に、自製の無機-有機複合型両性イオン交換体(SAIX)を用いたクロマトグラフィ法による分析妨害元素の除去技術について検討している。本研究により SAIX の処理水に含まれる核種の基礎的な吸着･溶離挙動が明らかとなり、クロマトグラフィ法により模擬処理水から Cd(II)を単離できることが示された。

キーワード：両性イオン交換体, クロマトグラフィ法, 多核種除去設備, ^{113m}Cd, 分析妨害元素

1. 緒言　多核種除去設備(ALPS)で処理した水(処理水)は、放射能測定により評価している。しかし ^{113m}Cd は γ 線放出率が極めて低いため、微量の ^{113m}Cd を正確に検出するためには、短時間で処理水から Cd を分離･濃縮する必要がある[1]。そこで筆者らは、処理水に含まれる核種及び多様なイオン種に対応可能な無機-有機複合型両性イオン交換体(SAIX)を自製し、これを用いたイオン交換法による ^{113m}Cd の分離･濃縮法を提案した。本会では、SAIX の Cd(II)とその他核種の基礎的な吸着･溶離挙動を明らかとすると共に、SAIX を用いたクロマトグラフィ法により模擬処理水からの Cd(II)の分離挙動について詳密に検討したので報告する。

2. 実験方法　SAIX は、平均粒径 50 μm、平均細孔径 50 nm の多孔性 SiO_2 粒子にクロロメチルスチレンとジビニルベンゼンの共重合体(架橋度 15 %)を被覆し、クロロスルホン酸、トリメチルアミンを用いてイオン交換基をそれぞれ導入することで得た。SAIX の吸着･溶離特性は、バッチ式吸着試験及びカラム分離試験で評価した。バッチ式吸着試験では、SAIX と 10 mmol･dm^{-3}(以下、mol･dm^{-3} を M と略記)の各金属イオンを含む塩酸水溶液を共栓付き試験管に体積比 1:20 で注入し､25 ℃に設定した恒温振とう槽で所定時間振とうした。その後、試験前後の水相中の金属イオン濃度から吸着分配係数を算出し、吸着性能の評価指標とした。カラム分離試験には、ϕ10×h300 mm のガラスカラムに SAIX を充填高 250 mm となるように圧密充填し充填層を形成した。模擬処理水には Cd(II), Co(II)及び Zn(II)を各々1 mM 含む 10^{-2} M の塩酸水溶液を調製した。カラム試験は、カラム上端から線速度 1.27 cm･min^{-1} で模擬処理水(10 cm^3)、洗浄液(10^{-2} M HCl : 60 cm^3)、溶離液 1(0.05 M HCl : 100 cm^3)、溶離液 2(0.1 M HCl : 200 cm^3)、溶離液 3(1 M HCl : 40 cm^3)の順で通液し、カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎に分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度からクロマトグラムを作成し分離挙動を検討した。

3. 結果及び考察　Fig.1 に SAIX の各金属イオンの吸着分配係数の塩酸濃度依存性を示す。Fig.1 より何れの金属イオンも 10^{-5}~3 M の塩酸濃度域において、塩酸濃度の低下に伴い吸着分配係数の増大が確認された。これは、塩酸濃度の低下に伴い H^+が減少し、陽イオン交換サイトにおいて金属イオンの交換反応が進行したことに因ると考えられる。一方、3 M 以上の塩酸濃度域においては、何れの金属イオンに対しても 30 cm^3･g^{-1} 以下の低い吸着分配係数を示した。このことから SAIX の陰イオン交換サイトは陽イオン交換サイトよりも少ないことが示唆された。Fig.2 に SAIX カラムを用いた模擬処理水のクロマトグラムを示す。Fig.2 より、0.1 M HCl の通液により Cd(II)の溶離が確認され、その後 1 M HCl の通液により Co(II), Zn(II)の溶離ピークが確認された。本試験結果から溶離液 2 のフラクションにおいて Co(II), Zn(II)では非常に高い除染係数が確認された。また、各金属イオンの回収率は Cd(II) : 94.1 %、Co(II) : 105 %、Zn(II) : 102 %であった。これらの試験結果から SAIX を用いたクロマトグラフィ法により Cd(II)が単離可能であることが示された。

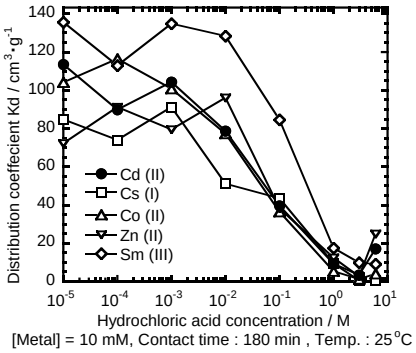


Fig. 1 Hydrochloric acid concentration as a function of the distribution coefficient on SAIX

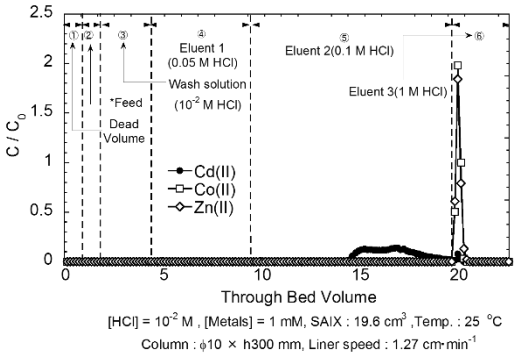


Fig. 2 Separation chromatogram of Cd(II), Co(II) and Zn(II) using SAIX packed column

参考文献
[1] 安田麻里ら：分析化学 Vol. 63 No. 4, (2014), pp345-350

*Ryo Komada[1], Yuki Yabe[1], Tsuyoshi Arai[2], Fuminori Sato[3] and Junji Kojima[3]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

DGA および NTA 抽出試薬の Am/Eu 分離メカニズムに対する計算化学研究

Computational study on the separation mechanism of Am from Eu by DGA and NTA extraction reagents

*金子 政志 [1], 渡邉 雅之 [1], 松村 達郎 [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ジグリコールアミド(DGA)、ニトリロトリアセトアミド(NTA)試薬による Am/Eu 抽出分離メカニズムについて、計算化学的手法である密度汎関数法を用いてアプローチを行った。

キーワード：分離変換、MA 分離、DGA、NTA アミド、f ブロック錯体化学、密度汎関数法、化学結合

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の主要分離プロセスの開発の一環として、マイナーアクチノイド(MA)とランタノイド(Ln)の一括分離および相互分離試薬の開発を行ってきた。本研究では、計算化学的手法である密度汎関数法を用いて、MA, Ln 一括分離能を有するジグリコールアミド(DGA)[1]、MA/Ln 相互分離能を有するニトリロトリアセトアミド(NTA)[2]の Am および Eu 錯体を解析し、Am/Eu 分離メカニズムの解明に迫る。

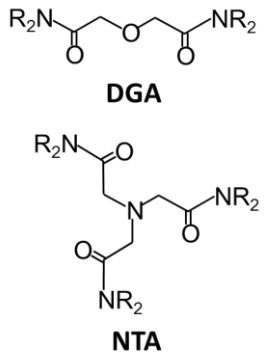


図 DGA, NTA 抽出試薬

2. 計算

全ての密度汎関数計算には、プログラム ORCA ver. 3.0 を用いた。零次正規近似により相対論効果を考慮し、全電子基底関数を全ての元素に割り当てた。構造最適化計算に BP86 汎関数、一点計算に B2PLYP 汎関数を用いた。全ての Eu(III), Am(III)化合物のスピン多重度は spin septet とし、非制限法で計算した。DGA、NTA 錯体の構造は既報の単結晶データを参照し、アミドのアルキル鎖は全てメチル基で置換して計算した。

3. 結果と考察

$[M(H_2O)_9]^{3+} + 3\ DGA \rightarrow [M(DGA)_3]^{3+} + 9H_2O$ (1)

$[M(H_2O)_9]^{3+} + NTA \rightarrow [M(NTA)(H_2O)_5]^{3+} + 4H_2O$ (2)

水溶液中での錯形成反応を上式(1), (2)のようにモデル化し、M = Eu, Am について Gibbs エネルギー差(ΔG_M)を求めた。ΔG_M を Eu と Am で比較すると(右表)、DGA は Eu と選択的に配位し、NTA は Eu よりわずかに Am を好む結果となり、実験の分離挙動を再現した。さらに、密度解析によって Am と配位子の結合状態が DGA と NTA でわずかに異なることが示唆された。

表 ΔG_M の比較

	ΔG_M / kJ mol^{-1}	
	M=Eu	M=Am
DGA	–402.9	–391.1
NTA	–214.2	–215.9

4. 結論

DGA, NTA による Am/Eu 分離挙動を密度汎関数法によって再現した。また、DGA, NTA 配位子の Eu に対する Am 選択性が、結合状態の違いに依存することを提示した。

参考文献

[1] (a) Y. Sasaki, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **1993**, *11*, 729. (b) Y. Sasaki, et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **2007**, *44*, 405.

[2] (a) Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett.*, **2013**, *42*, 91. (b) Y. Sasaki, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **2014**, *32*, 179.

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1] and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

HDEHP 含浸吸着材を用いたストロンチウムとイットリウムの分離に関する研究（2）

Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using HDEHP-Impregnated Adsorbents (2)

*田村　知也[1,2]、伊藤　辰也[1]、金　聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]株式会社ジェイテック

HLLW より分離回収した ^{90}Sr からの ^{90}Y ミルキング法確立ならびにこれによって得られる ^{90}Y のより容易で安全な取扱いを目的として、酸溶液中における分離について検討を行った。

キーワード：含浸吸着材、吸着、ストロンチウム、イットリウム

1. 緒言

再処理は燃料資源の有効利用を促進する一方で、極めて高い放射能を有する高レベル放射性廃液(HLLW)を排出する。これをガラス中に固定化し、高レベル放射性廃棄物として地下 300 m よりも深い安定な地層へ最終処分する方法が最も有望という国際認識の下、我が国においてもその計画が進められている。この HLLW において、その発熱量の 70%以上は ^{137}Cs、^{90}Sr 及びその娘核種によるものである。このため、Cs や Sr といった発熱性核種を分離・回収することは、最終処分時のガラス固化体の本数低減や、発熱性核種分離後の元素の回収における熱的負担の軽減という面で有効である。さらに、分離・回収したこれらの発熱性核種を線源や熱源等として有効利用することができる。本研究では、HLLW 中の発熱性核種である ^{90}Sr を含浸吸着材によってクロマト分離し、分離された ^{90}Sr から生じる娘核種 ^{90}Y に着目し、ミルキングを行うための ^{90}Sr-^{90}Y の分離プロセスの開発について検討を行った。

2. 実験

含浸吸着材(HDEHP/SiO_2-P)を調製した。酸濃度依存性と接触時間依存性のバッチ吸着試験に関しては、各金属濃度（Sr(II)、Y(III)）を 10 mM、固液比を 20 mL･g^{-1} として試験を行った。カラム分離試験ではバッチ試験と同様の成分系を用いて試験を行った。金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結論

含浸吸着材(HDEHP/SiO_2-P)を用いて、0.001 M～5 M に調製した酸溶液中からの Sr(II), Y(III)のバッチ試験を行い、酸濃度依存性を調査した。吸着率の酸濃度に対する依存性を Fig. 1 に示す。Y(III)の吸着は、本試験の酸濃度範囲においては、酸濃度の増加に伴った吸着率の低下が見られた。また、酸濃度 2 M 以上ではほとんどの Y(III)が吸着せず、3 M で吸着した Y(III)の溶離ができると考えられる。以上の結果に加えて温度依存性、接触時間依存性、金属イオン濃度をパラメータとした吸着特性、カラム分離試験等について報告する。

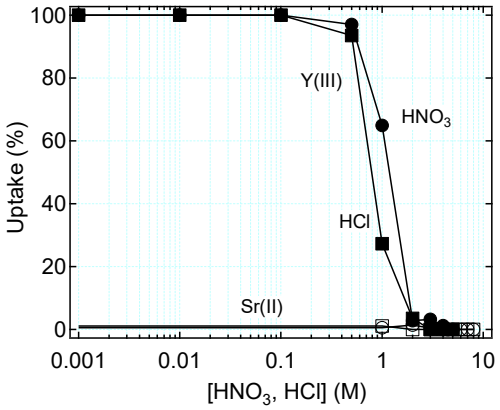


図 1.バッチ吸着試験における吸着率の酸濃度依存性

*Tomonari Tamura[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1] Tohoku Univ., [2] J-TECH LIMITED

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

[3G01-04] Safety Evaluation on LWR 3

Chair: Yoshihiro Kojima (TOSHIBA CORPORATION)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G01] Development of Tool for Containment Vent Timing using MAAP Database

*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryousuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2], Hiroshi Kawai[2]
（1.TEPCO HOLDINGS, 2.TepcoSystems）

9:30 AM - 9:45 AM

[3G02] Development of Tool for Containment Vent Timing Prediction using MAAP Database

*Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2], Hiroshi Kawai[1]
（1.TEPCO SYSTEMS, 2.TEPCO Holdings）

9:45 AM - 10:00 AM

[3G03] Development and use of core damage pre-determination tool in case of low-pressure water injection during accident

*ryosuke katayose[1], Hidetaka Imai[1], Yasuo Ishizaki[1] （1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.）

10:00 AM - 10:15 AM

[3G04] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

*Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Koichi Mizuno[1], Yukio Furutani[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kazutoshi Eto[5], Hirohide Oikawa[2] （1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発
（1）ツールのコンセプト

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database

(1) Conceptual design of tool

*今井　英隆[1]，滝口　剛司[1]，片寄　良亮[1]，藤原　大資[2]，河合　宏[2]

[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

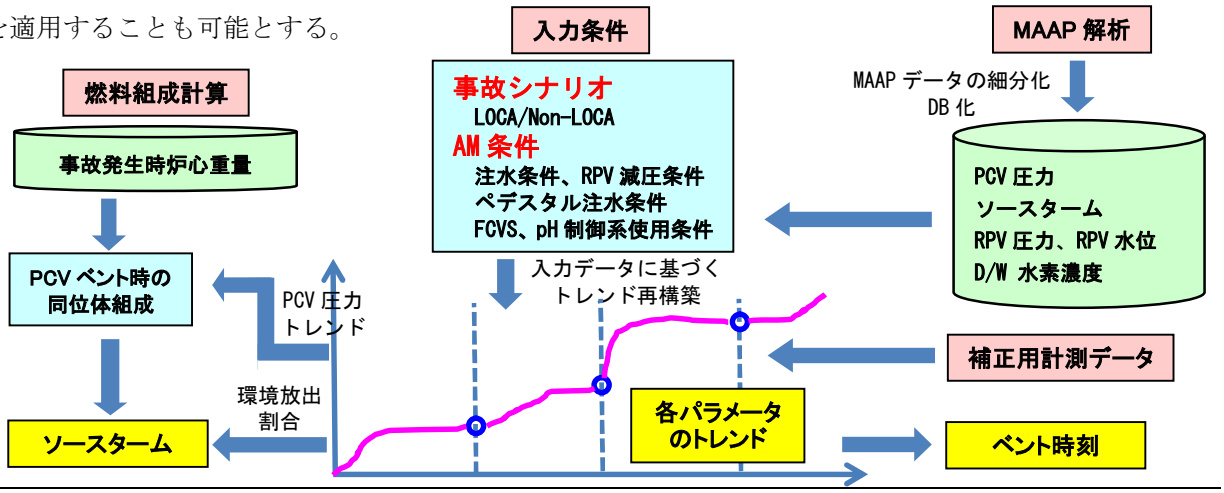
防災訓練、及び現実の事故対応において、緊急時対策室における格納容器ベント時刻推定を支援するツールを開発した。

キーワード：過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、複数号機同時発生事故、MAAP コード

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故及びその訓練の場においては、放射性物質を環境中に放出する可能性のある格納容器ベントの時刻推定が重要となる。事故進展を予測するには、MAAP コード等を用いた精緻な解析を行うことが望ましいが、福島第一原子力発電所の事故の経験を鑑みると、事故発生時の混乱した状況下でのこうしたコードの入力作成時間や、計算実行のための時間を確保するのは困難と言える。このような場面では、精緻な予測ツールよりも、より入力操作の負担を軽減し、計算時間を大幅に短縮した簡易的なツールの方が実用的と言える。この背景の下、現場での操作性、及びレスポンスの速さを重視した、複数号機での事故発生を考慮できるベント実施時刻推定ツールを開発した。本ツールは、典型的な事故進展における主要パラメータを事前に複数解析しデータベース化しておくことで、最小限の入力情報を元にベント操作に至る時刻等を提供することを目的とするものである。

2. 想定するツールの利用方法　本ツールは、多重性を有する原子炉注水機能の大部分に劣化または機能喪失が確認された状況において利用することを想定している。また、喪失した機能の復旧に期待できる場合とできない場合があるが、それぞれのケースでのベントに至る時刻を評価するなどに用いる。実際に注水を継続できた場合は、適宜最新の状況を入力し、ベント実施時刻の評価を更新する。

3. データベースを用いた各種パラメータトレンド予測　下図にツールの評価フローを示す。事前に MAAP コードで評価したトレンドを、事象フェーズ、パラメータ、及びシナリオ別にデータベース化し、入力情報に基づきこれらを再構築する。なお、予測値がその時点までの計測値と必ずしも一致しない可能性が考えられ、この場合は PCV 圧力補正機能を用いて現時点の PCV 圧力が計測値と一致するように調整する機能を適用することも可能とする。



*Hidetaka Imai[1], Takashi Takiguchi[1], Ryosuke Katayose[1], Daisuke Fujiwara[2] and Hiroshi Kawai[2]

[1]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc. , [2]TEPCO Systems Corporation

MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発
（2）ツールの検証

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database

(2) Verification & Validation of tool

*藤原　大資[1]，今井　英隆[2]，滝口　剛司[2]，片寄　良亮[2]，河合　宏[1]

[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

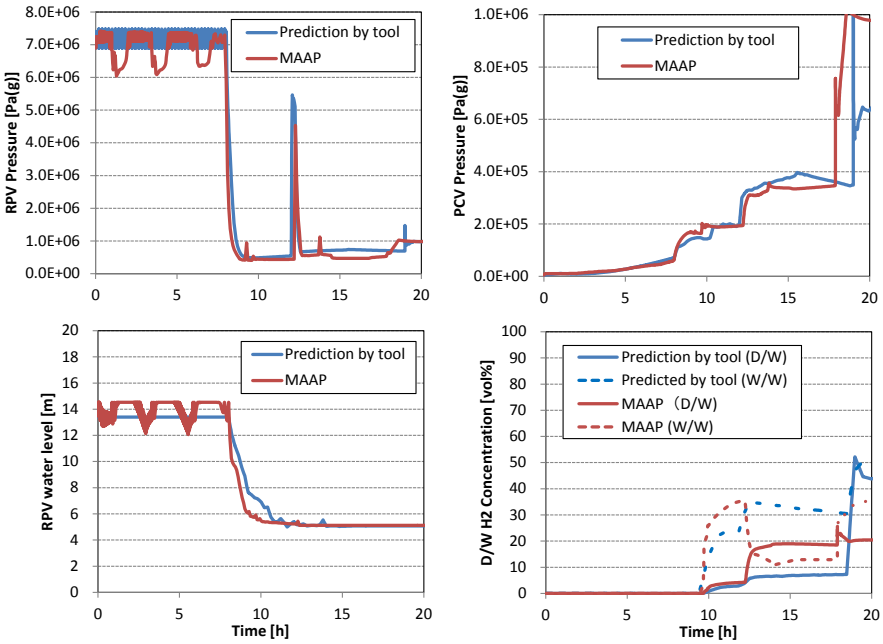
防災訓練、及び現実の事故対応において、緊急時対策室における格納容器ベント時刻推定を支援するツールの検証及び妥当性確認（V&V）を行った。

キーワード：過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、複数号機同時発生事故、MAAP コード

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故及びその訓練の場において、格納容器ベントの時刻推定を支援するツールを開発した。本ツールは、典型的な事故進展における主要パラメータを事前にデータベース化することで、最小限の入力情報を元に瞬時にベント操作に必要な情報を提供することを目的とするものである。このデータベースは、事故シナリオ、事故進展フェーズ、及び評価対象パラメータ毎に MAAP コードによる事前評価を行い、得られたトレンドデータを事故進展フェーズ毎に分解して作成する。なお、このような簡易評価手法を適用する場合、妥当性確認作業を通じてその適用範囲と評価精度を十分に把握して使用することが肝要となる。本ツールの適用範囲及び評価精度は、使用するデータベース構成に大きく依存するため、妥当性確認の結果はその構成のブラッシュアップに活用する。

2. ツールの V&V　検証及び妥当性確認は、様々なシナリオにおける MAAP 直接計算と比較することで実施する。同位体組成の崩壊、線量当量の換算、及び除染因子（DF 値）等の計算については手計算との比較により検証を行い、またユーザによる不適切な入力に対するエラー処理等についてもその網羅性を確認する。なお、本ツールを使用してベント時刻を推定する際は、一度不作動となった注水系の復旧は想定しないことから、妥当性確認の対象シナリオもその使用条件の範囲内に留める。

3. 検証結果　妥当性確認の一例として、長期 TB（RCIC8 時間作動）シナリオにおける主要パラメータ予測結果を MAAP 直接計算と比較する。右図の通り、原子炉圧力、原子炉水位、及び格納容器圧力については、両者で概ね同等の傾向が見られる。一方、格納容器水素濃度については、傾向の違いが見られ、D/W-W/W 間の水素移行がツールで適切に扱われていないことが分かる。これについては、今後より詳細なデータベース構成を検討することで精度向上を試みる予定である。



* Daisuke Fujiwara[1], Hidetaka Imai[2], Takashi Takiguchi[2], Ryosuke Katayose[2] and Hiroshi Kawai[1]

[1] TEPCO Systems Corporation, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

低圧注水系を用いた原子炉注水時の炉心健全性事前判定ツールの開発と活用

Development and use of core damage pre-determination tool
in case of low-pressure water injection during accident

*片寄　良亮[1]，今井　英隆[1]，石崎　泰央[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故という）等の教訓から、柏崎刈羽原子力発電所では、恒設の設計基準事故対処設備が使用できなくなった場合に備え、可搬設備等を用いた原子炉への注水設備を準備してきている。これらの設備の注水特性を把握し事前に様々なケースで解析しておくことで、事故の状況に応じて、複数ある注水手段の中からより適切なものを選択することが可能となる。

キーワード：炉心損傷防止、可搬式注水設備、MAAP コード

1. 緒言　柏崎刈羽原子力発電所では、恒設の設計基準事故対処設備が使用できなくなった場合でも、原子炉への注水を継続するために、設備の強化や追設を行ってきている。1F 事故では、交流電源が喪失したことで事故が深刻化したが、蒸気駆動である RCIC が設計で想定していた時間よりも長く運転できたこと、可搬設備である消防車によって消火系（FP）配管からの注水ができたこと等が教訓として挙げられる。これらの教訓から、まず、全交流電源喪失（SBO）にならないように交流の電源設備の水密化に加え、SBO の場合においても注水を継続させるために、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の水密化等による恒設蒸気駆動注水設備の強化、高圧代替注水設備（HPAC）等の設備の追設をし、恒設の設計基準事故対処設備の信頼性を高める取り組みを進めてきている。それでもなお恒設の設備が使用できなくなることを想定し、消防車による原子炉注水やガスタービン発電機（GTG）や電源車の電源を使用して復水移送ポンプによる原子炉注水など、多様な低圧注水手段も複数確保してきている。

2. 解析概要　あらゆる注水機能喪失モードに対応できるよう、駆動源の多様化、建屋内外の配管の多重化がなされており、注水ルートは複数選択できるようになっている。特に、消防車の接続に対しては、ホースの引き回しによりフレキシブルに対応できる分だけ、注水ルートとしては多様なものとなる。それぞれの注水ルートに対し注水特性を事前に把握しておき、これらの注水特性及びプラント側の状態（原子炉水位、スクラム後の時間、減圧に使用する弁数等）を入力条件とし、原子炉減圧して代替注水を行った際の炉心の露出状況等の解析を行う。解析には MAAP コードを用いる。

3. 解析結果　事故時に選択しうる注水ルート及びプラント側の状態ごとに解析を実施し、それぞれの条件で減圧した際の炉心露出状況や炉心温度上昇等を把握することができた。これらの結果を踏まえ、事故時の低圧注水戦略の高度化を行う計画である。

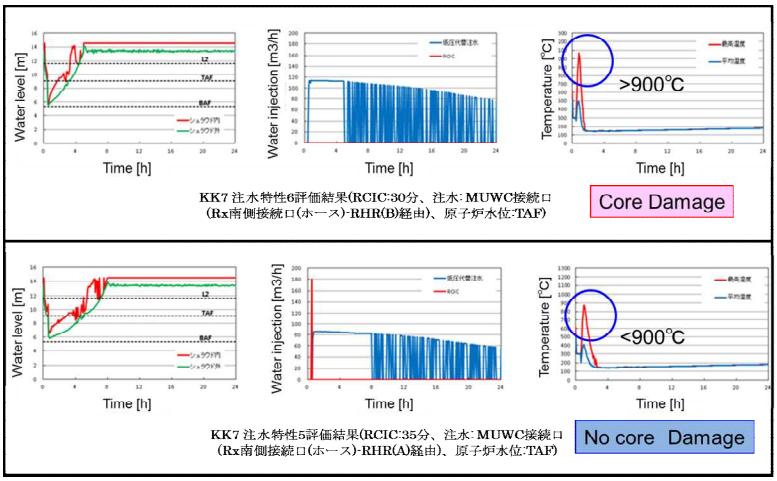


図 1　炉心損傷感度解析結果の一例

*Ryosuke Katayose[1], Hidetaka Imai[1] and Yasuo Ishizaki [1]
[1]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

日本版事業者自主安全評価書（JSAR）ガイドラインの開発について（その４）

Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

*島田裕一[1]　倉田聡[1]　熊坂勝行[1]　田畑雅之[1]　水野浩一[1]　古谷幸雄[1]
安田賢一[2]　加納充浩[3]　及川弘秀[4]　倉本孝弘[5]　江藤和敏[6]
原子力安全推進協会[1]　日立 GE[2]　MHI[3]　東芝[4]　NEL[5]　九州電力[6]

プラントの安全性を包括的に示す事業者自主安全評価書（JSAR）を作成するためのガイドラインを開発し、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的に許認可関連文書の合理化に寄与する。

キーワード：核分裂炉、安全、SAR、PSR　運転、設計

１．緒言

海外のプラントでは、安全評価書（Safety Analysis Report）を作成し施設の安全性を総合的に評価、維持する仕組みを構築し運用している。事業者がプラントの安全性を定期的かつ包括的に評価し、これを事業者自主安全評価書（JSAR）として作成し維持していくことにより、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上、及び将来的な許認可関連文書の合理化に寄与できる可能性がある。2013 年よりその作成のためのガイドラインの開発を進めている。

２．検討内容

２－１．JSAR の構成と開発の方向性

JSAR の構成については、「原子力プラントの安全性（設計、建設、運転・保守等の業務など全体を網羅し、品質保証や安全文化等も含む）の状況（設備、仕組・手順等のハードとソフト）の全体像を示す部分（米国の FSAR の部分）」と、「それに対する運開後の定期的な安全評価の部分（いわゆる定期安全レポート（PSR）の部分）」の 2 段構えとすることとしている。また、国際基準との調和の観点から前者は米国の一括許認可申請のガイドラインである RG1.206 をベンチマークとして検討を開始することとし、その後日本の許認可関連文書の構成に合わせることとした。後者については IAEA の PSR のガイドラインをベースとした日本原子力学会の基準を用いることとし、具体例で補完するものとした。

２－２．2015 年度末までの作業

2014 年度までは、国内外の SAR に係る規格基準及びその記載内容（特に RG1.206 記載内容）等の調査・分析、JSAR の構成案・記載内容案の検討、JSAR ガイドライン素案（RG1.206 と日本の許認可関連文書の比較を基に日米の規制基準を参照しつつ関連付けを行い、検討の土台となる文案（素案）の作成を行った。

2015 年度末までは、2014 年度作成した素案を基に、RG1.206 の目次立てに沿ったガイドライン文案（原案１）を作成すると共に、検証及び改善を目的として、日本の設置許可の資料及び米国の APWR の DCD（Design Control Document）等の情報を基に、九州電力殿のご協力を得て、JSAR パイロットユース版（PWR）の作成を行った。また、その過程で得られた知見を反映しつつ、設置許可と原案 1 の対比を行いながら、日本の設置許可の構成に沿った案（原案２）の作成を行い、それをＪＳＡＲガイドライン第 0 版とした。またその際に、ＪＳＡＲガイドラインの要求に設置許可申請書の情報では直接的に整合しない項目を懸案事項として纏めた。

PSR 関連の箇所については、日本原子力学会の指針を用いることとし、特に作成しないが、検討の視点である 14 の安全因子に関して、過去の日本のプラントの PSR レポート、外国の PSR での検討項目等を参考にレファレンスとなる資料を作成した。

３．今後の予定と進捗状況

以下の項目について、2017 年度末までに対応する予定で、作業を進めている：

① ガイドライン第 0 版の文章の精緻化。
② 懸案事項対応：設置許可申請書の情報では記載できない項目について、工認等の資料を調査し文章を検討。また、工認記載事項で落ちているものがあれば追加する。BWR 固有の設備や記載に関する課題の整理。
③ JSAR 作成の効率化に資するため、解説を作成。
④ BWR パイロットユースの作成（全ての章について実施するかは今後検討）とその知見の反映。

Yuichi Shimada[1]　Satoshi Kurata[1]　Katsuyuki Kumasaka[1]　Masayuki Tabata[1]　Koichi Mizuno[1]　Yukio Furutani[1]
Kenichi Yasuda[2]　Mitsuhiro Kano[3]　Hirohide Oikawa[4]　Takahiro Kuramoto[5]　Kazutoshi Eto[6]
JANSI[1]　Hitachi-GE[2]　MHI[3]　Toshiba[4]　NEL[5]　Kyushu EPCO[6]

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

[3G05-09] Earthquake Resistant Technology 1

Chair: Takenori Hida (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 9, 2016 10:35 AM - 12:00 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G05] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

*Katsumi Ebisawa[1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kazuhiko Kikuchi[3] （1.CRIEPI, 2.MHI, 3.YONDEN）

10:35 AM - 10:50 AM

[3G06] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

*Hiroyuki Yamada[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5], Tsuyoshi takada[6] （1.CRIEPI, 2.TAISEI, 3.MHI, 4.YONDEN, 5.RTRI, 6.The Univ. of Tokyo）

10:50 AM - 11:05 AM

[3G07] Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3], Katsumi Ebisawa[3] （1.MHI, 2.YONDEN, 3.CRIEPI）

11:05 AM - 11:20 AM

[3G08] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

*Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], Iwao Ikarimoto[1], Shinichiro Matsubara[1] （1.Mitsubishi heavy industries, LTD.）

11:20 AM - 11:35 AM

[3G09] Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional Fuel Assembly Displacement in FBR Core

Akihisa Iwasaki[1], Masatsugu Monde[1], *Shinichiro MATSUBARA[1], Iwao Ikarimoto[1] （1.MHI）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
（1）概要

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(1) Overview

*蛯沢 勝三[1]，山田 博幸[1]，原口 龍将[2]，菊池 和彦[3]

[1]電中研，[2]三菱重工，[3]四国電力

著者等は、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、日米、IAEA 等の最新動向の分析・検討を行い、重要項目を同定した上で、それらの高度化を進めている。

キーワード：地震フラジリティ、不確実さ、断層モデル、入力地震動、建屋の動的非線形応答

1. はじめに

著者等は、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、評価手法に係る日米、IAEA 等の最新動向を分析・検討し、重要項目を同定した上で、それらの高度化を進めている。主な重要項目としては、次の 4 つが挙げられる。① 保守要因の現象論的･認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系の明確化、② 建屋･機器の応答評価用入力地震動の作成に係るサブ応答係数評価の高度化、③ 建屋動的非線形応答特性を考慮した建屋･機器のサブ応答係数の高度化、④ ①～③の定量的適用を考慮した成立性の確認。①については(1)、②、③については(2)、④については(3)で記述する。

2. 日米・IAEA 等における建屋・機器フラジリティ評価に係る最新動向の概要

著者等は、地震フラジリティ評価手法の高度化のため、国内学会、米国の NRC，EPRI 及び IAEA におけるフラジリティ評価に係る関連文献を分析・検討した。日本原子力学会は、地震 PRA 実施基準を 8 年ぶりに改訂した[1]。NRA は、2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故（以下、「1F 事故」という。）を踏まえ、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドを公表した[2]。NRC 及び EPRI は、1F 事故以降、フラジリティ評価を含めた PRA の最新報告書を公表している[3]。IAEA では、断層モデルに係る Safety Report が策定された[4]。このことから、断層モデルの建屋・機器フラジリティ評価への反映が一層重要になると考える。本研究における統合的体系の検討（図 1）では、米国等の最新評価手順を参照した。

3. 日本の建屋・機器フラジリティ評価手法の概要と評価手法の高度化の提案

3-1. 評価手法の概要　地震 PRA 実施基準では、3 つの建屋・機器フラジリティ評価手法が挙げられている（簡易法：Zion 法/原研法、詳細法：応答解析法）。また、これらの組み合わせも明記されている。

3-2. 重要項目①に対する評価手法の高度化　フラジリティ評価における(A)地震 PRA における FT 展開上の構造物・機器(SCs: Structures & Components)の数は約 300-400 個であり、１つ１つの設計仕様を考慮して評価することは、作業量が多くなる。(B)これを効率化する評価手順として、まず、対象 SCs の属性を考慮して分類する。次いで、分類 SC 毎の現実的な耐力及び応答に係るパラメータを設定する方法を検討した。(C)これらのパラメータを用いて、フラジリティ試評価を行い、手法の成立性を確認した。

3-3. 重要項目②～④に対する評価手法の高度化

著者等は、上記評価手法の簡易法及び詳細法の得失を考慮して両者を組み合わせると共に、応答評価に断層モデルを活用する評価手法の高度化等を提案した。この詳細は(2)で示す。①～③の定量的検討と成立性確認の詳細は、(3)で示す。

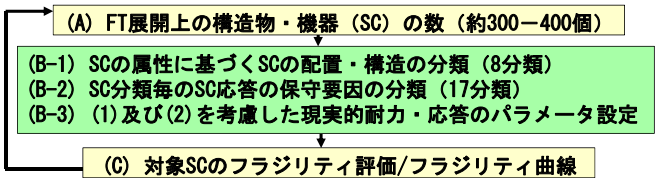


図1　総合的体系の検討

参考文献　[1] 日本原子力学会 (AESJ-SC-P006:2015,2015), [2]NRA(2014), [3]EPRI(TR-3002000709,2013), [4]IAEA(Safety Reports Series No.85, 2015), [5] ERPI (TR-1019200, 2009).

* Katsumi Ebisawa [1], Hiroyuki Yamada[1], Ryusuke Haraguchi[2] and Kazuhiko Kikuchi[3]

[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]YONDEN

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
（2）入力地震動サブ応答係数及び建屋サブ応答係数の高度化

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(2) Improvement of input seismic motion response factor and building response factor

*山田 博幸[1]，蛯沢 勝三[1]，宇賀田 健[2]，原口 龍将[3]，菊池 和彦[4]，田中 浩平[5]，高田 毅士[6]
[1]電中研，[2]大成建設，[3]三菱重工，[4]四国電力，[5]鉄道総研，[6]東大

著者等は、より現実的な地震フラジリティ評価の実施に資するため、断層モデル地震動予測式を用いたフラジリティ評価用入力地震動の保守性と不確実さ評価の考え方及び建屋の動的非線形応答を考慮したフラジリティ評価手法を提案し、実プラントを対象に手法の成立性を試評価により確認した。

キーワード：地震 PRA、フラジリティ評価、応答係数、建屋の動的非線形応答、不確実さ

1. はじめに

地震フラジリティ評価では、1970 年代～1980 年代にかけて、米国において、「地震 PRA の膨大な数の機器に対して、様々な損傷モデル及びパラメータを用いてフラジリティ曲線を算出することは実現困難であり、定式化されたプロセスが必要である。」という考え方に基づき開発された簡易手法が、現在でも広く用いられている。本研究では、ここ数十年で飛躍的に発展した断層モデルによる地震動評価や建屋の動的非線形応答解析などの最新技術を導入することで、プラントの脆弱性把握やリスク低減の対策に資する、より現実的な地震 PRA に繋がるフラジリティ評価手法を提案した。

2. 入力地震動のサブ応答係数の高度化

加速度レベル毎のフラジリティ評価用地震動は、構造信頼性理論における破壊点の概念に基づけば、将来プラントで観測される地震動群において、設定加速度レベルにおける対象機器の損傷に最も寄与しうる地震動と定義できる。地震 PRA に係る原子力学会標準に基づく簡易法（Zion 法、原研法）[1]による機器フラジリティ評価では、フラジリティ評価用入力地震動は、主に設計波が用いられ、線形応答を仮定してフラジリティ曲線が算出される。また、近年、建屋フラジリティ評価では、詳細法による評価が行われている。そこでは、一様ハザードスペクトル（UHS）に基づき加速度レベル毎の現実的な地震動が策定され、ばらつきは、ハザード評価に含まれるとして、考慮しないとの考え方が一般的となっている。現実的な入力波として UHS 波を用いた場合、UHS 波は、全周期帯でパワーを有する特徴があり、将来観測される地震動のスペクトルの平均像（中央値）ではない。本研究では、対象サイトの地震ハザード評価と整合する震源特性を考慮し、断層モデル等を用い、設定加速度毎の超過頻度に適合したマグニチュードと震源距離の地震波形群からなる地震動データベースを作成し、フラジリティ評価用入力地震動を作成するとともに、建屋･機器応答評価用入力地震動の作成に係る偶然的不確実さ（βr）として評価する考え方を提案した。

3. 建屋･機器サブ応答係数の高度化

本研究では、機器フラジリティ評価手法の高度化として、建屋の動的非線形応答特性を機器フラジリティ評価に反映するため、建屋を詳細法、機器を応答係数法で求める評価手法を提案した。（既報[2]参照）

4. 実プラントでの試評価例

地震動のサブ応答係数の改善及び建屋の動的非線形応答特性を考慮した評価手法を伊方 3 号炉補助建屋の設置機器に適用した試評価例を図 1 に示す。

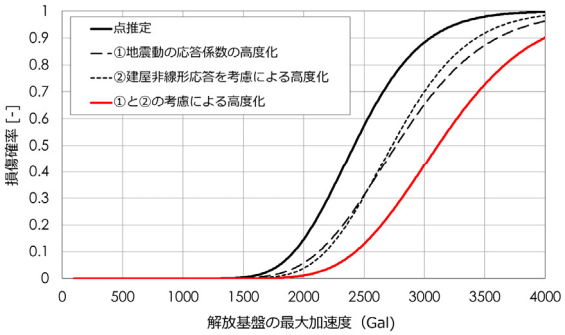


図 1　提案手法に基づく試評価例

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015
[2] 山田他、建屋の非線形応答特性を考慮した機器フラジリティ評価の取り扱い，日本原子力学会　2016 年春の年会

* Hiroyuki Yamada1[1], Katsumi Ebisawa[1], Takeshi Ugata[2], Ryusuke Haraguchi[3], Kazuhiko Kikuchi[4], Kohei Tanaka[5] and Tsuyoshi Takada[6]
[1]CRIEPI, [2]TAISEI, [3]MHI,[4]YONDEN, [5]RTRI, [6]The Univ. of Tokyo

地震フラジリティ評価手法の高度化の提案
（3）フラジリティ評価総合的体系の成立性の確認

Improvement of fragility evaluation method on seismic PRA

(3) Confirmation of feasibility of systematization on component fragility evaluation

*呉 哲浩[1]，原口 龍将[1]，菊池 和彦[2]，山田 博幸[3]，蛯沢 勝三[3]

[1]三菱重工，[2]四国電力，[3]電中研

著者等は、偶然的及び認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系を提案した。同体系の成立性を確認する機器を設定し、体系の成立性を確認すると共に、日米機器の現実的応答のサブ応答係数の違いについて検討した。

キーワード：地震 PRA、フラジリティ評価、偶然的・認識論的不確実さ、応答係数

1. はじめに

著者等は、本シリーズ報告のうち、(1) において、地震 PRA における建屋・機器フラジリティ評価手法の一層の高度化の一環として、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮したフラジリティ評価の総合的体系を提案した。同体系の成立性を確認する機器として、FT 展開で数が多く主要な機器となるポンプを代表として選定し、検討を行った。具体的には、応答係数の保守性及び偶然的・認識論的不確実さを表す対数標準偏差 βｒ・βｕの取り扱いについて、日米の類似機器を選定し、それらの違いについて検討した。

2. フラジリティの総合的体系における効率的評価手順に係る提案の概要

本研究で提案する効率的な評価手順では、まず、対象構造物・機器（SCs: Structures & Components）の属性を考慮して分類を行う。次いで、分類された SCs 毎の現実的な耐力及び応答に係るパラメータを設定する。SCs の現実的な応答及び現実的耐力の偶然的及び認識論的不確実さを表す対数標準偏差βｒ及び βｕの取り扱いとして、EPRI レポートでは、不確実さの要因として支配的となるいずれか一方のみが考慮され、考慮しないものは、「-」と表記されている。従来の日本における応答・耐力係数（安全係数）の評価では、考慮しない要因の表記は、学会標準[1]の記載でも「0」とされている。日米の耐震設計の保守的要因と不確実さの取り扱いは、ほぼ同じ考え方に基づくため、米国同様の取り扱いに準拠することを提案した。

3. 効率的評価手順の成立性の確認及び日米機器の比較

3-1. 成立性の確認　評価手順の成立性の確認では、FT に多く展開されている機器（1 次冷却材ポンプ等）を対象とした。例えば、1 次冷却材ポンプの設置場所は、原子炉建屋であり、損傷モード・部位は、構造損傷･吐出ノズル付け根である。同機器の現実的応答に係るサブ応答係数の中央値、βｒ及びβｕの設定では、不確実さに関して支配的となるいずれか一方を考慮すると共に、考慮しない要因を「-」と表記した。また、現実的耐力評価における損傷部位・損傷モード、耐力の中央値、βｒ及びβｕについても同様に検討した。

3-2. 日米機器の比較　日米比較の対象機器は、米国の公開報告書のうち、定量評価結果が具体的に記述されている海水系ポンプを選定した[2]。同報告書に記載されているサブ応答係数の中央値、βｒ、βｕを表１に示す。また、上記ポンプに相当・類似する日本の PWR プラントのポンプのサブ応答係数（中央値、βｒ、βｕ）に係る評価例を表１に示す。なお、考慮しない不確実さ要因は、「-」と表記されている。

表１　日米機器のサブ応答係数の比較例

		機器のサブ応答係数					
		床応答拡幅 (Fess)	減衰定数 (Fd)	モデル化 (Fem)	モード合成 (Femc)	コンポジット	
米国	中央値	1.22	1.0	1.16	1.0	1.42	
	βｒ	-	-	-	0.05	0.05	0.26
	βｕ	0.04	0.23	0.12	-	0.26	
日本	中央値	1.18	1.21	1.0	1.0	1.43	
	βｒ	-	-	-	0.15	0.15	0.23
	βｕ	0.07	0.09	0.15	-	0.17	

参考文献

[1]日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015，[2] EPRI TR-1002988, 2009.

*Tetsuhiro Gou[1], Ryusuke Haraguchi[1], Kazuhiko Kikuchi[2], Hiroyuki Yamada[3] and Katsumi Ebisawa[3]
[1]MHI, [2]YONDEN, [3]CRIEPI

高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化
(1) 強地震動による水平方向支持条件の変化

Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional
Fuel Assembly Displacement in FBR Core
(1) Considering Influence on the Horizontal Support Conditions Caused by a Big Earthquake

*岩崎 晃久 [1]，門出 匡胤 [1]，松原 慎一郎 [1]，碇本 岩男 [1]
[1] 三菱重工

高速増殖炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、**上下方向の地震荷重が大きくなることで生じるパッド外れ**が、振動挙動に与える影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

キーワード：FBR、3 次元、耐震解析、REVIAN-3D、パッド外れ

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている。また、炉心構成要素にはパッド部(図 1)を設け、水平方向の変位を互いに制限する構造としている。そのため、地震時には水平方向の変位を生じ、隣接する炉心構成要素とパッド部同士で衝突する。また、炉心構成要素は支持構造との干渉や周囲の流体を介した連成振動、上下の跳び上がりなどを含む群振動挙動を呈す。これらを評価するために 3 次元の炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。上下地震動が大きくなると炉心構成要素は炉心支持板から跳び上がる。跳び上がりにより隣接する炉心構成要素との上下の変位差が、パッド部の高さを超えると、水平方向の支持条件が変化し水平変位が増加するため(パッド外れ)、地震時の振動挙動に影響を与えることが予想される。本件では、強地震時による跳び上がりの増大で生じるパッド外れの影響を確認するための試評価結果について紹介する。

2.解析評価手法の概要

炉心構成要素のパッド外れによる水平挙動の概念図を図 1 に示す。本解析コードでは、各炉心構成要素をビームモデルとし、上部と中間のパッド部における衝突を模擬している。パッド部の形状を考慮することで、テーパ部を含めたパッド外れによる水平挙動への影響を評価可能とした。

3.試解析

高速炉炉心において強地震時におけるパッド外れの影響を評価するために、小規模群（図 2）を対象に地震応答解析による炉心変位の試評価を実施した。図 3 に示すように隣接する炉心構成要素の上下相対変位が大きくなったときにパッド外れが生じ、水平相対変位も増大した。他の炉心構成要素間におけるパッド外れが同時に生じないため、炉心全体に与える影響は小さいことが確認できた。

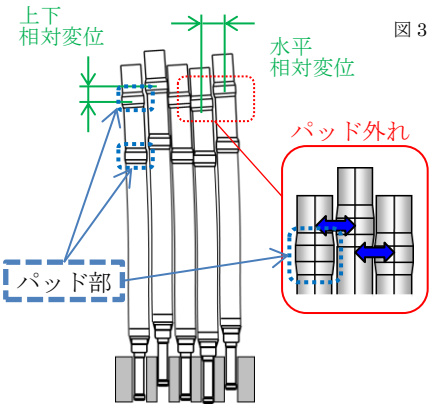


図 1　パッド外れ 概念図

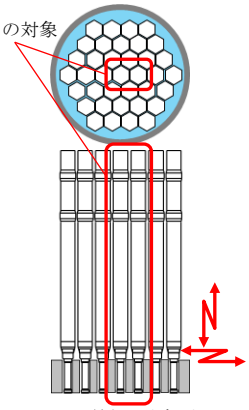
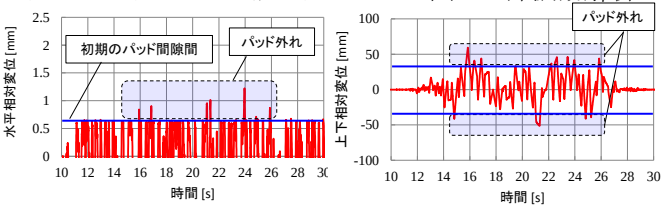


図 2　群振動解析



(a) 水平相対変位（変動分）　(b) 上下相対変位

図 3　試解析結果

*Akihisa Iwasaki [1], Masatsugu Monde [1], Shinichiro Matsubara [1], Ikarimoto Iwao [1]
[1] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES.LTD.

高速炉炉心の 3 次元集合体変位を考慮した耐震性評価手法の高度化
(2) 熱変形・照射変形の影響評価

Advancement of Seismic Evaluation Method Considering three Dimensional
Fuel Assembly Displacement in FBR Core
(2) Considering Deformation due to Irradiation and Heat

岩崎 晃久 [1]，門出 匡胤 [1]，*松原 慎一郎 [1]，碇本 岩男 [1]
[1] 三菱重工

高速増殖炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、運転中に生じる炉心構成要素の熱変形・照射変形が、振動挙動に与える影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

キーワード：FBR、3 次元、耐震解析、REVIAN-3D、炉心変形

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、流体を介した相互連成などを含む複雑な群振動挙動を示す。これを評価するための 3 次元の炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。また、原子炉の運転中において、炉心構成要素は熱変形・照射変形により、周囲との干渉を生じる。これが地震時の振動挙動に影響を与える。本件では、この炉心構成要素の熱変形・照射変形の影響を確認するために解析コードを高度化した内容と、その試評価結果について発表する。

2.解析評価手法の高度化

炉心構成要素の照射変形・熱変形による干渉の概念図を図 1 に示す。本解析コードでは、各炉心構成要素をビームモデルで模擬している。

地震時における炉心構成要素の周囲との接触部位は、その幾何形状から接触パッドとエントランスノズルに限られる。よって、接触部位である接触パッドとエントランスノズルの相対位置を変化させて、炉心の変形状態や干渉状態を模擬できるように解析評価手法を高度化した。

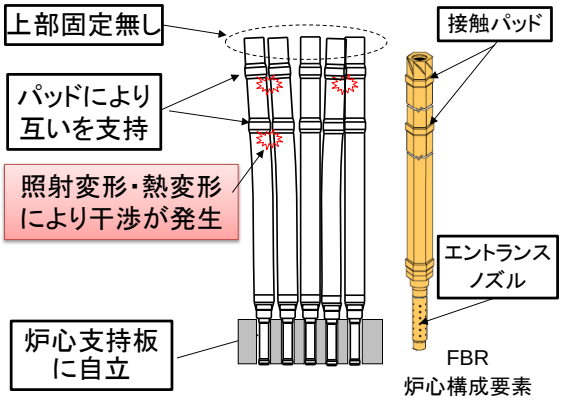


図 1　熱変形・照射変形による干渉 概念図

3.試解析

照射変形・熱変形が地震時応答に与える影響を評価するために、地震動を受けた場合の炉心構成要素の鉛直変位（跳び上がり量）の試評価を実施した。図 2 に試解析の結果を示す。炉心構成要素の変形状態を模擬した解析は、模擬しない解析に比べて、炉心構成要素の鉛直変位（跳び上がり）量が低下することが確認できた。

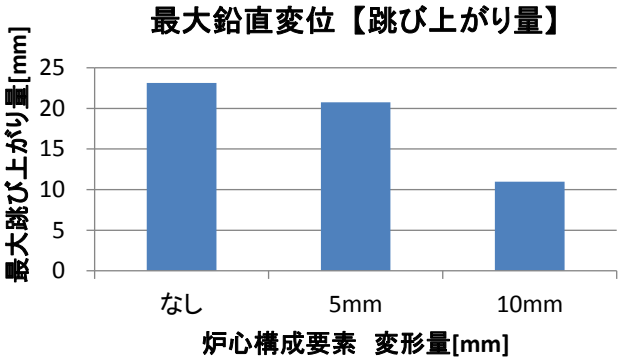


図 2　試解析結果

Akihisa Iwasaki [1], Masatsugu Monde [1,*] Shinichiro Matsubara [1], Ikarimoto Iwao [1]
[1] MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES.LTD.

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

[3G10-13] Earthquake Resistant Technology 2

Chair: Katsumi Ebisawa (CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G10] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2], Tsuyoshi Takada[3] （1.Saitama Institute of Technology, 2.Tokyo Denki University, 3.The University of Tokyo）

2:45 PM - 3:00 PM

[3G11] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2], Tatsuya Itoi[2] （1.Tokyo City University, 2.The University of Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[3G12] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1] （1.The University of Tokyo）

3:15 PM - 3:30 PM

[3G13] Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement

*Masanobu Kmiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1], Tsutomu Ogawa[1] （1.The Japan Atomic Power Company）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力プラントの包括的安全性向上のための 地震時クリフエッジ回避技術の開発　その 3：免震構造の解析モデル

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part 3: Analytical model of seismic isolated structure

*皆川 佳祐 [1]，藤田 聡 [2]，古屋 治 [2]，高田 毅士 [3]
[1] 埼玉工業大学，[2] 東京電機大学，[3] 東京大学大学院工学系研究科

積層ゴムに代表される免震装置はプラント施設の地震時クリフエッジを回避する技術として期待できる一方、過大な変形量に対し非線形特性を有し、上部構造は擁壁との衝突の恐れもある。ここでは、それらの非線形挙動を表現する解析モデルを報告する。

キーワード： 地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震化、衝突

1. 緒言

原子炉建屋や重要棟を積層ゴムで免震した場合、一般建物と同様に耐震構造に比べてその応答は極めて小さくなることが期待される。一方で、入力地震動の規模が大きくなると、積層ゴムの特性は非線形性を示し、また、上部建物が免震層下部の擁壁に衝突する可能性もある。そこで、本研究では、大地震入力時の免震構造における非線形性を考慮した解析モデルを構築する。

2. 免震装置の非線形解析モデルの作成

積層ゴムは、水平、上下方向ともに、通常使用の範囲においては復元力が変形量に比例する線形挙動を示す。しかしながら、大変形時には、水平方向にはハードニング、鉛直方向（特に引張り側）にはソフトニングし、さらにはそれらが連成することが知られている。そこで、図 1 に示す積層ゴムの非線形解析モデルを構築した。

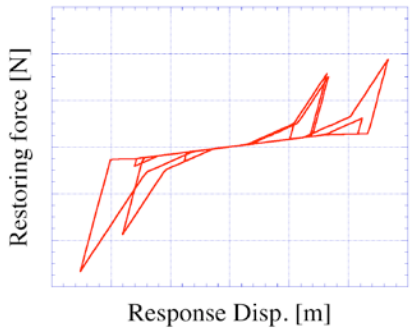


図 1　積層ゴムの非線形モデル

3. 免震構造の擁壁衝突モデルの作成

免震装置を構造体直下に配した基礎免震構造においては、通常、免震構造は周囲の地面や擁壁と衝突しないように、十分な隙間を設けているが、想定以上の強大地震動を考慮した場合、擁壁と衝突することが考えられる。そこで、図 2 に示す免震構造物が擁壁と衝突した際の衝突モデルを作成した。ここでは、衝突により擁壁が弾塑性性変形すると仮定し、衝突後に擁壁が崩れることも考慮して、一度経験した塑性変形分は衝突しないようなモデルとした。

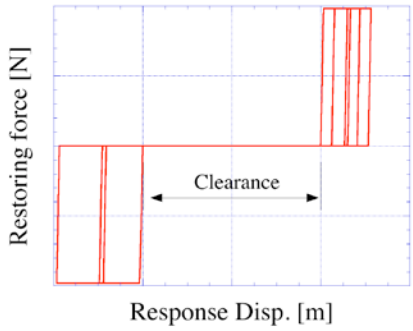


図 2　擁壁衝突モデル

3. 結論

ここでは，免震構造の非線形性を考慮した解析モデルを構築した。今後、本モデルを使用して、様々な条件下でのシミュレーションを実施する。

謝辞

本研究報告は、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成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Keisuke Minagawa[1], Satoshi Fujita[2], Osamu Furuya[2] and Tsuyoshi Takada[3]
[1] Saitama Institute of Technology, [2]Tokyo Denki University, [3]The University of Tokyo

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 4: 機器・システムのクリフエッジ評価モデルの検討

Development of Seismic Counter Measures against Cliff Edges
for Enhancement of Comprehensive Safety of Nuclear Power Plants
Part 4: Cliff Edge Assessment Model of Systems and Components for Nuclear Power Plant

*牟田 仁[1]，村松 健[1]，高田 毅士[2]，糸井 達哉[2]
[1]東京都市大学，[2]東京大学

原子力プラントの地震時クリフエッジ回避技術の開発研究の一部として，地震時の原子力関連施設を対象としたクリフエッジの評価指標，深層防護の各レベルにおける要求性能及び地震発生時のクリフエッジ回避技術の有効性を評価する論理モデルに関する検討結果を報告する．

キーワード：クリフエッジ，評価指標，要求性能，回避技術，論理モデル

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所過酷事故は，強い地震動と大津波の襲来を原因として発生したが，プラント全体がいわゆるクリフエッジ状態となって大事故に発展したものである．本研究は、原子力発電プラントをトータルシステムと考え、リスク概念と深層防護の考え方に基づき、様々なクリフエッジ状態の特定と、それらの回避技術を，機器，システムを対象として検討し提案するものである．

2. 機器・システムのモデル化とクリフエッジ回避技術

2-1. 要求性能の定義とクリフエッジとの関係

本研究では，要求性能を「ある設備がある特定の目的を果たすための機能に要求される性能」と定義し，炉心損傷リスク等を指標とするものと考える．まずは，プラントシステム全体の構成要素と要求性能との関係を明確化するために，深層防護のレベル毎に，構築物，システム，機器及び人間系(SSCH)を整理した．

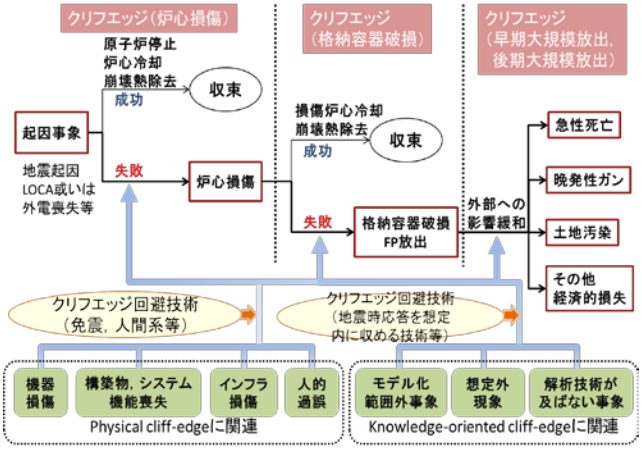


図 論理モデルイメージ

2-2. 機器・システムのモデル化

次に，前節の整理結果を基に，原子炉施設の地震時の要求性能の機能達成条件を明確化し，各構成要素のクリフエッジ，更にクリフエッジ回避技術の有効性を評価するための論理モデルを検討した．

2-3. SSCH の論理モデル

地震発生時の要求性能に対する各クリフエッジと事故シナリオ・回避技術の関係を明確化するために要求性能に対する SSCH の論理モデルを構築した．

3. 今後の方向性

従来，レベル 1 地震 PRA で対象としてきた炉心損傷頻度で表すリスクだけではなく，地震に対する様々な要求性能を考慮するため，プラント全体を対象として，より幅広く構築物，系統，機器及び人間系（SSCH）をモデル化し，更に他技術のクリフエッジ回避技術の考慮を可能とすることを目指す．

*Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Tsuyoshi Takada[2] and Tatsuya Itoi[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]The University of Tokyo.

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 5: 地震時人間挙動の検討

Development of seismic counter measures against cliff edges
for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
Part 5: Investigation of seismic behavior of human

*肥田 剛典 [1]，高田 毅士 [1]，糸井 達哉 [1]
[1] 東京大学

原子力プラントにおける大地震後の事故拡大防止のためには、人間の対応が不可欠である。地震時の人的被害を評価するためには、人間の地震応答を評価・予測する必要がある。そこで本研究では、人体の地震応答解析モデル構築のための基礎的検討として地震体験実験を行い、人体の地震応答性状について検討する。

キーワード： クリフエッジ，人体，地震体験実験，システム同定

1. 緒言

原子力プラントにおいて、大地震発生後の事故拡大防止のためには、作業員による対応が極めて重要である。従って、地震時人的被害の防止対策を講じることは、激甚災害低減に貢献するものとなろう。これをふまえ、本研究では、地震発生時における人体挙動や受傷可能性、事故後対応の継続可能性を推定するため、人体の地震応答解析モデルを構築することを目指す。本稿では基礎的検討として、地震体験実験に基づく人体の座位時における地震応答特性に関する分析結果を報告する。

写真 1　地震体験実験の状況

2. 地震体験実験に基づく人間挙動の分析

地震体験実験状況を写真 1 に示す。可搬型加振機に被験者を着座させ、数種類の地震波を入力した。加振機と人体各所にマーカーを貼付し、モーションキャプチャによって挙動を抽出した。

人体頭部の加速度と加振機の入力加速度を用いて、逐次部分空間法によるシステム同定を行い、人体の振動特性を分析した。人体の時変振動特性を図 1 に示す。人体の固有振動数は 1 Hz でほぼ変動せず、被験者による差異も見られなかった。一方、減衰定数は時々刻々変動している。特に、入力波の振幅が大きい時間帯で減衰定数が大きくなる傾向が見られるが、この傾向は被験者によって異なることが確認された。

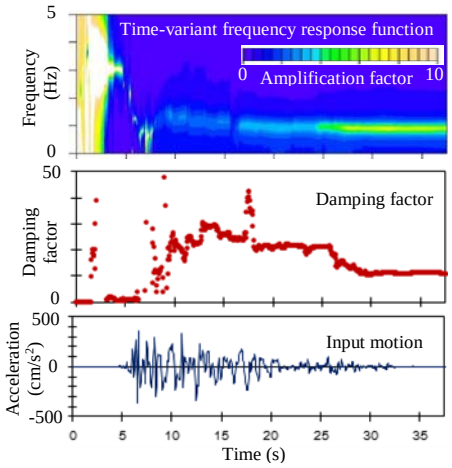


図 1　人体の時変振動特性

3. 結論

地震体験実験を行い、人体の地震時挙動について検討した。今後は人体の立位時の振動特性も分析し、これらの実験結果に基づいて人体の地震応答解析モデルを構築する。さらに、人間の地震挙動評価や受傷可能性、作業継続可能性等の評価手法について検討する。

謝辞　本研究報告は、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」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

*Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] and Tatsuya Itoi[1]
[1]The University of Tokyo

断層変位に対する裕度評価手法の適用性検討

Application concept of margin analysis utilizing accident sequences for fault displacement

*神谷 昌伸 [1]，金居田 秀二 [1]，上屋 浩一 [1]，小川 勤 [1]
[1] 日本原子力発電株式会社

断層変位が原子力施設に与える影響を評価するための手法のうち、事故シーケンスを考慮できる裕度評価手法の適用概念について検討を進めた。この手法の適用により、断層変位が施設に与えるリスク情報を得ることができ、原子力安全のための意思決定に活用することができる。

キーワード：原子力安全，断層変位，裕度評価，事故シーケンス

1. 緒言

断層変位（ずれ）をハザードとする原子力施設のリスク評価は、単に断層の活動性の有無のみで判断するのではなく、断層変位というハザードの性状（変位量、すれの方向（変位センス）、発生頻度等）、施設に与える影響のシナリオ（施設の状態、事故シーケンス等）に基づきリスク分析を行い、その結果に基づいて意思決定に繋げていくことが原子力安全のアプローチとして価値を有すると考えられる[1]。

断層変位の施設に与える影響評価において有効である裕度評価手法について、縦ずれ変位を仮定した場合の適用概念について提示[2]しているが、横ずれ変位の場合でも同様に適用することができる。

なお、ここでは、概ね数十 cm 以下の変位量を対象としている。

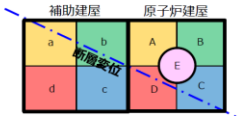
2. 裕度評価手法の適用概念

建屋直下に断層変位を仮定した場合の裕度評価は、①断層変位の影響を直接受ける建屋の損傷状態の評価（表 1 参照）、②建屋の損傷状態を踏まえた建屋に支持されている機器・配管系の機能維持・喪失状態の評価（建屋による支持機能、建屋の傾斜・変形、建屋間相対変位を考慮）、③プラントシステム状態を事故シーケンスとして評価（設備の多重性、多様性、分散配置等を考慮）、④以上を受けて、例えば炉心損傷の有無などを指標としてリスク情報を得ていく、という手順となる。

表 1　建屋の評価結果例

断層変位※（横ずれ）	評価エリア	原子炉建屋 A	B	C	D	E	補助建屋 a	b	c	d
10cm	地下 1 階	○	○	△	○	○	△	△	○	○
	地下 2 階	○	○	△	○	○	△	△	○	○
20cm	地下 1 階	○	○	△	○	○	△	△	○	○
	地下 2 階	○	○	△	○	○	△	△	○	○
30cm	地下 1 階	△	△	×	○	○	×	×	○	△
	地下 2 階	△	△	×	○	○	×	×	○	△
50cm	地下 1 階	×	×	×	△	○	×	×	○	×
	地下 2 階	×	×	×	△	○	×	×	○	×

※断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
（注）実プラントの評価では、建屋のエリアを更に細かく区分して評価する。
【凡例】
○：有意な損傷無し
△：基礎・壁・床に局部損傷はあるが、機器の支持性能あり
×：基礎・壁・床の損傷によって機器の支持性能が困難



断層変位のセンスとしては、縦ずれが卓越する場合と横ずれが卓越する場合に区分できるが、それぞれの場合を建屋基礎版下端の同位置に強制入力した 3 次元 FEM 解析の結果に基づき、変位センスによる差異を考察した。検討に用いている建屋解析モデルは 2 階層分程度が地盤に埋め込まれている条件としているため、横ずれの場合は周辺地盤の拘束等による影響も受けるが、建屋全体を俯瞰すると、縦ずれの場合と同程度の影響の範囲内であると把握でき、したがって、建屋の評価結果を受けた機器・配管系の評価、事故シーケンス評価も、縦ずれの場合と同様に評価を進めていくことができると判断できる。

参考文献

[1] 神谷昌伸，断層変位に対する原子力安全の基本的考え方，日本保全学会第 13 回学術講演会要旨集(2016)，Ⅰ-1-3-2
[2] 神谷昌伸他，断層変位に対する工学的なリスク評価 (2)裕度評価手法の適用性について，日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.

*Masanobu Kamiya[1], Syuuji Kanaida[1], Kouichi Kamiya[1] and Tsutomu Ogawa[1]
[1]The Japan Atomic Power Company

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

[3G14-16] Earthquake Resistant Technology 3

Chair: Keisuke Minagawa (Saitama Inst. of Tech.)

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:40 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[3G14] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

*Takahide Akimoto[1], Shin-ich Yoshida[1], Yoshitaka Takeuchi[1], Yasuo Okochi[2], Shinji Kosugi[3], Kunihiko Sato[4], Hideo Hirai[5] （1.Obayashi Corporation., 2.Chubu Electric Power Co., Inc., 3.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 5.Toshiba Corporation）

3:50 PM - 4:05 PM

[3G15] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

*SHUNSUKE FUKUSHIMA[1], Masakazu JIMBO[1], Akihito OTANI[2], Tetsuo IMAOKA[4], Kunihiko SATO[3], Ryusuke HARAGUCHI[3], Shigenobu ONISHI[5], Yutaka Suzuki[6] （1.Toshiba Corporation, 2.IHI Corporation, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, 5.Chubu Electric Power Co., Inc., 6.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd）

4:05 PM - 4:20 PM

[3G16] Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3], Tetsuo Imaoka[4] （1.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2.Chubu Electric Power Co. Inc., 3.Toshiba Corporation, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力施設の免震技術の開発
（1）免震装置のフラジリティ

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(1) A Fragility Evaluation for Seismic Isolation System Applied to NPPs

*秋本 高英[1]，吉田 伸一[1]，竹内 義高[1]，大河内 靖雄[2]，小杉 慎司[3]，佐藤 邦彦[4]，平井 秀男[5]

[1]大林組，[2]中部電力，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー，[4]三菱重工業，[5]東芝

原子力発電所の設計では、地震に対する確率論的安全性評価の実施が求められている。本研究では、別途免震型原子炉建屋を対象としたフラジリティ評価を実施し、耐震成立性の目途を得ている[1]。このうち、本報は免震型原子炉建屋を対象とした免震装置の地震フラジリティ評価手法について提案するものである。

キーワード：免震，確率論的地震リスク評価，免震建屋，フラジリティ曲線，残余のリスク

1. 緒言

免震型原子炉建屋を対象に、地震時損傷モードの設定および確率論的な応答評価を用いた免震装置の損傷確率の算定方法を検討し、既往知見と合わせて地震フラジリティ評価の手順として提案する。併せて、PWR 型原子炉建屋を対象に免震装置の破断試験結果を取り込んだ地震フラジリティ評価例を示す。

2. 検討内容

地震時損傷モードは、炉心損傷に至る可能性がある損傷モードのうち建屋および免震装置に関する損傷モードとして、「上部建屋が損傷する」、「建屋が擁壁に衝突する」、「免震層が損傷する」を想定する。このうち、「免震層が損傷する」モードは、アンカーボルトを含めたペデスタル部は免震装置の破断に対して十分余裕をもって設計することが可能であることから、「免震装置の破断」＝「免震層が損傷する」と考える。

地震フラジリティ評価では、既往知見[2][3]を参考とし免震装置特性、コンクリート物性値、地盤の物性値における不確実さを考慮し、応答のばらつきを評価する。なお、建屋部分は 1 質点系に近い振動モードが支配的となるため、基本的には質点系モデルによる層単位の損傷評価が可能であると考える。また、各地震時損傷モードに対応する損傷確率は、上部建屋は耐震型建屋と同様に耐震壁のせん断ひずみ、擁壁への衝突は応答変位、免震装置の破断は図 1 に示すように免震装置の水平鉛直応答ひずみにて評価する。

PWR 型原子炉建屋を想定した応答解析モデルを用い（図 2）、上記の手法による地震フラジリティ評価を実施した結果、定義した損傷モードのうち「免震層が損傷する」モードが支配的という結果となった。

3. 結論

免震型原子炉建屋の地震時損傷モードを整理し、確率論的な応答評価を用いた解析的検討を行い、本手順による地震フラジリティ評価が可能であることを確認した。

本手順については、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

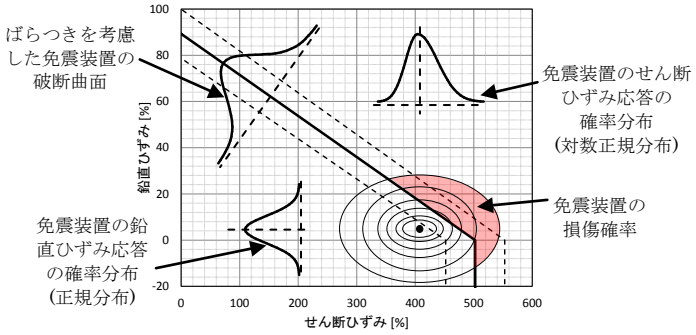


図 1　免震装置の損傷評価方法の概念

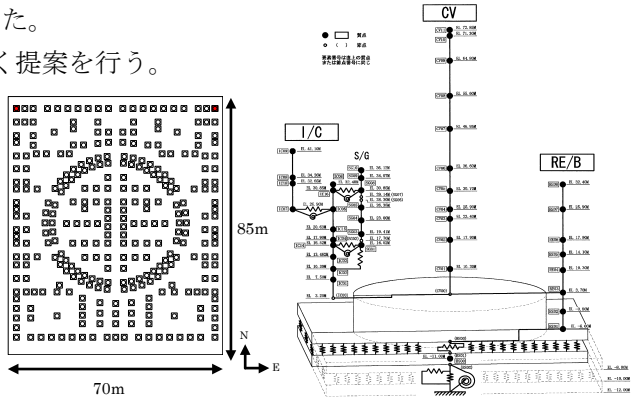


図 2　免震型原子炉建屋の地震応答解析モデル例

参考文献

[1] Shimizu et al., DEVELOPMENT OF EVALUATION METHOD FOR SEISMIC ISOLATION SYSTEMS OF NUCLEAR POWER FACILITIES - PROPOSAL FOR A BASE-ISOLATED DESIGN METHODOLOGY TO INSTALL NPP'S FACILITIES -, 23 SMiRT

[2] 日本原子力学会，原子力発電所の地震を起因とした確率論的地震リスク評価に関する実施基準：２０１５(AESJ-SC-P006:2015)

[3] Matsuoka et al. , "Development of an Evaluation Method for Seismic Isolation Systems (Part 1)", 13th WCSI

*Takahide Akimoto[1], Shin-ichi Yoshida[1] , Yoshitaka Takeuchi[1] , Yasuo Okochi[2] , Shinji Kosugi[3] , Kunihiko Sato[4] and Hideo Hirai[5]

[1]Obayashi Corporation., [2]Chubu Electric Power Co., Inc., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [4]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [5]Toshiba Corporation

原子力施設の免震技術の開発
（2）渡り配管のフラジリティ

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(2) A Fragility Evaluation for Crossover Piping System

*福嶋 俊介[1]，神保 雅一[1]，大谷 章仁[2]，佐藤 邦彦[3]，原口 龍将[3]，今岡 哲男[4]，尾西 重信[5]，鈴木 優[6]

[1]㈱東芝，[2]㈱IHI，[3]三菱重工業㈱，[4]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱，[5]中部電力㈱，
[6]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㈱

原子力発電所の設計では、地震に対する確率論的安全評価の実施が求められている。国内には、免震型原子力発電所は建設されていないが、耐震検討を実施し、その成立性についての目処が得られた。本研究では免震建屋と非免震建屋の間を渡る配管（渡り配管）に着目して地震時のフラジリティの評価手法について提案するものである。なお、対象とした配管は免震構造の原子炉建屋から非免震構造のタービン建屋に渡る主蒸気配管の例である。

キーワード：免震，渡り配管，フラジリティ曲線，疲労曲線，確率論的安全評価

1. 緒言

免震建屋と非免震建屋間の渡り配管のうち主蒸気配管を対象に、地震による疲労破損を損傷形態とした破損確率（フラジリティ）の算出法を提案するとともに、免震型原子力発電所のうち主蒸気配管を対象にフラジリティを算定した例を示す。

2. 検討内容

検討対象の渡り配管は、高温、高圧の主蒸気配管とし、従来の耐震型と異なり大きな建屋間相対変位を吸収するため垂直方向に引廻した配管ルートを想定する。地震応答解析により、最大応力発生点となるエルボ部のモーメント応答からレインフロー法及びマイナー則を適用し、検討用地震動に対する疲労損傷係数を求めた。

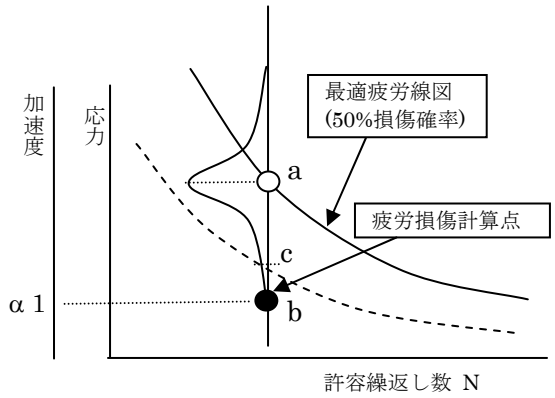


図１　渡り配管の損傷評価方法の概念

疲労損傷は応力あるいはひずみ範囲を縦軸とし、繰返し数を横軸とした図１のような疲労線図で破損限界が与えられる。破損確率が対数正規分布であると仮定し、NUPEC の最適疲労線図（実線）を中央値とし、JSME の設計疲労線図（破線）を 99%信頼下限と設定することにより、加速度レベルα１の地震動に対するｂ点の破損確率が算定でき、加速度と破損確率の関係としてフラジリティ曲線上にプロットできる。この評価手法にて、免震型原子力発電所の渡り配管のフラジリティ評価が適用可能であり、評価の結果、主蒸気配管の損傷確率は小さいことが確認できた。

3. 結論

免震建屋と非免震建屋間の渡り配管が疲労損傷を破損モードとする場合のフラジリティ評価手順を提案した。確率論的な疲労損傷評価を用いた検討を行い、評価手順が有効であり、免震型原子力施設の主蒸気配管の損傷確率は小さいことが確認できた。本手順は、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

参考文献

[1] R.Haraguchi, et al., “Development of Evaluation Method for Seismic Isolation Systems of Nuclear Facilities”, SMiRT23
[2] K.Suzuki, et al., “Seismic Proving Test of Ultimate Piping Strength,” 10th International Conference on Nuclear Engineering, 2002.

*Shunsuke Fukushima[1], Masakazu Jimbo[1], Akihito Otani[2], Kunihiko Sato[3], Ryusuke Haraguchi[3], Tetsuo Imaoka[4], Shigenobu Onishi[5], Yutaka Suzuki[6]
[1]Toshiba Corp., [2]IHI Corp., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, [5]Chubu Electric Power Co., Inc., [6]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.

原子力施設の免震技術の開発
（3）免震プラントの地震 PRA の考え方について

Development of Seismic Isolation Technology for Nuclear Power Plant

(3) Seismic PRA for the Seismic Isolated Nuclear Power Plant

*原口 龍将[1]，尾西 重信[2]，神保 雅一[3]，今岡 哲男[4]

[1]三菱重工業㈱，[2]中部電力㈱，[3]㈱東芝，[4]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱

原子力発電所の設計では，地震に対する確率論的安全評価の実施が求められている。国内には、免震型原子力発電所は建設されていないが、耐震検討を実施しその成立性についての目処が得られた。本研究は、免震装置・免震－非免震建屋間渡り配管及びその他の免震建屋に設置された機器のフラジリティを考慮した、免震プラントの地震 PRA 評価の体系について提案するものである。

キーワード：地震 PRA，免震，フラジリティ

1. 緒言

免震型原子力プラントを対象にレベル 1 地震 PRA の手順をまとめ、原子力学会地震 PRA 実施基準の改訂に向けた提案を行う。具体的には、地震に対する免震建屋の応答特性を考慮した機器フラジリティと、免震プラントに特有の免震装置、建屋間渡り配管を反映した炉心損傷頻度の試評価を行い、手法の体系を整理した。

2. 検討内容

建屋免震を導入した場合には、地震に対する建屋応答の強い非線形性を機器フラジリティ評価において考慮する必要がある。このため、入力加速度レベルごとに損傷確率を算出してプロットし，最小二乗法によって近似することでフラジリティ曲線を得る方法（現実的応答と現実的耐力による方法）の適用による評価を検討した。

地震 PRA 評価モデル（イベントツリー・フォールトツリー）の構築に当たり、免震プラント特有の条件を検討した。本研究では、免震装置が損傷した時点で建屋が損傷するものとし、結果として炉心損傷に直結すると仮定して評価モデルを構築した。

免震建屋設置機器のフラジリティに加え、免震装置[1]、渡り配管[2]のフラジリティを入力として、炉心損傷頻度の定量評価を行った。なお、地震ハザードについては既存データを使用した。得られた炉心損傷頻度は耐震型プラントよりも良好なものであるが、免震装置損傷に起因する免震プラント特有の自己シーケンスが発生することに留意する必要がある。また、更なる安全性の向上対策として、高加速度領域での損傷確率を低減させるための、免震装置損傷の影響を緩和するフェールセーフ機構の導入が考えられる。

3. 結論

免震型原子力プラントのレベル 1 地震 PRA の手順をまとめた。また、炉心損傷頻度定量化を行い、手順が有効であることを確認するとともに、免震型プラントのリスクの特徴を明らかにした。本手順は、免震型プラントの炉心損傷頻度を定量化する手法として新たな体系化を検討したものであり、今後地震 PRA 実施基準に反映すべく提案を行う。

参考文献

[1] 秋本 他,”原子力施設の免震技術の開発(1)免震装置のフラジリティ”,日本原子力学会 2016 年秋の大会,2016 年 9 月

[2] 福嶋 他,”原子力施設の免震技術の開発(2)渡り配管のフラジリティ ,日本原子力学会 2016 年秋の大会,2016 年 9 月

*Ryusuke Haraguchi[1], Shigenobu Onishi[2], Masakazu Jimbo[3] and Tetsuo Imaoka[4]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Chubu Electric Power Co., Inc., [3]Toshiba Corporation, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[3H01-05] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 2

Chair: Mitsuhiro Takanashi (NRA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H01] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yosikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya kudou[2], Nobuyuki Arai[2] (1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.Japan Nuclear Fuel Limited)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H05] Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1], Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2] (1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.Mitsubishi Material Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（4）小型環状槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(4) Hydrogen explosion experiment of simulated small annular vessel

*小林 卓志[1]，三上 剛史[2]，境原 基浩[1]，兼平 修[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，坂上 直哉[2]，大竹 弘平[2]，工藤 達矢[2]，荒井 宣之[2]
[1]三菱マテリアル(株)，[2]日本原燃(株)

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型環状槽について、水素爆発試験の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験，小型環状槽，六ヶ所再処理工場

1. 緒言

小型環状槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。小型環状槽は内部構造物の異なる 3 ケースを製作し、内部構造物の過密による違いもあわせて確認した。

2. 実験

2-1. 試験装置

試験装置概略を図 1 に示す。試験装置は TBP 洗浄塔を模擬した小型環状槽、バッファチューブ、気相部を模擬した配管から構成される。

2-2. 試験条件

既報[1]と同じく、放電型の着火装置を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 30vol%、着火位置は小型環状槽の気相部とした。

3. 結果

圧力、ひずみともに内部構造物による大きな違いは確認されなかった。圧力時間変化例を図 2 に示す。小型環状槽の最大圧力 0.5MPa に対して小型環状槽とバッファチューブを接続する配管（接続配管）では 3.0MPa まで上昇しており、爆轟に遷移したと考えられる。しかし、最大ひずみは弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。

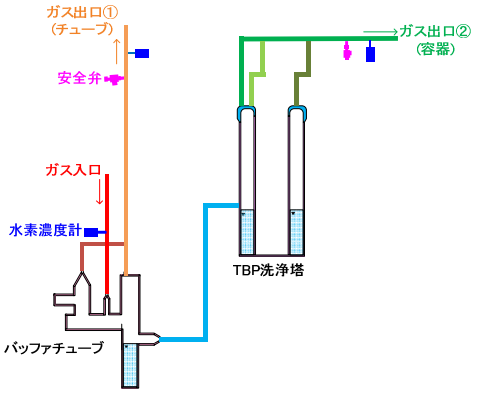


図 1　試験装置概略

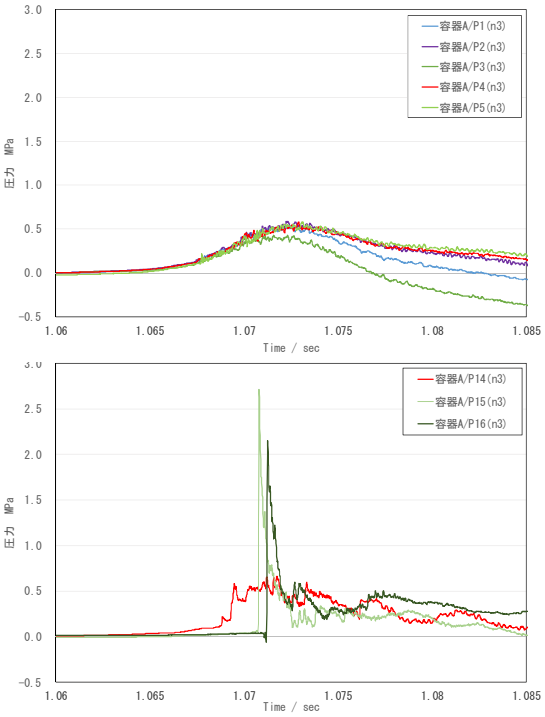


図 2　圧力時間経時変化

上：小型環状槽/下：接続配管（模擬容器 A）

参考文献

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takashi Kobayashi[1], Takeshi Mikami[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（5）小型環状槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(5) Combustion analysis and structural analysis of simulated small annular vessel

*戴文斌 [1]、平島好規 [1]、境原基浩 [1]、兼平修 [1]
玉内義一 [2]、中野正直 [2]、坂上直哉 [2]、大竹弘平 [2]、工藤達矢 [2]、荒井宣之 [2]
[1] 三菱マテリアル㈱、[2] 日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型環状槽について、燃焼解析および構造解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発、小型環状槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型環状槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

2. 解析

2-1. 解析モデル

環状槽内障害物の疎密の異なる 3 種類の模擬容器を対象にし、爆発試験と同様の寸法、内部障害物をモデル化した。解析モデルの 1 例を図 1 に示す。

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。環状槽やバッファチューブの気相部および接続配管内の水素濃度は 30vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。環状槽、バッファチューブおよび配管の壁面は断熱として扱い、環状槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、MSC/NASTRAN を用いた。燃焼解析で得られた圧力最大値を静的に環状槽に作用させ、発生応力が弾性範囲内かを確認した。

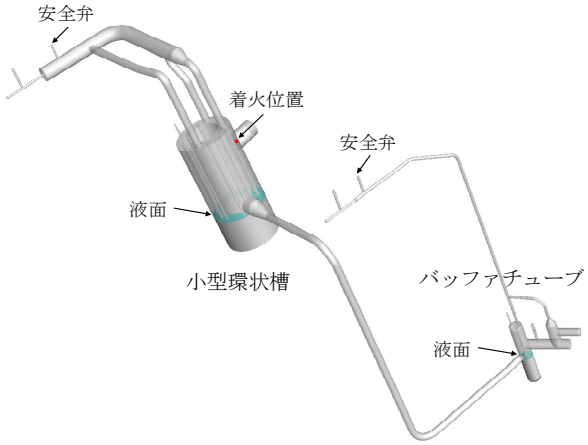


図 1. 燃焼解析モデル図

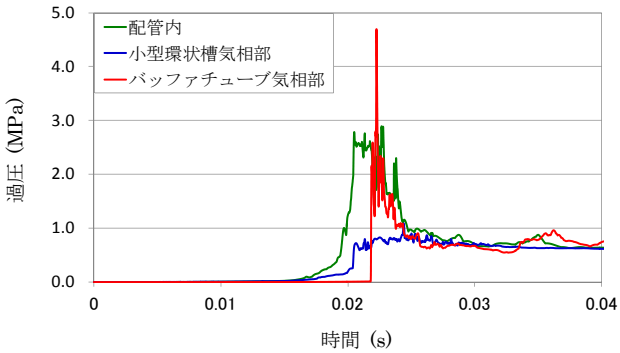


図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴の 1 例を図 2 に示す。環状槽と比べて、配管およびバッファチューブ内では高い圧力が得られた。構造解析においては、環状槽外胴においての発生応力は最大で 181MPa であり、降伏点である 205MPa には達しないことが確認できた。

*Wenbin Dai[1], Yoshinori Hirashima[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査 (6)小型板状槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(6) Hydrogen explosion experiment of simulated small plate vessel

*三上 剛史[1]，小林 卓志[1]，境原 基浩[1]，兼平 修[1]，
玉内 義一[2]，中野 正直[2]，坂上 直哉[2]，大竹 弘平[2]，工藤 達矢[2]，荒井 宣之[2]
[1]三菱マテリアル(株)，[2]日本原燃(株)

六ケ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型板状槽について、水素爆発試験の結果を報告する。

キーワード：水素爆発試験、小型板状槽、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

小型板状槽において水素爆発試験を実施し、水素爆発の影響を確認した。小型板状槽は内部構造物の異なる 3 ケース（模擬容器 A:オリフィス+ノズル、模擬容器 B:ノズル、模擬容器 C:無し）を製作し、内部構造物が燃焼に与える影響についても確認した。

2. 実験

2-1. 試験装置

模擬容器 A の概略を図 1 に示す。試験装置は補助油水分離槽を模擬した小型板状槽、気相部を模擬した配管から構成される。

2-2. 試験条件

既報[1]と同じく放電型の着火装置（位置は図 1 参照）を使用し、測定対象は圧力、光、ひずみとした。水素濃度は 30vol%とした。

3. 結果

圧力時間変化例を図 2 に示す。小型板状槽では、模擬容器 A の容器内最大圧力は 2.9MPa 程度に対して、模擬容器 C の容器内最大圧力は 0.5MPa 程度であった。模擬容器 A は内部構造物があることで、ジェット着火現象が起き、燃焼が爆轟に遷移したことが考えられた。なお、両容器ともに気相配管部では爆轟に遷移していることが確認できた。ただし、いずれの容器でも最大ひずみは弾性域であり、容器の健全性が保たれていることを確認した。

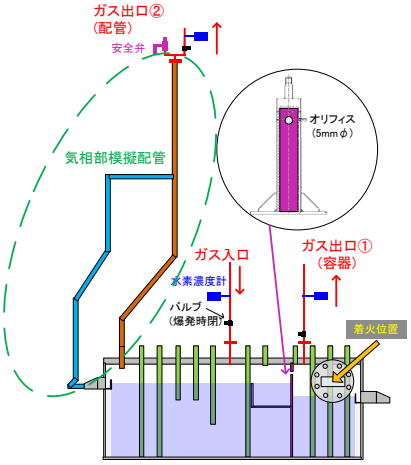


図 1　模擬容器 A の概略

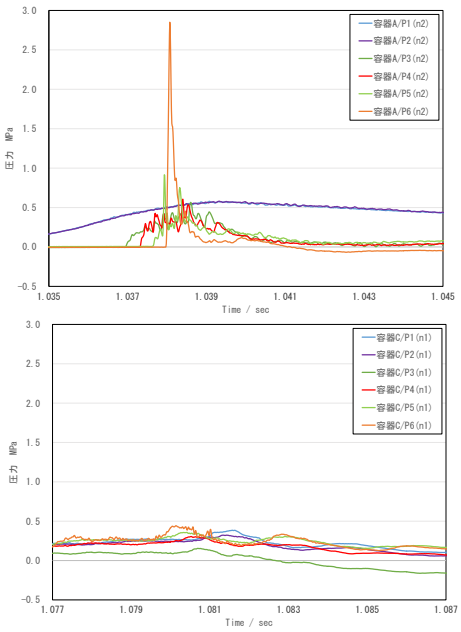


図 2　圧力時間経時変化
上：模擬容器 A　下：模擬容器 C

参考文献

[1] 柴原他，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　3P15 (2016)

*Takeshi Mikami[1], Takashi Kobayashi[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2] and Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（7）小型板状槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(7) Combustion analysis and structural analysis of simulated small plate vessel

*平島好規[1]、戴文斌[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[2]、工藤達矢[2]、荒井宣之[2]
[1]三菱マテリアル㈱、[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。代表機器の一つの小型板状槽について、燃焼解析および構造解析の結果を報告する。

キーワード： 水素爆発、小型板状槽、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型板状槽を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

2. 解析

2-1. 解析モデル

板状槽内障害物の疎密の異なる 3 種類の模擬容器を対象にし、爆発試験と同様の寸法、内部障害物をモデル化した。解析モデルの 1 例を図 1 に示す。

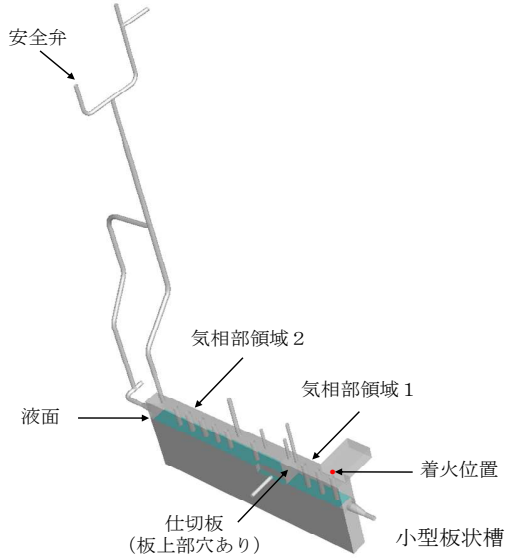


図 1. 燃焼解析モデル図

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。板状槽の気相部および接続配管内の水素濃度は 30vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。板状槽および配管の壁面は断熱として扱い、板状槽内溶液の流動性、圧縮性を考慮した。構造解析には、LS-DYNA を用いた。燃焼解析で得られた圧力時刻歴データを板状槽および配管壁面に作用させ、相当応力が弾性範囲内かを確認した。

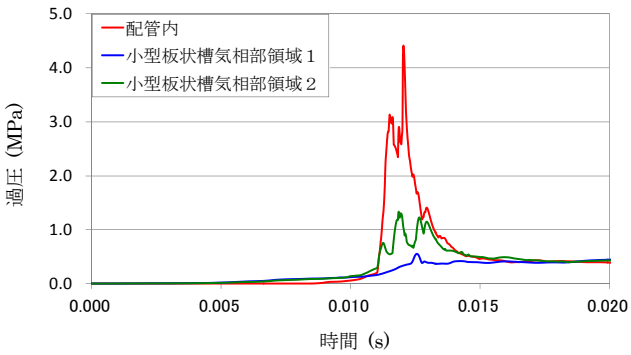


図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

3. 結果と考察

燃焼解析により得られた各領域の最大圧力の時刻歴の 1 例を図 2 に示す。板状槽と比べて、配管内では高い圧力が得られた。構造解析においては、板状槽生じる相当応力は最大で降伏点である 205MPa に達したが、ひずみは 0.026 と非常に小さく、破断ひずみ(0.4)には至らないことが確認できた。

* Yoshinori Hirashima[1], Wenbin Dai[1], Motohiro Sakaihara[1], Osamu Kanehira[1],
Yoshikazu Tamauchi[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Tatsuya Kudou[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場における放射線分解による水素爆発発生時の燃焼挙動の調査
（8）小型容器の試験と解析の比較

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(8) Comparison with numerical analysis and experiment of small scale vessels

*玉内義一[1]、中野正直[1]、坂上直哉[1]、大竹弘平[1]、工藤達矢[1]、荒井宣之[1]
戴文斌[2]、境原基浩[2]、兼平修[2]
[1]日本原燃㈱、[2]三菱マテリアル㈱

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素爆発が発生した場合の燃焼挙動、機器健全性等の把握を目的とした網羅的な解析・実験を実施している。本報告では、小型容器試験と解析結果を比較し考察する。

キーワード：水素爆発、爆発試験、燃焼解析、構造解析、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

機器内の障害物の影響を考慮した燃焼挙動の調査の一環として、小型容器を模擬した爆発試験と同条件で解析を実施した。結果概要について報告する。

2. 解析と実験の比較

2-1. 圧力の比較

比較の一例として板状槽を取り上げる。模擬容器Ａは実機をベースとした容器である。模擬容器Ｂは実機からオリフィスを取り除いた構造であり、他の配管等は同様の構造である。模擬容器Ｃは内部構造物無しとした容器である。容器の概要図を図１に、貯槽領域の圧力の最大値の比較を表１に示す。試験と解析ではおおよそ傾向は合致している。一部、試験の発生圧力が高い理由は、着火源の電気アークの形、昇温過程を解析では模擬できず、圧力に差が生じること、衝撃波の伝播速度の差等が影響していると考えられる。

表１．圧力の比較

小型板状槽		試験(MPa)	解析(MPa)
模擬容器Ａ	領域１	約 0.6	約 0.6
	領域２	約 2.7	約 1.3
模擬容器Ｂ	領域１	約 0.8	約 0.6
	領域２	約 2.5	約 2.4
模擬容器Ｃ	領域１	約 0.4	約 1.0
	領域２	約 0.5	約 0.7

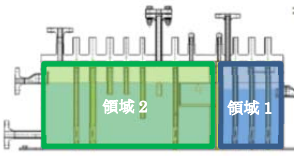


図 1. 容器の概要図

2-2. 機器の健全性

試験においては、いずれの容器においてもひずみは弾性領域にとどまり、閉じ込め機能が損なわれることは無かった。解析においては、瞬間的に降伏応力を超える結果となったが、閉じ込め機能に影響することは無い結果となった。本結果から、解析の妥当性を確認することが出来た。

3. 結論

水素/空気当量比の気体による小型容器水素爆発試験および解析の結果を比較したところ、水素爆発時の圧力等をほぼ再現できることを確認した。また、爆轟が発生したとしても、機器の閉じ込め機能は確保できることを確認した。

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Kouhei Ootake[1], Tatsuya Kudou[1], Nobuyuki Arai[1]
Wenbin Dai[2], Motohiro Sakaihara[2], Osamu Kanehira[2],
[1]Japan Nuclear Fuel Limited , [2]Mitsubishi Materials Corporation

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

[3H06-09] Development of Test Facility and Technology

Chair: Kenji Kamiyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 12:00 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H06] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

*Ikken Sato[1], Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Yuji Nagae[1], Akihiro Ishimi[1] （1.JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave

*Masanari Kuroiwa[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] （1.Kyushu University Faculty of Engineering）

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of fuel degradation and relocation test equipment under severe accident

*Kinya Nakamura[1], Takanari Ogata[1], Shigeru Kurematsu[2], Toshiya Kido[2], Masaki Kurata[3] （1.CRIEPI, 2.NDC, 3.JAEA）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉シビアアクシデント挙動模擬のためのプラズマ加熱試験技術の開発
(1) 目的と H25 年度の成果

Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
(1) Objectives and JFY2014 Outcomes

*佐藤 一憲[1], 阿部 雄太[1]. 中桐 俊男[1], 永江 勇二[1], 石見 明洋[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

原子力機構では福島第一原発事故時の事象推移解明に向けて、非移行型プラズマ加熱を用いた BWR シビアアクシデント時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験の実施を検討している。非移行型プラズマ加熱は酸化物燃料が溶融するような高温条件の達成や連続的な加熱の実現性の観点で有望であるが、シビアアクシデントの実験研究分野への適用例はなく、その適用性を確認して試験技術を確立する必要があった。そこで機構では H26 年度に模擬燃料ロッドを主体とした小規模試験体(縦横約 10cm×高さ約 20cm)をプラズマトーチで加熱する予備試験(Phase Ⅰ)を行い、燃料の一部溶融を確認して本プラズマ加熱の基本的な適用性を確認した。

キーワード:シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故

１．緒言　福島第一原発（1F）事故においては、BWR 特有の炉心や支持構造の特徴などから、TMI-2 事故に代表される燃料溶融プール形成型の事故進展とは異なっている可能性がある。即ち、EPRI による Crosswalk study[1]における指摘のように、BWR 炉心では制御棒とチャネルボックスの先行溶融移動が生じる可能性があり、その結果として高温化した炉心がマクロなガス透過性を有する可能性がある。ガス透過性が有意な場合、炉心を透過するガスが炉心冷却に寄与して溶融プール形成を遅らせるか、あるいは防止している可能性がある（図１参照）。このような①高温化炉心のマクロなガス透過性、②高温化炉心物質の制御棒スペースを通じた下方への落下と支持構造の加熱、③炉心支持構造破損のモードと破損条件、及び④支持構造破損時の炉心燃料スランピング（下部プレナムへの落下）経路と落下挙動については BWR 体系での試験データがなく、1F 事故進展を評価する上での大きな不確かさ要因となっている。そこで本研究では、BWR 体系の試験体を非移行型プラズマトーチによって事故時に想定される高温条件まで加熱し、不確かさを低減するための試験技術を確立することとした。

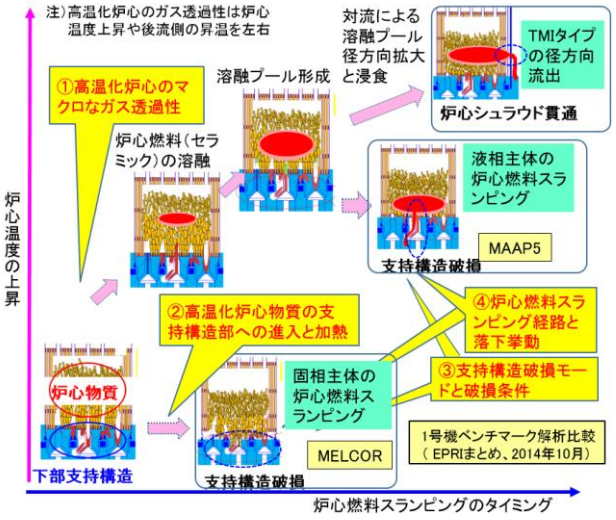


図１　BWR 特有の事故進展シナリオの不確かさ

２．小規模試験体の加熱試験　H26 年度は模擬燃料ペレット(ZrO2)を Zr 合金製被覆管に装荷した高さ 20cm の燃料ロッド 25 本からなる小規模試験体を製作し、Ar ガス雰囲気を基本とした小規模試験体加熱試験（Phase Ⅰ）を実施した。結果の例を図 2 に示すが、プラズマ出力最大 95kW までの連続加熱によって被覆管及び模擬燃料ペレットの一部溶融を確認した。

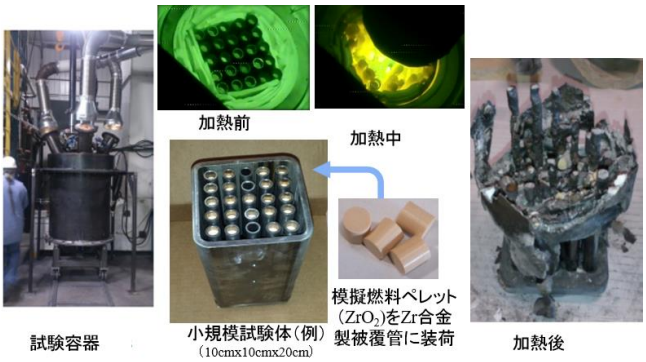


図2　小規模試験体を用いた予備加熱試験

３．結言　BWR 特有の事故進展シナリオの不確かさを低減するための試験技術として非移行型プラズマ加熱を選定すると共に、Phase I 試験によって燃料の一部溶融を確認し、SA 研究分野への基本的な適用性を確認した。

参考文献　[1]EPRI, “MAAP-MELCOR　Crosswalk – Phase 1 study”, (2014)

* Ikken Sato[1] , Yuta Abe[1], Toshio Nakagiri [1], Yuji Nagae[1] and Akihiro Ishimi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

軽水炉シビアアクシデント挙動模擬のためのプラズマ加熱試験技術の開発 (２)H27 年度の成果とまとめ

Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior
(2) Outcomes of JFY2015

*阿部 雄太[1], 佐藤 一憲[1]. 中桐 俊男[1], 永江 勇二[1], 石見 明洋[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

原子力機構では､模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験で使用を予定している非移行型プラズマトーチ加熱の適用性を確認するため、BWR 炉心の基本構成要素（燃料ロッド、チャネルボックス、制御棒ブレード、下部支持構造）からなる中規模試験体を製作し、加熱時の試験体内温度分布等を確認する試験(Phase II)を実施した。また、小規模試験体加熱試験(Phase I)で用いた試験体の X 線 CT による撮像及び溶融物の元素分析を実施した。これらにより試験・分析技術の適用性を確認した。

キーワード:シビアアクシデント、非移行型プラズマ加熱、炉心物質移行挙動(CMR)、福島第一原子力発電事故

１．緒言　原子力機構では、BWR シビアアクシデント事故時に制御棒及び燃料ロッドが溶融・流下し、炉心支持板を含む下部支持構造部が破損する挙動を調査するため、模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験を計画している。本研究では、非移行型プラズマトーチによる加熱技術及び加熱後試験体の分析技術の適用性を確認するため、小規模試験体加熱試験(Phase I)[1]及び中規模試験体加熱試験(Phase II)を実施した。本報では、Phase II 試験で得られた軸方向温度分布、Phase I 試験体の X 線 CT 撮像及び元素分析の結果について報告する。

２．中規模試験体加熱試験(Phase II)での試験体内温度分布

BWR 炉心の基本的な構成要素（燃料ロッド、チャネルボックス、制御棒ブレード、下部支持構造）からなる中規模試験体を、酸素濃度数%以下の雰囲気下で上部から非移行型プラズマで加熱する試験を実施し、実機事故時に想定される 2,000K/m 以上の非常に大きな軸方向温度分布を得られることを確認した(図 1)。一方で低酸素濃度下では電極の劣化のために加熱状態が不安定となったが､電極材料の変更により解決可能であることを別途確認した｡H28 年度中に同規模の試験体を用いた低酸素環境下試験(Phase III)を実施し、溶融物の移行挙動等の調査を実施する予定である。

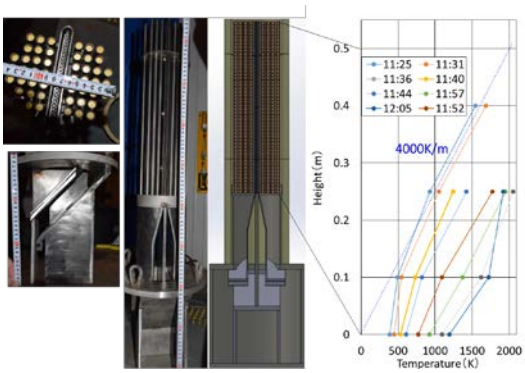


図 1　中規模試験体及び加熱時軸方向温度分布

３．小規模試験体(Phase I)の X 線 CT 撮像及び元素分析

加熱後の試験体内部の状態を非破壊で観察するため X 線 CT による撮像を実施した。また、試験体上部に形成されたプール状固化物や流下した金属状固化物の EPMA や EDX による元素分析を実施した｡図 2 に X 線 CT による縦断面像(左図)及び EPMA による酸素濃度分布(右図)を示す。これらから、低温であった未溶融ジルコニアペレット間の溶融物は酸素濃度が非常に少なく、ほぼ金属成分から構成されていることがわかる。これは低融点の金属系溶融物が凝固せずに低温部まで到達したためと考えられる。一方、プール状固化物の上部に残るジルコニアペレットの表面は浸食されており、EDX の結果によるとプール状固化物の上部は比較的酸素濃度が高く、ジルコニアペレットの一部は溶融していることが確認できた。

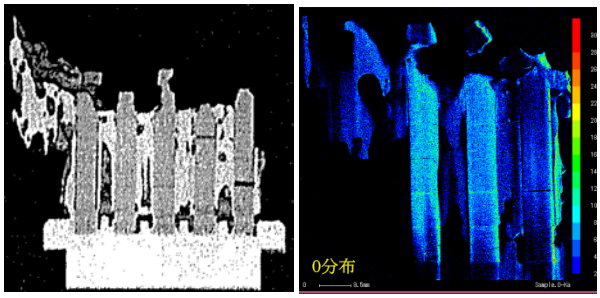


図 2　Phase I 試験体の X 線 CT 像（左図）及び EPMA による酸素濃度分布（右図）

４．結言　原子力機構で計画している模擬燃料集合体加熱試験で使用を予定している非移行型プラズマによる加熱技術、X 線 CT による撮像技術及び EPMA による元素分析技術等の試験・分析技術の適用性を確認し、試験実施の見通しを得た。

参考文献　[1] Abe, Y. et al., ICONE24-60249, (2015)

*Yuta Abe[1], Ikken Sato[1] , Toshio Nakagiri [1], Yuji Nagae[1] and Akihiro Ishimi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA).

レーザー誘起表面波を用いた粘性係数及び表面張力測定装置の開発
- 溶融燃料の物性評価に向けて -

Development of evaluation system for viscosity coefficient and surface tension with laser-induced capillary wave

-Toward analyzing fluid properties of molten fuel-

*黒岩 真成，有馬 立身，出光 一哉，稲垣 八穂広
九州大学大学院工学府

本研究では、レーザーを用いた 2 光束干渉により表面波を生じさせ、その減衰振動挙動から液体の粘性係数と表面張力を導くという手法を開発した。 今回は試料として常温の液体を用いて測定手法の有効性を検証した。

キーワード：粘性係数，表面張力，溶融燃料，表面波

1. 緒言

原子炉過酷事故の解析には液体状態の材料の物性が必要となる。そこで本研究では、従来のねじれ振動法に代わる方法として[1]、非接触で粘性率・表面張力を測定可能とするレーザー誘起表面波法に着目し[2,3]、装置システムの開発を目的とした。

2. レーザー誘起表面波（LiCW: Laser-induced Capillary Wave）法

LiCW 法とは､液体表面をレーザー光の干渉により空間的に周期的に加熱することで表面波を生じさせ、その減衰挙動を解析することで粘性率と表面張力を導く方法である。測定装置の概略を図 1 に示す。Nd:YAG レーザーからのパルス光は、ビームスプリッタにより 2 光束に分割され、その後ミラーによって試料表面で干渉するよう照射される。He-Ne レーザーからの観察光は、試料加熱部に照射され、表面波からの 1 次回折光は、Si アバランシェフォトディテクタに導かれる。検知した信号はデジタルオシロスコープに取り込まれ、PC で記録と解析を行う。

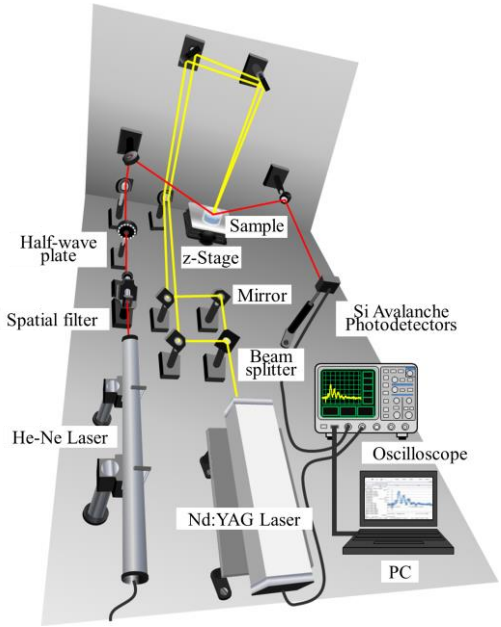


図 1. LiCW 法を用いた測定装置

3. 結果

測定には純水、トルエン、粘性率の標準液（JS2.5、JS5、JS10）を用いた。純水に対して検出された波形の結果を図 2 に示す。各試料に対する波形を比較すると、粘性率の低いものほど振幅の減衰は小さく、信号の波の数は増加した。

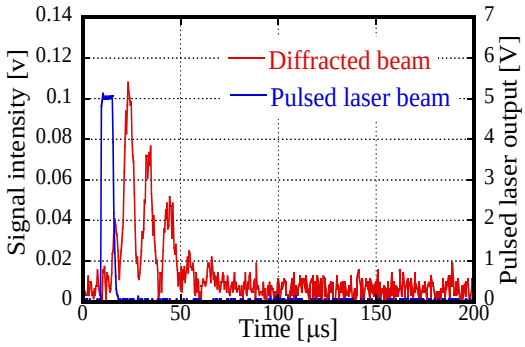


図 2. 純水から得られた信号波形

参考文献

[1] H.C. Tsai, D.R. Olander, Journal of Nuclear Materials 44 (1972) 83.

[2] K. Yasumoto, N. Hirota and M. Terazima, Physical Review B **60** (1999) 9100.

[3] 滝口広樹，長坂雄次：日本機械学会論文集(B 編), **79** (2013) 209.

*Masanari Kuroiwa, Tatsumi Arima , Kazuya Idemitsu and Yaohiro Inagaki
Faculty of Engineering, Kyushu University

シビアアクシデント時燃料棒･制御棒の破損･溶融試験装置の開発
(2) 高温水蒸気雰囲気における燃料バンドル試験体の破損・溶融試験

Development of core degradation and relocation test equipment under severe accident

(2) Degradation behavior of test bundle in steam environments at high temperature

*中村勤也 [1]　尾形孝成 [1]　博松　繁 [2]　木戸 俊哉 [2]　倉田正輝 [3]

[1] 電力中央研究所、[2] ニュークリア・デベロップメント　[3] 日本原子力研究開発機構

軽水炉 LOCA 時の初期過程を模擬した 1800℃以上までの高温水蒸気雰囲気で、蒸気流束や昇温速度を変えた燃料バンドル試験体の破損・溶融試験を行った。その結果、Zr-O 液相のリロケーション／流路閉塞、ZrO_2 酸化膜によるリロケーションの抑制、SS 被覆 FeB と Zry-4 の高温水蒸気反応等、特徴的な現象を観測した。

キーワード：燃料棒、制御棒、燃料破損、シビアアクシデント、ジルカロイ酸化

1. 緒言

シビアアクシデント(SA)時における、炉心の破損・溶融挙動の理解の深化および SA 解析モデルの検証または高度化に資するため、軽水炉 LOCA 時の初期過程を模擬した高温水蒸気雰囲気で燃料バンドル試験体の破損・溶融の素過程を解明する必要がある。前報[*1] では、SA 時の RPV 内化学状態を再現する試験装置 DEGREE を開発した結果について報告した。

2. 試験条件

Zry-4 被覆 ZrO_2 模擬燃料棒（W 棒内装）を用いて、加熱部の高さ約 200mm の 3×3 燃料バンドル試験体を構成した。蒸気流束(0-38 mg/cm^2/s)や昇温速度(0.3-3.0 K/s) を試験パラメータにした。高周波電源の出力を制御し、蒸気-Ar 混合気流中で、中心燃料棒の被覆管表面温度が 1800℃以上に達するまで加熱したのち、大量の Ar ガスを導入して冷却した(D-H27-01～ -04)。温度（熱電対、放射温度計）、圧力、発生ガス量(GC、QMS)等をオンライン測定するとともに、試験体の高温可視化像を取得した。また、Zry-4 板で覆った SS 被覆 FeB 模擬制御棒を試験体の中心に配置した破損・溶融試験も実施した(D-H27-05)。

3. 試験結果

破損・溶融試験結果の概要を図 1 に示す。蒸気欠乏条件では、液相(α-Zr(O)-ZrO_{2-x} 共晶)のリロケーション／流路閉塞が顕著に観測されるとともに、上部の試験体表面では金属光沢が認められた。これは、短尺試験体の下方で生じた Zry の水蒸気反応により、上部では水蒸気が枯渇し、逆に水素による還元雰囲気に変化したことが示唆された。蒸気潤沢条件では、ZrO_2 酸化膜の形成によりリロケーションが抑制されるものの、バンドル内側で被覆管が大きく縦割れし、液相(α-Zr(O)-ZrO_{2-x} 共晶)のリロケーション／流路閉塞を生じた。B_4C と SS の反応生成物を模擬した FeB は、SS、Zry-4 および蒸気と相互作用してリロケーションし、$(Fe,Cr)_2B$、$(Fe,Cr)_3BO_5$ および ZrB_2 を形成した。ホウ素を含む蒸気種は、検出されなかった。

	燃料バンドル試験（Zry-4被覆ZrO_2中空ペレット）					SS被覆 FeB棒
試験番号	D-H27-01	D-H27-02	D-H27-04	D-H27-03	D-H26-01	D-H27-05
蒸気流束(mg/cm^2/s)	0	0.4	37	38	35	30
昇温速度(K/s)	3.0	3.0	2.0	2.7	0.3	2.0
冷却速度(K/s @1600℃)	2.8	3.2	2.3	2.8	0.2	2.6
最高到達温度(℃)	1858	2054	2008	1988	1700	1810

試験体の外観

図 1　破損・溶融試験結果の概要

本研究は、資源エネルギー庁平成 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（シビアアクシデント時の燃料破損・溶融過程解析手法の高度化）の成果の一部である。

※1 中村ら、2016 年春の年会、2G05.

*Kinya NAKAMURA[1]、 Takanari OGATA[1]、 Shigeru KUREMATSU[2]、 Toshiya KIDO[2]、 Masaki KURATA[3] [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)、 [2]Nuclear Development Co. (NDC)、 [3]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[3H10-13] Safety Evaluation on Fast Rector 1

Chair: Yoshitaka Fukano (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H10] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3H11] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1] (1.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3H12] Studies on relocation behavior of molten core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2] (1.University of Fukui, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3H13] Development of an evaluation methodology for in-place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[1], Tohru Suzuki[1], Ken-ichi Matsuba[1] (1.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究
（1）全体計画

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials
in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(1) Overall Plan

*神山 健司[1]，松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，今泉 悠也[1]，鈴木 徹[1]，江村 優軌[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時には、溶融炉心物質は制御棒案内管を通じて冷却材プレナムへ再配置される。本研究は、この再配置過程で複合的に生じる溶融炉心物質と冷却材および炉内構造物との相互作用を評価する手法構築を目的とする。本件では研究計画の概要を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料―冷却材熱的相互作用，衝突噴流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に溶融した炉心物質は、主に制御棒案内管を通じて流下して冷却材プレナムへ再配置される。この再配置挙動の把握は安全評価の不確かさを低減するために重要であり、試験的知見の拡充を含めた評価手法の開発が必要である。本研究は、冷却材入口プレナム部への溶融炉心物質の再配置挙動を評価する手法構築を目的とし、本件では、研究計画を検討し概要を報告する。

2. 主要現象の摘出

溶融炉心物質がナトリウム中に流出した際には、両者の接触境界面にナトリウムの蒸気膜が安定に形成されず、溶融炉心物質とナトリウムとが直接接触するため、ナトリウム中に流出した溶融炉心物質は比較的短い距離で微細化され急冷される[1]。一方、制御棒案内管の接続先である入口プレナムは通常、高さおよび容積が制限された構造である。そのため、噴流となって流出した溶融炉心物質が微細化する途上でプレナム部底板に衝突する可能性があり、また、流出に伴ってプレナム冷却材のサブクール度が低下し易い。既往研究では、溶融炉心物質とナトリウムとの相互作用と微細化、あるいは、噴流となって流出した溶融炉心物質と構造材との相互作用が扱われてきた。一方、溶融炉心物質と冷却材および炉内構造物との相互作用が複合的に生じる現象に関する知見は十分ではない。そこで、既往研究を基に主要現象を摘出し、新たに知見取得が必要となる主要現象を整理した。図１に示されるように、３つの主要現象に対して新たな試験的知見の取得が必要となる。

3. 研究計画の検討

主要現象に影響する物理量を摘出した上で、課題解決のための試験研究を３段階に分けて実施することとした。まず、広範な試験条件の設定と詳細な計測が比較的容易な低融点合金と水を用いた模擬試験を通じて３つの主要現象に対する基礎的な知見を取得する。次に、ナトリウムを用いた試験にて模擬試験で取得した知見の一般性を確認し、最後に溶融炉心物質を用いた試験を実施して実機条件への外挿を確認する。さらに、噴流となる溶融炉心物質の流出挙動を評価するため、粒子法の適用を試験で得られた知見を反映しながら検討する。

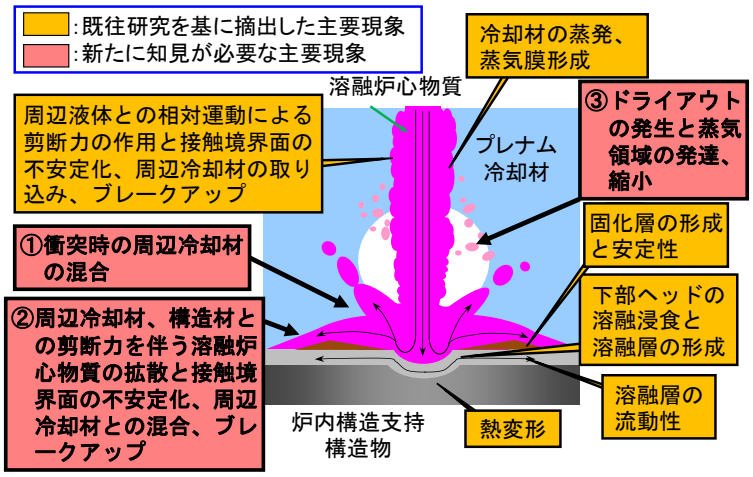


図１　主要現象の摘出

4. 結論

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における冷却材入口プレナム部への溶融炉心物質の再配置挙動を評価するための手法構築のため、解明が必要な主要現象を摘出し、研究計画を検討した。

参考文献

[1] Matsuba, et al, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 5, pp. 707-712 (2016).

*Kenji Kamiyama[1], Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Yuya Imaizumi[1], Tohru Suzuki[1] and Yuki Emura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究
（2）低水深プール中への融体流出試験

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials
in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(2) Experimental Study on Molten-metal Discharge into a Shallow Water Pool

*今泉 悠也[1]，神山 健司[1]，松場 賢一[1]，磯﨑 三喜男[1]，鈴木 徹[1]，江村 優軌[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時の再配置過程における、溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用および炉内構造物への炉心物質の再配置挙動を解明するため、低融点合金を低水深の水プール中に落下させる模擬試験を複数回行った。本件では、本試験の結果およびそのメカニズムの考察について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料―冷却材熱的相互作用，衝突噴流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時の再配置過程における溶融炉心物質と冷却材との熱的相互作用及び炉心物質の再配置挙動を解明するため、溶融炉心物質の模擬物質として低融点合金を水プール中に落下させる試験を開始した。なお試験では、実機における入口プレナム部を模擬するため、水プール中の深さ方向途中に水平平板（底板）を設置した。

2. 実験システム

入口プレナム部では、噴流となって流出した溶融炉心物質が微細化する途上でプレナム部底板に衝突する可能性がある。そこで、本試験では、炉内構造物の存在が溶融炉心物質の微細化に与える影響を調査すること[1]を目的に、底板が存在しない場合には十分な微細化が起こらない距離[2]（約 100mm）に底板を設置した。微細化途上に底板が設置されている条件を本研究では「低水深プール」と称する。落下物には融点が 78℃の低融点合金を使用し、溶融炉心物質とナトリウムとの接触界面に安定な蒸気膜が形成されない条件を模擬するため、初期温度は融体が 350℃、水が 30℃とした。融体は自由落下により加速し、衝突時の先端速度は約 4m/s であった。ノズルの内径は 28mm、融体の量は約 6ℓである。

3. 実験結果および考察

融体は底板に衝突し底板に沿って四方に分散してゆく（図１）と同時に、微細化を起こしながら固化した（図２）。十分な微細化が発生しないと予想される位置に底板が設置されていたにも関わらず微細化が確認された原因としては、落下した融体が底板の存在により底板に沿って周方向へ広げられ、これにより強制的に水との接触表面積が拡大された影響が考えられる。また、融体の分散過程で、瞬間的な圧力の発生が何度か観測された。この圧力は、融体と水の熱的相互作用により発生した沸騰気泡の成長に伴って発生したと考えられ、これによっても融体の流れが撹拌され、微細化が促進されたと考えられる。

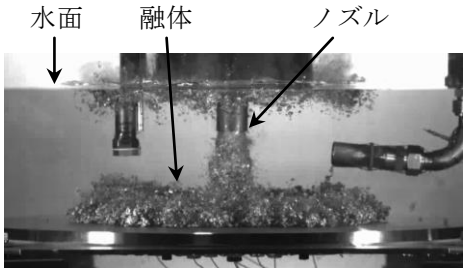


図１．底板に衝突し分散する融体

図２．微細化して固化した融体

4. 結言

高温融体を低水深プールに落下させる実験を行った結果、融体が微細化しながら固化することが確認された。底板の存在により融体が強制的に分散し、水との接触表面積が拡大したことが、微細化の促進要因であったと考えられる。

参考文献

[1] 神山ら，2016 年秋の大会予稿集，3H10，日本原子力学会 (2016)
[2] Matsuba et al., Nuclear Safety and Simulation, Vol. 4, 4 (2013)

*Yuya Imaizumi[1], Kenji Kamiyama[1] Ken-ichi Matsuba[1], Mikio Isozaki[1], Tohru Suzuki[1], Yuki Emura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究（３）密度の大きな噴流挙動への MPS 法の適用

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(3) A Simulation of a Heavy Metal Jet with MPS Method

*此村　守[1], 神山　健司[2]

[1]福井大学,　[2]原子力機構

A behavior of a heavy metal jet which ran into a water pool was analyzed with the Moving Particle Semi-implicit Method.　A little pressurization proved useful to suppress unrealistic cavity which appeared in the pool.

キーワード：粒子法、MPS 法、噴流、高密度流体、空隙、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における重大事故時に炉心溶融が発生すると、その進展によっては、溶融炉心物質が制御棒案内管を通じて、下部の低圧プレナム中に噴流となって放出される。この模擬実験の解析に粒子法[1]（Moving Particle Semi-implicit Method）を用いることを検討した。

2. 解析

2-1. 解析体系

解析体系を図 1 に示す。内径 28mm の直管が密度 979kg/m^3 の水プール中に浸漬されており、直管の中を密度 8689kg/m^3 の低融点合金が流れ、開口部から噴流となって水プール中に突入する。

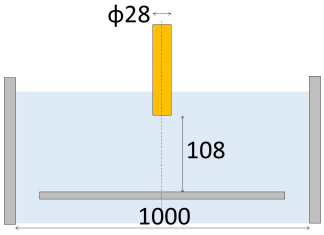


図 1

2-2. 解析コード及び解析条件

本解析で用いたソースコードは、越塚の著書[1]に付録として添付されている MPS 法のサンプルプログラムをベースとしている。当該プログラムにはナビエ・ストークス式中の粘性項が入っていないので、それを付加した上で解析に用いた。また、本解析に用いた粒子径は 2mm である。なお、表面張力及び熱解析のモデルは入っていない。

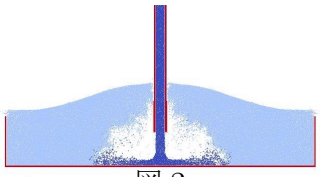


図 2

2-3. 解析結果

図 2 に図 1 の体系をそのままモデル化して解析した時の、突入開始後 0.05 秒の結果を示す。濃い青が低融点合金であり、薄い青が水を表している。外側の赤い線は容器である。低融点合金の初速度は 7m/s であるため、本来、空隙は発生しないはずであるが、本解析では噴流の周りに大きな空隙が発生している。これを是正するために、図 2 と同一の解析条件を用い、水プールの自由表面を覆った場合の解析結果を図 3 に示す。この場合、空隙は発生していない。

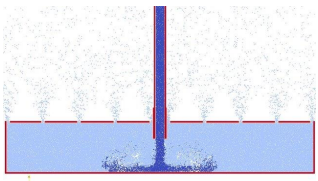


図 3

2-4. 考察

解析モデル上、流体内部で空隙が発生してしまう原因は、自由表面の判定方法にある。本モデルでは自由表面を解析初期の粒子数密度からある割合減少した時としている。このため、2 流体の衝突により発生した圧力で、軽い流体内部の粒子間距離が広がり粒子数密度が低下すると、当該部位において自由表面が生じたと判定され、圧力計算から除外される。その結果、見かけ上空隙が発生することになる。これを抑止するには、解析粒子の運動挙動に大きな影響を与えない程度の圧力を軽い流体側に付加することが効果的である。図 3 に示した解析の場合、自由表面を覆うことにより、両流体の境界で約 10^2～10^3Pa の圧力を発生させ、空隙の発生を抑止している。

3. 結論

自由表面を持った流体に噴流が突入する場合の挙動を MPS 法で解く時の解析上の工夫を示した。

この解析結果から、突入した噴流は底面で反射することなく、底面に沿って広がるものと予想される。また噴流の表面挙動は解析粒子径の影響を大きく受けるため、本解析から断言することはできないが、滑らかな表面を維持するとは限らないことが推察できる。今後、表面張力の影響を検討する予定である。

本研究を進めるにあたり、東京大学・越塚教授から有用なコメントをいただいたことに感謝いたします。
（本研究成果は日本原子力研究開発機構と福井大学附属国際原子力工学研究所との共同研究の結果である。）

参考文献

[1] 越塚誠一、「粒子法」、丸善出版（2007）

*Mamoru Konomura[1], Kenji Kamiyama[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における損傷炉心物質の冷却性評価手法整備；重要現象に関する検討

Development of an evaluation methodology for in–place cooling of degraded core materials in the core disruptive accident of sodium–cooled fast reactors; Study on key phenomena

*青柳 光裕[1]，神山 健司[1]，鈴木 徹[1]，松場 賢一[1]
[1]原子力機構

炉心領域に残留した損傷燃料の冷却(インプレース冷却)は、炉心崩壊事故の影響を炉容器内に格納させるための主要な要素の一つである。本報では、インプレース冷却に関連する物理現象の重要度を評価するとともに、安全解析コードで同事象を評価する際に重要現象と関連するモデルを整理した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，冷却過程，インプレース冷却，炉心残留燃料，PIRT

1. 研究背景および目的

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故において、燃料等の損傷炉心物質を原子炉容器内で安定的に冷却することが、事故の影響を原子炉容器内に格納（IVR）するための一つの要件である。損傷炉心物質は主に炉心部と炉心下方に設置される受皿等の構造上に再配置すると想定される。炉心下方ではサブクール度を有する大量の冷却材による燃料冷却が見込まれる。一方で、この冷却材が炉心部に再流入することで炉心部でも燃料が安定的に冷却（インプレース冷却）される可能性があるため、インプレース冷却は IVR 達成のための重要な要素の一つである。本研究では、高速炉安全解析コード SIMMER をベースとしたインプレース冷却の評価手法整備を目的とする。著者らはこれまでに SIMMER コードを用いた解析評価を行い、インプレース冷却時の挙動を予測した[1]。本報では、SIMMER コードにおいて必要なモデルの充足性を確認するために、PIRT 手法[2]に基づき、インプレース冷却に関連する物理現象の重要度を評価し、同コードにおける関連モデルを整理する。

2. インプレース冷却における物理現象の抽出および関連するモデルの整理

まず PIRT 手法に基づき、ナトリウム冷却高速炉の構成要素を階層的に分類して、インプレース冷却に関連する物理現象を抽出した。合わせて実施した事象推移の検討においても、同様の物理現象が抽出されることを確認した。冷却材による燃料の除熱量を評価指標として、各物理現象の重要度を High、Medium、Low の三段階にて評価した。従来の解析[1]で得られた知見に基づく評価結果を下表に示す。評価指標への寄与が大きい現象を重要度 H と判定した。また評価指標への影響は比較的小さいが、事象推移の中では無視できない現象は重要度を M とした。一方で評価指標と事象推移のいずれに対しても影響度が小さい現象は重要度 L とした。また重要度評価表の右側に、各物理現象に対応する SIMMER コードにおけるモデルを示す。重要度 H と M の現象に対しては、同コードにてモデル化がなされていることが確認された。

表．インプレース冷却に関する重要度評価表

物理現象	重要度	関連する SIMMER コードのモデル		
崩壊熱発熱	M	崩壊熱減衰（入力値）		
ふく射熱移行	L	モデルなし		
二相流熱伝達（燃料中）	H	固気液間熱伝達	固気液間界面積	流動様式
二相流熱伝達（気液間）	M	気液間熱伝達	気液間界面積	流動様式
固体間熱伝導	L	セル間伝導伝熱	構造ノード間伝熱	
炉心圧力変化	H	状態方程式	蒸発･凝縮物質伝達	
流動抵抗（燃料中）	H	球体抗力係数	固気液間運動量交換	流動様式
流動抵抗（燃料外）	M	構造面運動量交換	気液間運動量交換	流動様式
相変化（蒸発・凝縮）	H	蒸発･凝縮物質伝達	状態方程式	
対流輸送（熱・質量・運動量）	H	質量・運動量保存	構造面運動量交換	

3. 結論

インプレース冷却の評価手法整備のため、関連する物理現象を抽出して、各物理現象の重要度を評価した。また高速炉安全解析コード SIMMER で同事象を評価する際に、重要現象に関連するモデルを整理した。その結果、同コードにおいて必要なモデルの充足性を確認できた。

参考文献

[1] 青柳他、日本原子力学会「2014 年秋の大会」I43
[2] Wilson, G. E. et al., *Nuclear Engineering and. Design*, 186, pp. 23–37 (1998).

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Kenji Kamiyama[2], Tohru Suzuki[1] and Ken-ichi Matsuba[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

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

[3H14-17] Safety Evaluation on Fast Rector 2

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[3H14] Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Masayoshi Uno[2] (1.JAEA, 2.Fukui Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[3H15] Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

*Ye YI[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] (1.University of Tokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[3H16] Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor

*Yoshitaka Fukano[1] (1.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[3H17] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool

*Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Isao Tatewaki[1] (1.Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発（13）Na-コンクリート反応過程のシミュレーション

Development of Estimation Technology for Availability of Measure for Failure of Containment vessel in Sodium Cooled Fast Reactor (13) Simulation of Na-concrete reaction process

*河口 宗道[1,2]，宮原 信哉[1]，宇埜 正美[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

Na 冷却高速炉において、Na とコンクリートの接触を防止するための鋼製ライナーが破損した場合の Na 漏えい事故について、COMSOL Multiphysics を用いて Na-コンクリート反応の化学反応モデルの開発を行った。

キーワード： Na 冷却高速炉，Na 漏えい事故，Na-コンクリート反応，化学反応熱

1. 緒言 Na 冷却高速炉の安全評価手法において、設備として Na-コンクリート反応を防止する鋼製ライナーが設置されているが、Na-コンクリート反応に関する計算手法の高度化は重要である。本研究は、Na-コンクリート反応の化学反応特性について COMSOL Multiphysics を用いたモデル開発を行った。

2-1. 計算手法 汎用物理シミュレーションソフトウェア COMSOL Multiphysics の化学工学モジュールを用いて、反応物質の定圧比熱、エンタルピー、エントロピー、潜熱等を熱力学データベースから設定し、Na の融解／蒸発や各成分間の化学反応速度等を示唆走査熱量計（DSC）の結果[1]を踏まえて設定した。

2-2. 計算体系 不活性 Ar ガス雰囲気中に Na 及びコンクリート粉末（主成分：SiO_2）を設定し、一点近似により反応物の温度を計算した。計算では、簡単のため一定の入熱を与えて、各温度領域における反応量及び反応熱量を計算した。

2-3. 計算結果と実験との比較 先ず、COMSOL Multiphysics への組み込み状況を確認するために定圧比熱、エンタルピー、エントロピーが熱力学データベースと一致していることを確認した。次に、融解／蒸発を伴う Na のみの場合を確認し、Na の融解／蒸発時間が妥当な計算結果であることを確認した。その後、Na-コンクリート粉末の各温度における化学反応計算を行った。反応熱量による温度履歴は実験結果を比較的良く再現し、Na とコンクリートの質量割合によっては、反応ピーク温度は Na の蒸発が原因であることを確認することができた。

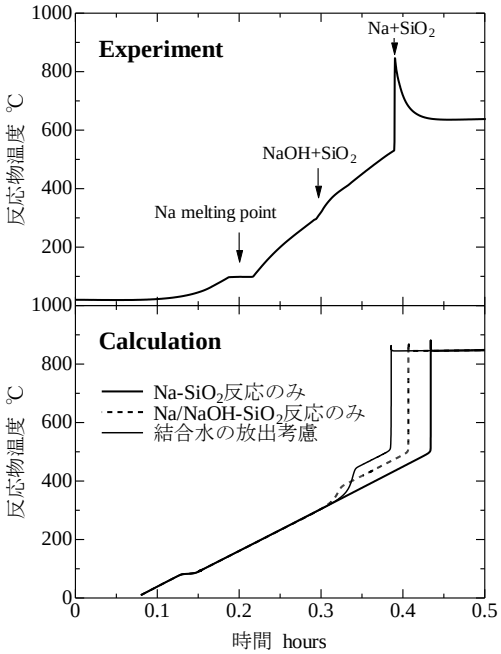


図 1. Na-コンクリート反応の実験と計算の比較

3. 結論 Na-コンクリート反応の化学反応特性について COMSOL Multiphysics を用いたモデル開発を行い、各温度における Na-コンクリートの化学反応過程をシミュレーションした。今後は強熱条件や空間分布における反応状況の確認を行う。

謝辞 本研究は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、福井大学が実施した「ナトリウム冷却高速炉における格納容器破損防止対策の有効性評価技術の開発」の成果の一部である。

参考文献 [1] Kikuchi S, et al. Journal of Thermal Analysis and Calorimetry. 2015 Jul; 121 [1]: 45-55.

*Munemichi Kawaguchi[1,2], Shinya Miyahara[1] and Masayoshi Uno[2] ／ [1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Univ. of Fukui.

Quantification of Loss-of-Reactor-Level Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor with Continuous Markov Chain and Monte Carlo Method

*Ye YI[1], Sunghyon JANG[1] and Akira YAMAGUCHI[1]
[1]Univesity of Tokyo

Abstract

A loss of reactor level accident (LORL) of a sodium cooled fast reactor (SFR) results in core degradation and causes fission products release from the reactor system to the environment. The authors couple Continuous Markov Chain and Monte Carlo(CMMC) method with AZORES code to investigate the fission product behavior during the LORL accident of the SFR.

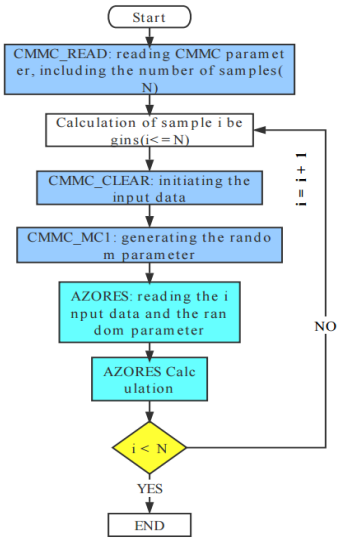
Keywords: LORL, CMMC method, fission product, SFR, severe accident

Introduction

For seismic induced loss-of-reactor-level accident (LORL) of the SFR, the authors use containment analysis code AZORES [1] with CMMC Method to analyze the stochastic responses of the containment function and fission product behavior.

Calculation Algorithm and Released Radioactivity

As the figure 1 illustrating, the calculation algorithm is a coupled method based on AZORES code and Continuous Markov Chain and Monte Carlo(CMMC) method.



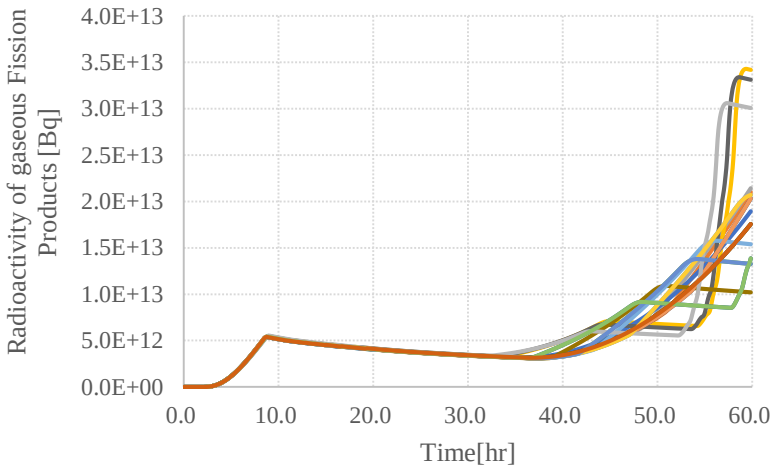


Fig.1 Calculation Algorithm

Fig.2 Radioactivity of gaseous Fission Products

Figure 2 illustrates the radioactivity of gaseous fission products released to the environment. In the first 35 hours, all the samples release about 5.0E+12 Bq radioactivity into the environment and after that the larger rupture sizes ($0.0045m^2$ [2], 10 times of others) seem to release larger amount of radioactivity, as the gray, black and yellow lines show.

Conclusion

We can conclude that: 1) the coupled method based on CMMC method and AZORES code is a promising method to quantify the level 2 PRA stochastically and accurately; 2) the larger rupture size of cold-leg pipe seems to release larger amount of radioactivity into the environment.

Acknowledgement This study is supported by Nuclear Regulatory Authority.

References

[1] JNES, 高速増殖炉の格納施設応答解析手法の整備, JNES/SAE06-105.

[2] Osaka University. 高速炉レベル 2PRA の定量化手法に関する検討成果報告書, 2015.

ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞事象の評価

Evaluation on hypothetical total instantaneous flow blockage at the inlet of fuel subassembly in a sodium-cooled fast reactor

*深野 義隆 [1]
[1] 原子力機構

本研究では、ナトリウム冷却高速炉（SFR）において、シビアアクシデント（SA）に至る可能性のある事象としてその開発当初から歴史的に研究されて来た炉心局所事故のうち、最も厳しい結果となる燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞（TIB）事象について、原型炉を対象とした評価を行った。なお、原型炉では設計対応によって TIB は実質的に排除されているが、本評価によって原型炉プラントの安全裕度を確認することとした。その結果、万一 TIB 事象が発生したとしても、炉心の損傷は限定的であり、安全に炉停止されること、また、その結果の影響は SFR の代表的な SA である炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象に十分包絡されることを明らかにした。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，SAS4A コード，集合体入口瞬時完全閉塞事象

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）は、軽水炉と比較して燃料ピンが稠密に配置され、炉心の出力密度が高いことから、炉心の局所異常からシビアアクシデントに至る可能性について国内外で研究が行われてきた。本研究ではこの炉心局所事故のうち、最も厳しい結果となる燃料集合体仮想的入口瞬時完全閉塞（TIB）事象について、原型炉を対象とし、非常に保守的な想定に基づいた評価を行った。

2. 評価手法

本研究では既往研究[1]と同様、炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用い、TIB 燃料集合体のラッパ管溶融開始と同時に隣接 7 集合体の冷却材が瞬時にボイド化するという非常に保守的な想定に基づき評価した。また、本研究では、既往研究では考慮していなかった出力制御系の影響を考慮するため、Super-COPD コード[2]にモデル化されている原型炉の出力制御系モデルを SAS4A コードに移植した。なお、TIB が発生した場合、損傷拡大過程で複数の原子炉トリップ信号が期待されるが、本研究では、保守的に出力領域中性子束高及び遅発中性子法破損燃料検出のみを考慮した。

3. 評価結果及び考察

本研究では、初期 TIB 発生燃料集合体の影響を把握するため、初装荷炉心から高燃平衡炉心末期までの内側・外側炉心及び径方向ブランケット集合体について、各々出力及び冷却材ボイド反応度が最大・最小の燃料集合体で TIB が発生する解析ケースを設定した。図 1 に各解析ケースにおける原子炉停止までの損傷の広がりを示す。炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事象では、ほぼ全炉心的に損傷するのに対して、TIB 事象が発生しても、最大でも 36 集合体程度の損傷で安全に炉停止されることがわかった。なお、本研究では、出力制御系の影響を考慮したが、損傷の拡大速度等に若干の影響が見られるものの、炉停止までに損傷する集合体数は同等となることを確認した。

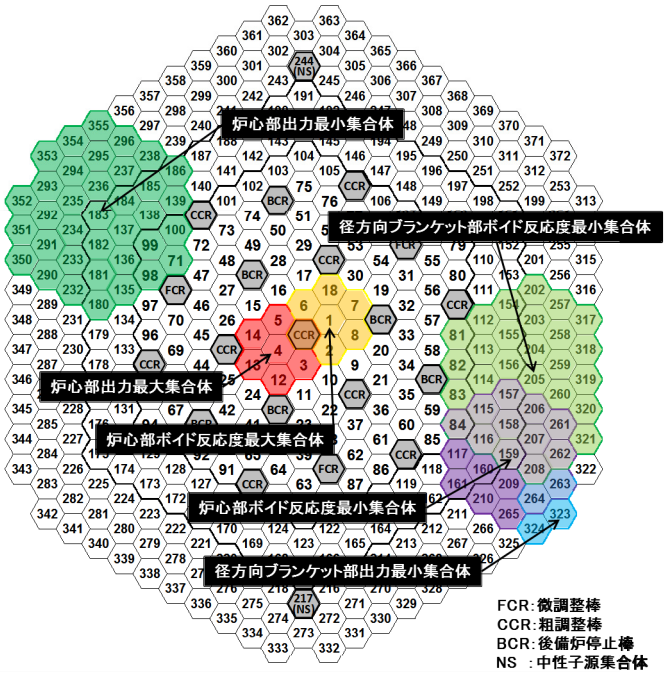


図1 保守的想定に基づく炉停止までの損傷範囲

4. 結言

SFR の原型炉を対象とした TIB 事象の評価を行った結果、原子炉停止に至るまでの炉心の損傷は限定的であり、また、その結果の影響は ULOF 事象に十分包絡されることを明らかにした。

参考文献

[1] Y. Fukano, Annals of Nuclear Energy, Vol. 77, pp. 376-392 (2015)　[2] F. Yamada, Y. Fukano, H. Nishi and M. Konomura, Nucl. Technol., vol.188, pp292-321 (2014)

*Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究
運動特性が反応度印加に与える影響(その 2)

Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool
Effects of Movement Characteristics on the Reactivity Insertion (2)

*渕田 翔[1]，江村 優軌[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，帶刀 勲[1]
[1]九州大学

高速炉の安全評価において重要な損傷炉心プールのスロッシング挙動について、核的なフィードバックを伴うプール運動を模擬した水流動試験を実施した。その結果、スロッシングモード（対称及び非対称）の違いによる外乱応答特性について知見を得るとともに反応度印加に与える影響を考察した。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，再臨界，損傷炉心プール，スロッシング

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故における遷移過程では、溶融プールの運動に伴う燃料凝集によって反応度が即発臨界に近接すると、燃料膨張や蒸発による燃料運動に伴って正、負両方の反応度効果が生ずる。本研究では核的フィードバックを伴うスロッシング運動を模擬した水流動試験及び高速炉安全解析コード SIMMER-III を用いた実験の再現解析を行い、プール運動の外乱応答特性について知見を得るとともに、プールの局所的な運動挙動が反応度印加に与える影響を考察した。

2. 実験　本実験では、矩形容器（横幅 940 mm、高さ 1,000 mm、奥行 100 mm）内で初期水位 160 mm の水プール右端底部より窒素ガスを周期的に注入することで炉心プール中央への燃料凝集を模擬し、非対称スロッシング運動を誘起させた。その後、ガス注入を停止する条件を Type 0、核的フィードバックによるプール膨張を模擬したガス注入による外乱を印加する条件を Type 1 として実験を行った。

3. 解析結果　図 1 に SIMMER-III コードによる再現解析で得られたプール右端の水位の時間変化（周期的なガス注入終了時を 0 秒とする）を示す。Type 1 ではプール右端の水位が最大となる前に気泡が水面に到達し、右端に向かう波と干渉することでその後の水位変化が抑えられた。すなわち、対称スロッシングモード[1]と同様に、非対称スロッシングにおいてもプール運動の緩和現象を確認した。

4. 反応度変化の評価　本研究では、プール右端方向の燃料運動に伴う反応度印加率を$\dot{\rho}_r(t)$[Δk/k/s] ≃ $\oint[\nabla W(\vec{x})\cdot\vec{u}_f(t,\vec{x})]\,\delta m_f(t,\vec{x})$（$\nabla W$：反応度価値の勾配[Δk/k/(kg·m)]，$\vec{u}_f$：燃料速度[m/s]，$\delta m_f$：燃料質量の変化[kg]）で一次近似的にモデル化する[1]。ここでは、水を溶融燃料と仮定しプール右端に燃料が集中した際の∇Wを用いることで$\dot{\rho}_r(t)$を求めた。図 2 に$\dot{\rho}_r$の時間変化を示す。Type 1 では外乱による右端への燃料凝集が妨げられた影響により、Type 0 と比較して正の反応度印加率のピーク値が緩和されたことがわかる。

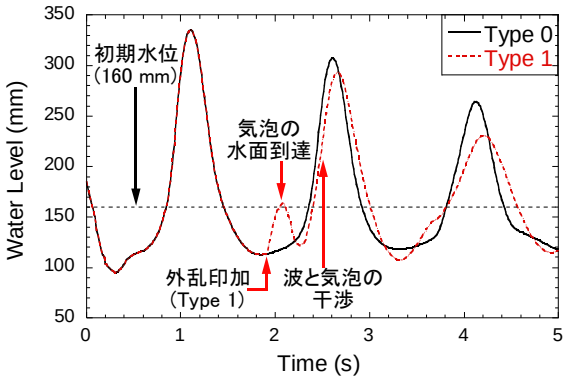


図 1　解析におけるプール右端の水位変化

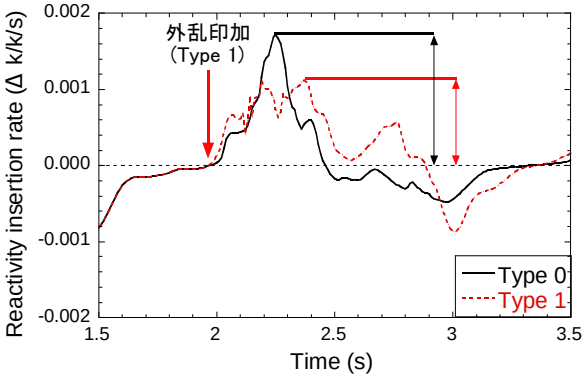


図 2　プール右端方向運動に伴う$\dot{\rho}_r(t)$

5. 結言　非対称スロッシングモードにおけるプール運動と反応度変化に関する定性的な知見が得られた。今後、実機体系において核的なフィードバックを伴うプール運動によるエネルギー発生のメカニズムについて検討を進める。

謝辞　本研究は原子力規制庁から九州大学への委託研究「高速炉の損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する水流動試験」として実施した。

参考文献　[1] 守田ら，本会 2016 春の年会予稿集, 1F11, 2016.

* Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], and Isao Tatewaki[1]; [1]Kyushu Univ.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1 Advanced Reactor System

[3I01-07] Knowledge preservation of Monju data and next generation sodium-cooled reactor

Chair: Kazuyuki Demachi (Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 9, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[3I01] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data

*hiromasa sawazaki[1], naoyuki kisohara[1], yoshihide nakamura[1], takeshi sato[1] (1.JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3I02] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1], Takeshi Sato[1], Naoyuki Kisohara[1] (1.JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I03] The results obtained from the 20 years of " Monju" plant data

*Takeshi Sato[1], Yasushi Ohkawachi[1], Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:30 AM - 10:45 AM

[3I04] Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor

*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Eto Masao[2], Shoko Matsunaga[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

10:45 AM - 11:00 AM

[3I05] Measures to prevent Loss of Heat Removal System in Next Generation Sodium-cooled Fast Reactor

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], takashi Shoji[2], shuhei Nakata[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I06] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2], Yukihide Mori[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubushi FBR Systems, INC.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I07] Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*HIROYUKI SAITO[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3], Seiichiro Maeda[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

20 年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（1）全体概要

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(1) Overview

*澤崎　浩昌 [1]，中村　恵英 [1]，佐藤　健 [1]，木曽原　直之 [1]

[1] 原子力機構

「もんじゅ」は性能試験を中断しており、原子炉を停止しているが、ナトリウム純化系等の機器・系統は稼動しており約 20 年間の実機のプラントデータが蓄積されている。これらデータを用いて機器の性能確認・評価を試みた。本報告では、その取組概要を述べ、後続の報告では現時点でまとめられた成果を述べる。

キーワード：もんじゅ，もんじゅ研究計画，実機データ，設計検証

1. 緒言

「もんじゅ」はもんじゅ研究計画[1]に基づき、「(1) 高速増殖炉プラントの技術成立性の確認を含む高速増殖炉技術開発の成果の取りまとめ」、「(2) 廃棄物の減容及び有害度の低減を目指した研究開発」、「(3) 原子力発電システムとしての高速増殖炉/高速炉の安全技術体系の構築を目指した研究開発」を行うこととなっている。これらは、性能試験及び定格出力運転を通じてデータを取得し、研究開発を進めていくものであるが、炉内中継装置落下以降性能試験は中断し、原子炉は停止している。しかし、原子炉停止中においても、全ての機器が停止しているわけではなく、多数の系統、機器（1 次主冷却系、ナトリウム純化系他）が稼働し、プラントデータが蓄積されている。これまでに取得されたデータを用いて以下の取組を始めた。

2. 取組概要

約 20 年間の蓄積されたプラントデータを用いて性能確認・評価できる技術項目として、もんじゅ研究計画の「(1) 高速増殖炉技術開発の成果の取りまとめ」のうち、機器・システム設計技術、ナトリウム取扱技術の技術項目を対象として検討を進める。現在、検討・評価を進めている項目を表 1 に示す。評価で利用する約 20 年間に渡り収集・監視している中央計算機の種々のプラントデータ（圧力、温度、流量、回転数、変位量）は、現時点での入力点数は約 29,000 点、採取頻度はほぼ 6 時間に 1 回である。

3. 結果、今後の取組

今回の取組で、原子炉停止時においても取得されているデータで系統、機器の性能の一部を確認することができた。また、設計を踏まえて機器の評価すべき観点の再確認や、更なる評価に向けた今後性能試験等で取得することが望ましいデータを特定することができた。

今後も引き続き、現時点で評価が可能な技術項目を抽出し、順次評価を継続していく。

表 1 .検討・評価中の系統、機器

系統、機器	評価項目（プラントデータ）
1 次主循環ポンプ	自然対流防止板の効果 （1 次主循環ポンプ A ガス層温度）
1 次ナトリウム純化系	不純物持込み量 （1 次ナトリウムプラギング計温度）
2 次ナトリウム純化系	純化効率、拡散水素量 （ナトリウム中水素濃度）

参考文献

[1] 文部科学省 web site.http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/061/houkoku/1344598.htm.

*Hiromasa Sawazaki[1], Yoshihide Nakamura [1] ,Takeshi Sato[1] and, Naoyuki Kisohara [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（2）１次ナトリウム純度管理について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data
(2)Purity management of primary sodium system

*中村　恵英[1]，澤崎　浩昌[1]，佐藤　健[1]，木曽原　直之[1]，
[1]原子力機構

液体金属ナトリウム（以下「Na」と略す。）冷却高速炉の材料の腐食量は、Na 中の不純物濃度に依存するため、Na を純化し、高純度に維持、監視する純度管理及び燃料交換等での不純物の持込量の低減が必要である。もんじゅ１次系で適切な純度管理が実施されていた事を約 20 年間のプラントデータを用いて確認した。

キーワード：もんじゅ、１次ナトリウム、純度管理

1. 緒言

Na 中の不純物濃度上昇は、Na 温度上昇時の構造材等の表面付着物の溶出、燃料交換作業もしくは異常事象発生時の復旧作業等で生じる。不純物持込量を低減するため、各作業では対応策を講じているが、これら作業がもんじゅ１次 Na 純度へ与えた影響を、約 20 年間のプラントデータを用いて分析した。

2. 系統の概要及びコールドトラップの運転管理

もんじゅは原子炉停止中であるが、純度管理のため１次 Na の一部は主系統と１次系オーバフロータンクの間で循環させており、オーバフロータンク内の Na 中不純物（特に酸素）をコールドトラップ（以下「C/T」と略す。）で除去することにより全系を純化している。C/T は、通過する Na を低温にすることにより、その温度で飽和状態となる不純物を Na との固化化合物として析出させてメッシュに捕獲している。C/T への Na 循環停止時にも、捕獲不純物の溶出防止のために、C/T の制御温度を低く設定している。また、C/T に流れる Na の一部をプラギング計（以下「PL 計」と略す。）に流し、不純物析出温度を連続的に測定し、純度を監視している。更に、Na を定期的にサンプリングして化学分析することでも、１次 Na 中不純物濃度を監視している。

3. Na 純度の推移

PL 計データに基づき、Na 温度上昇時の構造材等の表面付着物の溶出、燃料交換や炉内中継装置落下トラブルの復旧作業等による１次 Na 純度への影響を調査した。図１に約 20 年間の１次 Na 中酸素濃度の推移を示す。初期の 40%出力運転時においては構造物表面に付着した酸素溶出による濃度上昇が観測されるが、C/T 純化により酸素濃度は低下し、その後は約 1～3ppm の範囲に維持されている。同図には燃料交換や炉内中継装置落下トラブルの復旧時期も示すが、いずれも Na 中酸素濃度は上昇することなく、系統内に不純物をほとんど持ち込まずに作業できていることがわかった。

4. 結言

約 20 年間の１次 Na 純度の推移を調査し、管理目標値 3ppm を下回っていることが確認できた。今後は、更に高い温度となる 100%出力運転時（約 529℃）のデータ採取を行うとともに、常時データ採取を継続し、Na 純度が適切に管理できていることを確認していく。

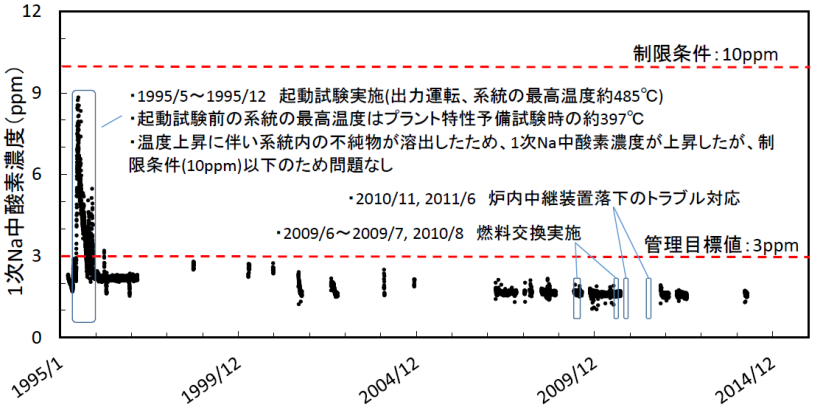


図１　約 20 年間の１次 Na 中酸素濃度の推移

*Yoshihide Nakamura[1], Hiromasa Sawazaki[1],Takeshi Sato[1] and, Naoyuki Kisohara[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

２０年間のもんじゅプラントデータから得られた成果について
（3）２次ナトリウム純化系コールドトラップの純化効率について

The results obtained from the 20 years of “Monju” plant data

(3) Purification efficiency of secondary sodium purification system cold trap

*佐藤　健[1]，澤崎　浩昌[1]，中村　恵英[1]，大川内　靖[1]

[1]原子力機構

もんじゅにおいては、蒸気発生器伝熱管からの万一の水リークが事故に拡大する前に、2 次 Na 中の水素濃度変化を捉え、水リークを早期に検知し対応することが重要である。その検出感度は、通常運転時における伝熱管を通して水側から 2 次 Na 中へ拡散してくる水素量と、それを除去するコールドトラップ（以下「C/T」という。）の性能に依存する。本報告では、約 20 年間の実機プラントデータを用いて C/T の純化効率の評価を行った。

キーワード：もんじゅ、コールドトラップ、純化効率、水素計、拡散水素量、水リーク

1. 緒言

もんじゅは原子炉停止中のため、水・蒸気系を運転しておらず、蒸発器及び過熱器（蒸気発生器）は隔離状態であるが、C/T は純度管理のため運転を継続している。約 20 年間蓄積してきた C/T の運転データには伝熱管からの拡散水素がなく、不確定要因は少ないことから精度良く純化効率（η）を推定できるものが含まれている。約 20 年間の運転において、C/T の運転温度を変更するプラント操作を各ループ 3～5 回の合計 11 回実施しており、その運転データを用いて、純化効率を評価した。

2. 検討内容

Na 純化系運転時の Na 中水素濃度の変動挙動は、純化効率に依存する時定数を持つ 1 次遅れ系であることを踏まえ、純化効率をパラメータとして、C/T 底部の温度に応じた飽和水素濃度（計算値）の挙動に合わせてランプ応答の計算を行い、水素濃度の動的な応答曲線を求めた。評価対象期間の Na 中水素計の水素濃度実測値と算出した応答曲線を重ね合わせ、その重なり具合から純化効率を推定した。結果の一例を図 1 に示す。

3. 結論

もんじゅの設計において、2 次 Na 純化系 C/T の純化効率は η＝0.7 としていたが、検討結果より η＝0.85 が純化効率としてベストフィットしていることを確認した。また、異なる時期のデータで評価した結果、概ね同じ結果を得られたことから、本評価方法は適切であると考えている。今後はデータを補間することなど、評価結果の信頼性を高める検討や純化効率から拡散水素量についても導出していく予定である。

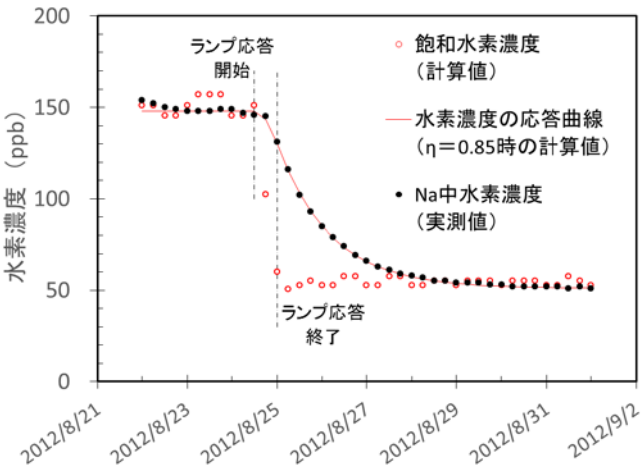


図 1 飽和水素濃度から算出した応答曲線と水素濃度実測値の重ね合わせの例

*Takeshi Sato[1], Hiromasa Sawazaki[1] Yoshihide Nakamura and Yasushi Ohkawachi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉における水平型ナトリウム中検査装置の概念設計

Conceptual design of horizontal type under sodium viewer for next generation sodium-cooled fast reactor

*相澤　康介[1]，川崎　信史[1]，近澤　佳隆[1]，衛藤　将生[2]，松永　尚子[2]
[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ

次世代ナトリウム冷却高速炉における水平型ナトリウム中検査装置の要求条件および概念設計を報告する。

キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉、水平型ナトリウム中検査装置

1. 緒言　炉心構成要素が炉心上端から突き出した状態において、燃料交換作業を行うため回転プラグを動作させると、炉心構成要素が炉心上部機構と衝突し、損傷する恐れがある。このため、回転プラグを回す前に、炉心構成要素が突き出していないことを確認することを目的とした水平型ナトリウム中検査装置（以下、H-USV）を次世代ナトリウム冷却高速炉に設置する予定である。本報告では、次世代ナトリウム冷却高速炉に適合する H-USV の要求条件を整理するとともに概念設計を実施した。

2. 要求条件　H-USV の概略図を図 1 に示す。H-USV は、原子炉容器内の炉心の外側から超音波を発信し、対角に設置した反射板から反射波の信号強度の変化から検査領域における障害物の有無を検知するものであり、「もんじゅ」で実証されている[1]。次世代ナトリウム冷却高速炉の H-USV は、全炉心構成要素の突き出しの検知、及び後備炉停止系制御棒のスクラム時間の計測を目的とする。定期検査中に使用することとし、ナトリウム温度 200℃を環境条件とした。回転プラグ動作時における炉心上部機構と燃料交換機の干渉回避を考慮し、突き出し検知の目標値は 50mm とした。

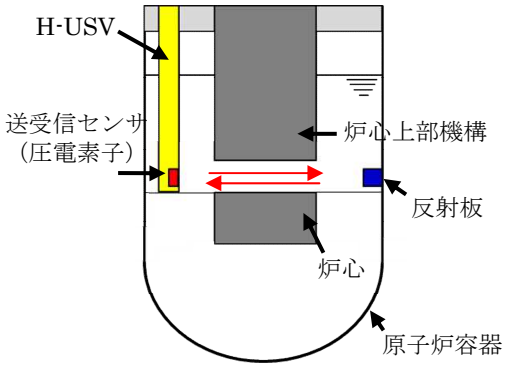


図 1　H-USV の概略図

3. 概念設計　本 H-USV の設計では、「もんじゅ」より原子炉容器径が増大したこと、原子炉容器内の炉心出口高さにコールドレグ配管があることを考慮する必要がある。送受信センサは「もんじゅ」のセンサと同一仕様とし、「もんじゅ」と同等の信号強度が得られるよう反射板形状を改良した。「もんじゅ」[1]では 36.9mm の突き出し量を検知したことから、目標値 50mm の見通しは十分にある。反射板の設置位置を図 2 に示す。3 箇所の検査孔から H-USV で検査することとし、反射板を設置した。これにより、突き出した炉心構成要素を同定することが可能となる。また、制御棒単体でスクラムする後備炉停止系制御棒のスクラム時間計測の実現性について検討を行い、見通しがあることを確認した。

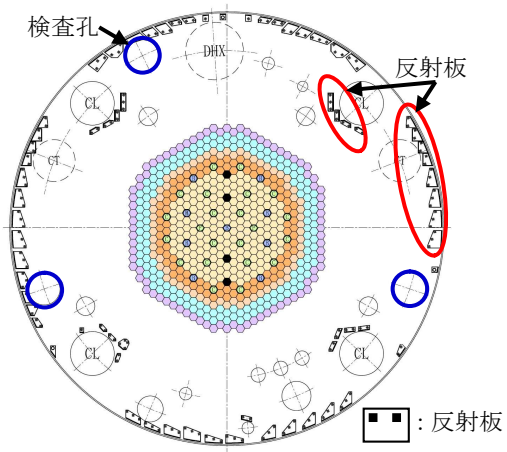


図 2　反射板の設置位置

4. 結言　次世代ナトリウム冷却高速炉に適合する H-USV の要求条件を整理するとともに、概念設計を実施した。

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] K. Aizawa, et al., ICONE15-15383, 2015

*Kosuke Aizawa[1], Nobuchika Kawasaki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Masao Eto[2] and Shoko Matsunaga[3]
[1]JAEA, [2]MFBR

次世代ナトリウム冷却高速炉の除熱喪失防止対策

Measures to prevent loss of decay heat removal system in the next generation sodium-cooled fast reactor

*近澤 佳隆[1]，久保 重信[1]，島川 佳郎[2]，金子 文彰[2]，庄司 崇[2]，中田崇平[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ株式会社

次世代ナトリウム冷却高速炉において求められている崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避するための設計対策の検討を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，除熱失敗型事象，崩壊熱除去系，第 4 世代原子炉，自然循環

1. 緒言　第 4 世代原子炉に関わる国際フォーラム(GIF)では、ナトリウム冷却高速炉(SFR)の安全設計クライテリア(SDC)の構築が進められている。この SDC は、第 4 世代炉としての高い安全性の達成を目標として、SFR に特徴的な要件を盛り込むと共に、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を反映したものとなっている。除熱失敗型事象に対しては、崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避できるように設計対策を講じることとしており、先の報告では、この要求に適合するための対策設備案の検討、有効性評価等を行った[1]。本報告では、これらの対策をとり入れた設計概念のまとめを行った。

2. 検討内容

設計基準を超える厳しい内的及び外的事象を考慮しても崩壊熱除去機能が維持されるように、系統間の独立性や多様性を確保しながら崩壊熱除去機能を強化した。（液位確保方策については前報同様[1]）

(1)　設計基準対応の崩壊熱除去系の機能拡張　次世代ナトリウム冷却高速炉では DRACS1 系統および PRACS2 系統の独立 3 系統かつ全系統が大気を除熱源とした完全自然循環の崩壊熱除去系を採用している（図 1 参照）。冷却能力の強化の観点から各 1 系統で実力的に 100%の除熱が可能なように除熱容量の強化を行うと共に、全電源喪失等に対応するためのアクシデントマネージメント方策の適用を図った。除熱容量を強化したシステムは、全電源喪失による冷却材凍結に対して、PRACS 2 系統の冷却を停止すれば 10 日以上の時間裕度を有する（図 2 参照）。

(2)　代替除熱手段　設計基準の冷却系から独立した代替冷却系については除熱源を多様化する案も検討を行ったが[1]、システムの信頼性の観点から依存する補機冷却系、電源系機器を局限化できる大気冷却の補助炉心冷却系（図 1 参照）を最終的に選定し、循環方式や配置で多様化を図ることとした。

3. 結論　崩壊熱除去機能の全喪失を実質的に回避するための設計対策として、完全自然循環の崩壊熱除去系 3 系統に加え、独立した代替冷却系を備える設計概念を具体化した。

参考文献　[1] 2013 年秋の大会、H04～H06

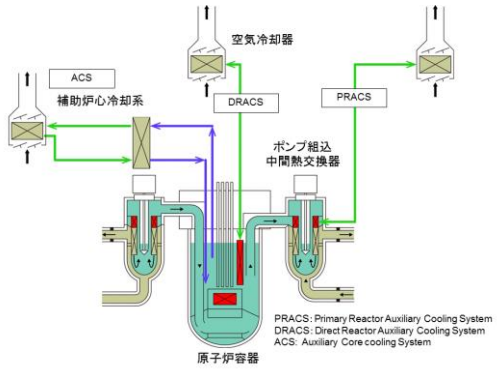


図 1　崩壊熱除去系（代替除熱手段を含む）

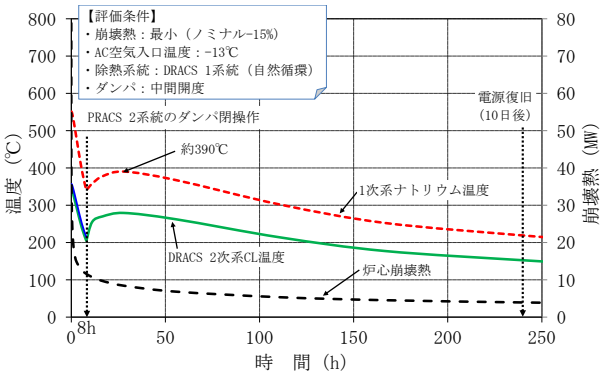


図 2　制御機能喪失時の冷却材温度変化

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。

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1],Yoshio Shimakawa[2], Fumiaki Kaneko[2], Takashi Shoji[2], Shuhei Nakata[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Mitsubishi FBR systems INC.

次世代ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体・炉心構成要素設計
（1）燃料集合体上部構造に係る評価検討

Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(1) The conceptual design for the upper structure of fuel assembly

*小澤 隆之[1]，前田 誠一郎[1]，早川 教[2]，森 行秀[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ㈱

次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体のラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合方法や上部遮蔽体形状に係る構造検討に加え、上部遮蔽体周りの CFD 解析結果に基づき、ラッパ管材の使用温度制限目安を超えない範囲において機能要求を満足する燃料集合体上部構造に係る概念的な評価検討を行った。

キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉，燃料集合体，上部構造

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体では、高照射量に対応するためラッパ管材にフェライト鋼である PNC-FMS を用いる。一方、燃料集合体上部のハンドリングヘッドにはオーステナイト鋼を用いることから、ラッパ管との異材接合が必要となる。また、上部遮蔽体には、炉心崩壊事故時の再臨界回避のために燃料集合体内に設ける内部ダクトからの溶融燃料排出経路を確保する必要がある。本研究では、これら特有の構造に留意し、機能要求を満足する燃料集合体上部構造に係る概念的な評価検討を行った。

2. 考慮すべき要求条件

ラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部では、ラッパ管材である PNC-FMS の高温強度等を確保するため、炉内使用期間におけるラッパ管の公称温度を 600℃より出来る限り低い温度とし、最高温度を 700℃以下とする必要があるとともに、異材接合部の健全性を確保する上で、高速中性子照射量を極力低く抑える必要がある。また、上部遮蔽体については、炉心上部の遮蔽性能、冷却材圧力損失、支持部における構造強度等を考慮した構造とする必要がある。

3. 上部遮蔽体周りの CFD 解析

燃料ピンバンドル部上端における冷却材流速分布及び冷却材温度分布を入口境界条件とし、汎用熱流体解析コード(STAR-CD)を用いた 3 次元解析により、上部遮蔽体周りの温度分布を評価するとともに、冷却材圧力損失を概略評価した。乱流モデルには Realizable k-ε モデルを使用した。また、解析モデルの外側表面は保守的な温度解析結果となるよう断熱条件とした。解析の結果、図 1 に示すように PNC-FMS の温度を 600℃より低く抑えるためにはラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部を燃料ピンバンドル部直上とする必要があることがわかった。

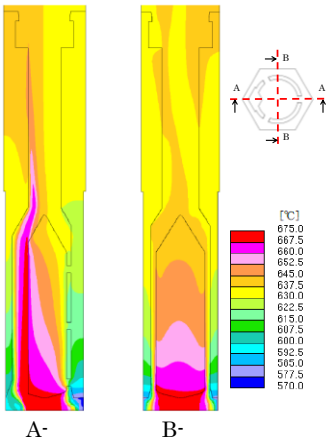


図 1　上部遮蔽体周りの CFD 解析結果

4. 結論

製作・組立性も考慮した結果、ラッパ管とハンドリングヘッドの異材接合部は、高速中性子照射量が比較的高い燃料ピンバンドル部直上近傍となるので、溶接ではなく機械的接合方法を採用した。これにより、異材接合部で発生する熱膨張差による応力に対する構造強度低下も抑える構造とした。また、上部遮蔽体については内部ダクト開口部上方に切り込みを設け、炉心上部の遮蔽性能、冷却材圧力損失、支持部における構造強度等が十分確保される構造とした。

以上のような評価検討の結果、最も合理的と考えられる図 2 に示すような構造を、次世代ナトリウム冷却高速炉における燃料集合体の上部構造に係る構造概念とした。

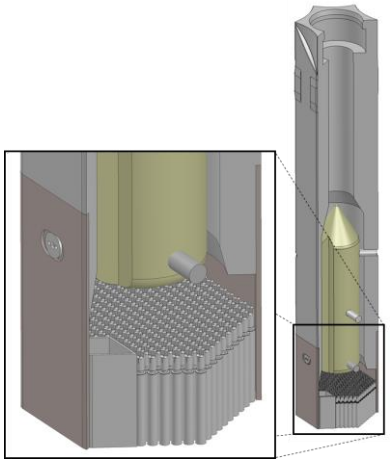


図 2　燃料集合体上部構造の概念

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。

*Takayuki Ozawa[1], Seiichiro Maeda[1], Satoshi Hayakawa[2] and Yukihide Mori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc.

次世代ナトリウム冷却高速炉の燃料集合体・炉心構成要素設計
（2）径方向中性子遮蔽体構造の最適化方策の検討

Fuel and NFBC assemblies design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(2) Optimization of a radial shielding structure

*斎藤 裕幸[1]，日暮 浩一[1]，増山 大輔[2]，大木 繁夫[3]，大釜 和也[3]，前田 誠一郎[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の中性子遮蔽候補材に対し、遮蔽性能・構造健全性等に対する得失を整理し、使用条件に応じた構造最適化方策をまとめた。

キーワード：次世代炉，ナトリウム冷却高速炉，径方向遮蔽体，黒鉛，水素化ジルコニウム，炭化ホウ素

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心径方向遮蔽には、中性子検出器（NIS）が適切に応答する等価熱中性子束を達成しつつ、原子炉容器内構造物の着目部位（炉心槽等）での中性子照射量制限を満足するよう中性子束を減衰させることが求められるとともに、原子炉容器大型化の回避のために可能な限り遮蔽体厚さを薄くすることが求められる。その一方で、ガンマ線については放射化 Na が主線源となるため、径方向遮蔽に対しては特段の要求はない。そのため、候補遮蔽材は中性子遮蔽に着目して、水素化ジルコニウム（Zr-H）、炭化ホウ素（B_4C）、黒鉛及びステンレス鋼が考えられる。本発表では、それぞれの遮蔽材に対する得失を整理し、径方向中性子遮蔽体としての使用条件に応じた構造最適化について検討した。

2. 検討内容

ブランケット燃料集合体外側にステンレス鋼遮蔽体 2 層を設置し、その外側に上記 4 種の遮蔽体を 1 層設置した場合について、炉心中心高さ位置での高速中性子束（E>0.1MeV）の減衰分布を図 1 に示す。①Zr-H は、3 桁減衰を可能とする優れた遮蔽体であるが、熱中性子による構造材の He 脆化及び遮蔽体破損時の水素放出が問題となる。②B_4C は、Zr-H に次いで優れた遮蔽性能を有するが、$^{10}B(n, \alpha)$反応により発生する He ガスへの対応（ガスプレナムの確保あるいはベント型ピンの採用等）が必要となる場合がある。③黒鉛は、1 桁減衰程度は期待できるが、熱中性子による構造材の He 脆化が懸念事項となるため、黒鉛にホウ素を微添加等の対応が必要である。④ステンレス鋼では、候補材中では最も遮蔽性能が低く、炉心槽照射量制限値を満足するためには 4 層の設置を要するが、使用実績が多く特筆すべき課題はない（寸法制約上径方向遮蔽体は 4 層迄設置可能）。NIS 応答に対しては、遮蔽体透過後に中速中性子が多く残っているステンレス鋼が最も優れている。一方で、Zr-H は高速中性子遮蔽性能が高い半面、NIS 応答に必要な中性子束を得られないことが課題であるため、NIS 応答性と高速中性子遮蔽性とのトレードオフに配慮した設計が必要となる。

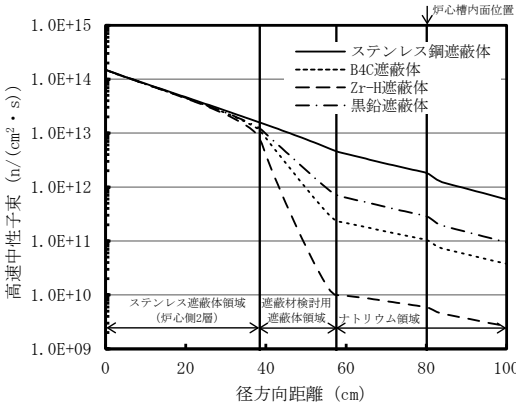


図 1　径方向高速中性子束減衰分布

3. 結言

種々の中性子遮蔽候補材を採用した場合における得失を整理した結果、次世代ナトリウム冷却高速炉の径方向遮蔽体は寸法上の制約を踏まえ、ステンレス鋼遮蔽体 4 層の構成が最適であるとの結論に至った。

◇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。

* Hiroyuki Saito[1], Koichi Higurashi[1], Daisuke Masuyama[2], Shigeo Ohki[3], Kazuya Ohgama[3] and Seiichiro Maeda[3]

[1]Mitsubihi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 302-1 Advanced Reactor System

[3I08-14] Space reactor, high-temperature gas-cooled reactor, and coated-particle-fueled light water reactor

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:40 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[3I08] Small nuclear reactor for dispersed power systems

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

2:45 PM - 3:00 PM

[3I09] Small nuclear reactor for dispersed power systems

*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1], Kunio Hoshino[1] (1.TOSHIBA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3I10] Small nuclear reactor for dispersed power systems

*Taishi Yoshida[1], Rei Kimura[1], Kunio Hoshino[1], Satoshi Wada[1], Yoshihiro Hyodo[1], Yoshiro Nishioka[1] (1.Toshiba)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I11] Batch wise burnup analysis and fuel pin temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*TAKAYA SUZUKI[1], NAOYUKI TAKAKI[1] (1.Tokyo City University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3I12] Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*Takenori Yamamoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2], Yukio Tachibana[2] (1.Kumamoto University, 2.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[3I13] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2], Koji Morita[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyushu University)

4:00 PM - 4:15 PM

[3I14] New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1], Kuniyoshi Takamatsu[2] (1.Kyushu Univ., 2.JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

小型分散電源用原子炉システムの開発
1）月面・火星ミッションを想定した原子炉システム・炉心コンセプト

Small nuclear reactor for dispersed power systems

1): conceptual design of the reactor system for Luna and Mars surface missions

*木村　礼[1]，和田　怜志[1]，吉田　大志[1]，西岡　佳朗[1]，兵藤　義浩[1]，星野　邦雄[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査において，小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられており，小型軽量かつ高い自律制御性・臨界安全性・核セキュリティ性が求められる条件を想定して新たな分散電源用システムの開発を行っている．本発表では原子炉システム及び炉心コンセプトについて発表を行う．

キーワード：小型炉，宇宙炉，システム設計，熱電発電，自律制御，核熱連成，臨界安全，核セキュリティ

1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として原子炉が必要であることが認識されている。この様な原子炉では，打ち上げのために小型軽量かつ高い臨界安全性・核セキュリティ性・自律制御性が求められる．また，2035 年までに予定されている火星有人探査では，システム要件として電気出力 10-100kWe・運転期間 8 年以上・比出力 5We/kg 以上が求められる[2]．本研究はこれらの条件を満たす原子炉システムの開発を通じ，新しい分散電源用原子炉概念を構築することを目的とする．

2. システムコンセプト

本システムの構成及び熱・温度条件を図 1 に示す．炉心で発生した熱はヒートパイプにより熱電モジュールへ輸送され，熱電モジュール内を流れた熱量のうち 20kW が電力として取り出され，最終的に放熱パネルから放熱される．放熱パネルの重量低減のために放熱パネル温度を高く，熱電変換効率向上のために熱電モジュール温度差を拡大する．熱効率の良いシステムを構築するためには炉心温度を可能な限り高める必要がある．

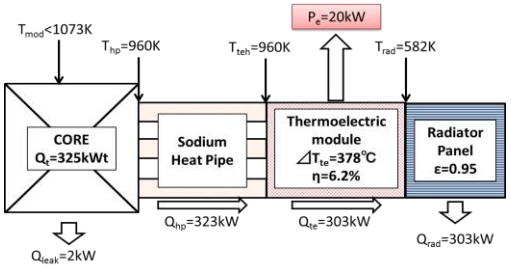


図１：システム構成

3. 炉心コンセプト

図２に本システムの炉心レイアウトを示す．臨界安全性・核セキュリティ性を満たすため，燃料は 20wt%以下の低濃縮ウランを用い，炉心を小型化するために減速材を用いた．更に，減速材には 800℃まで水素解離しない水素化カルシウムを選定した[3]．また、ヒートパイプ周辺に出力ピークを持たせて減速材最高温度を抑制する炉心レイアウトを採用し，炉心出力密度向上・システム効率向上を図った．

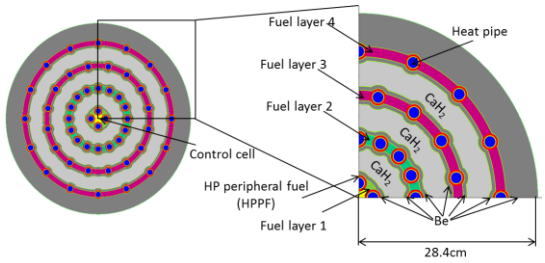


図２：炉心レイアウト

参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013

[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, NASA (2015).

[3] 大角泰章　水素吸蔵合金　アグネ技術センター

*Rei Kimura[1], Satoshi Wada[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Kunio Hoshino[1]

[1]Toshiba Corporation

小型分散電源用原子炉システムの開発
２）月面・火星ミッションを想定した炉心の臨界性向上手法と制御

Small nuclear reactor for dispersed power systems

2) Nuclear design of the core for Luna and Mars surface missions

*和田　怜志 [1]，木村　礼 [1]，吉田　大志 [1]，西岡　佳朗 [1]，兵藤　義浩 [1]，星野　邦雄 [1]

[1] 東芝

将来の月面・火星探査において，小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられており，小型軽量かつ高い自律制御性・臨界安全性・核セキュリティ性が求められる条件を想定して新たな分散電源用システムの開発を行っている。

キーワード：小型炉，宇宙炉，自律制御，臨界安全，核セキュリティ

1. 緒言

International Space Exploration Coordination Group (ISECG) [1]では，月面や火星において国際宇宙探査を行うにあたって電源として原子炉が必要であることが認識されている。惑星探査用原子炉では，打ち上げのために小型軽量かつ高い臨界安全性・核セキュリティ性・自律制御性が求められる。これらの条件を満たす原子炉システムは低濃縮ウランを用いた熱中性子炉が適している。しかし，小型炉心は中性子の漏れ量が多く，重量を抑え臨界性を向上させる必要がある。米国航空宇宙局 (NASA)では[2]，惑星探査用原子炉の運転期間は 8 年以上必要としている。本発表では長期自律制御運転を行う小型炉心を構築するための臨界性向上及び炉心制御について発表を行う。

2. 小型炉心の構築

臨界性向上手法として，ベリリウム(Be)を反射体・中性子増倍材として使用した。これは，Be は減速比が比較的大きく，かつ 1.749MeV 以上の中性子による(n,2n)反応で中性子を増倍させる効果があるためである。図 1 に示す体系の反射体に CaH_2 を用いた場合(case1)と Graphite を用いた場合(case2)，Be を用いた場合(case3)の実効増倍率を表 1 に示す。表 1 より Be 反射体により臨界性が向上することがわかった。

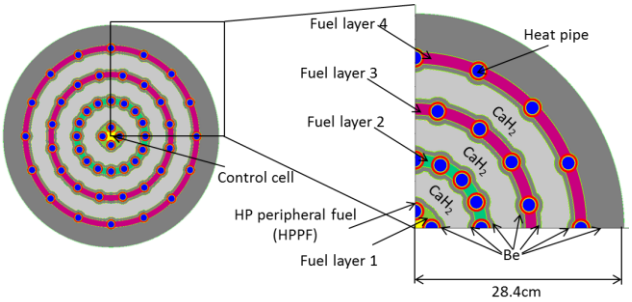


図 1. 炉心体系

表 1　反射体と実効増倍率の関係

	k-eff		error[%]
case1 (CaH_2)	0.972	±	0.03
case2 (Graphite)	0.983	±	0.04
case3 (Beryllium)	1.043	±	0.03

炉心制御機構として，起動時の人為的に調整・操作できる制御機構と安定運転時に臨界状態を自律制御する機構が必要である。制御機構については，発表にて報告を行う予定である。

参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013.

[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, National Aeronautics and Space Administration (2015).

*Satoshi Wada[1], Rei Kimura[1], Taishi Yoshida[1], Yoshiro Nishioka[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Kunio Hoshino[1]

[1]Toshiba Corporation

小型分散電源用原子炉システムの開発
3）月面・火星ミッションを想定した炉心の核熱評価

Small nuclear reactor for dispersed power systems

3) Nuclear-thermal analysis of the core for Luna and Mars surface missions

*吉田　大志[1]，木村　礼[1]，星野　邦雄[1]，和田　怜志[1]，兵藤　義浩[1]，西岡　佳朗[1]

[1]東芝

将来の月面・火星探査では、小型原子炉を熱源とした電源システムの利用が考えられている。この原子炉には、小型軽量ならびに高い自律制御性、臨界安全性、核セキュリティ性といった仕様が求められるため、分散電源用システムとしての要求条件を想定しながら開発を進めている。本発表では原子炉の温度制約を満たす核熱設計について発表を行う。

キーワード：小型炉，宇宙炉，熱電発電、自律制御，核熱連成、臨界安全，核セキュリティ

1. 緒言

月面や火星での国際宇宙探査では、電源としての原子炉の必要性が認識されている[1]。2035 年までの火星有人探査では電気出力 10-100kWe、運転期間 8 年以上が要求[2]されており、炉心熱設計では発電側への熱輸送に係る原子炉の除熱性能確保が求められる。本発表ではこれらの条件を満たす炉心コンセプトに対して核熱解析を行い、除熱性能向上手法について論じる。

2. 熱的制限

宇宙環境利用の観点から原子炉の冷却には静的駆動のヒートパイプ(HP)を用い、熱中性子炉の減速材には水素化物(CaH_2)を用いることを想定している。しかしながら、CaH_2 には水素が解離し臨界性が低下してしまう制限温度 800℃が存在し、減速材の最高温度が温度制限となる。

3. 除熱性能向上手法の検討

除熱性能の改良として、(1) 発熱部である燃料から直接除熱し燃料と減速材を分離、(2) 高温領域(HP 間)から低温領域(HP 近傍)への熱輸送促進のため燃料周囲に高熱伝導率のベリリウム(Be)パスを配置、(3) 燃料濃縮度分布による炉心出力分布平坦化を実施した。本検討では、核計算で得られた出力分布を与えて CFD コードを用いて解析した。その結果を図 1 に示す。(a)では燃料域内の濃縮度が均一であり HP 間に高温領域が生じている。除熱改良手法(3)として熱的裕度のある HP 近傍で出力ピーキングが大きくなるように濃縮度を調整した結果が(b)である。(b)では炉心温度分布は平坦化され、CaH_2 は燃料近傍の最高温度点において 748℃であり熱的制限値 800℃を満たしていることが確認できる。また、燃料周囲に Be を配置することで臨界性が向上することを確認した。

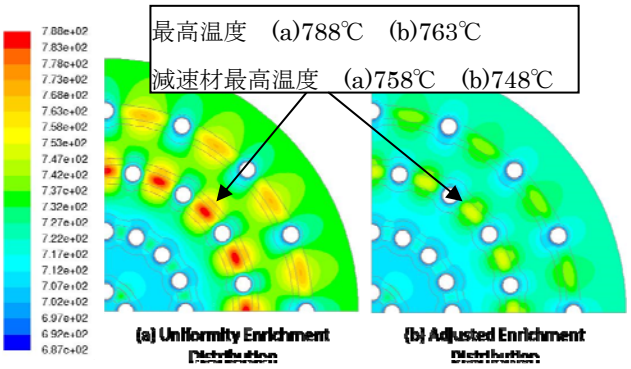


図 1. 温度分布

参考文献

[1] “ISECG Global Exploration Roadmap”, http://www.globalspaceexploration.org, 20 August, 2013.

[2] “NASA Technology Roadmaps TA3: Space Power and Energy Storage”, National Aeronautics and Space Administration (2015).

* Taishi Yoshida, Rei Kimura[1], [1]Satoshi Wada[1], Kunio Hoshino[1], Yoshihiro Hyodo[1] and Yoshiro Nishioka[1]

[1]Toshiba Corporation

被覆粒子燃料軽水炉の集合体燃焼解析および燃料内温度分布評価

Batch wise burnup analysis and fuel pin temperature evaluation of coated particle fuel LWR

*鈴木 貴也[1]，高木 直行[1]
[1]東京都市大学

長期および高燃焼度を達成する被覆粒子燃料軽水炉について，燃料交換を想定した集合体燃焼解析と燃料内温度分布評価により，炉概念の核および熱的成立性の予備的検討を行った．

キーワード： 被覆粒子燃料，混合酸化物燃料，平衡サイクル，燃料内温度分布

1. 緒言　被覆粒子燃料(Coated ParticleFuel: CPF)を SiC 母材に分散させたペレットを被覆管に納めた被覆粒子燃料軽水炉(CPF-LWR)において，MOX 燃料を使用し最適な CPF の充填率(Packing Fraction: PF) を設定することで，現行軽水炉と同等以上の燃焼特性を達成できる可能性のあることが，これまでの研究のピンセル解析より明らかとなった．そこで本研究では，①計算体系をピンセルから集合体に拡大し，バッチ計算によって CPF-LWR 炉心の詳細な核特性を評価するとともに，②被覆粒子燃料内の通常運転時の温度分布を計算することで，炉心概念の核および熱的成立性の予備的検討を行った．

2. 解析方法　①集合体燃焼解析　CPF-LWR のバッチ計算を行う最小の集合体構成として，熱出力 3,900MW の ABWR を基に周期境界条件を用いて 4 集合体体系を作成した．燃料組成は MOX 燃料(Pu 富化度 30%)を用いた．また，運転サイクル長は 13 ヵ月とした．解析には汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP の燃焼計算モジュール MVP-BURN と核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた．

また，平衡サイクルを達成する条件を検討した結果，CPF-LWR は現行軽水炉に比べ炉内重金属量が少ないため，PF=0.3，バッチ数：4 では達成しなかった．このため，PF=0.4，バッチ数：2 に設定した．これらの条件を用いて，平衡サイクル末期（EOC）の集合体取出平均燃焼度や Pu 消費率といった燃焼特性および反応度係数を評価した．

②CPF 内温度分布計算　PF 変化による CPF 内温度分布への影響を調べた．本研究では CPF 表面温度から一次元定常熱伝導方程式を用いて温度分布を求めた．この時，CPF 表面温度は SiC 母材と CPF を均質とした SiC ペレット中心温度と同値とした。ただし，SiC ペレットの燃焼に伴う物性値変化に関する知見が少ないため，ガス炉用燃料コンパクトの物性値を引用した．

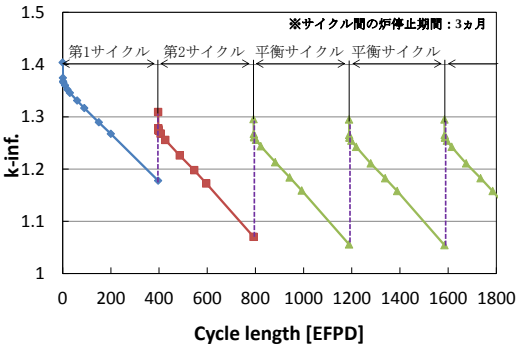


図 1. 各サイクルの k-inf.の変化
（PF=0.4，バッチ数：2）

表 1. 集合体取出平均燃焼度と平均 Pu 消費率

	CPF-LWR	ABWR
取出平均燃焼度 [GWd/t/assembly]	180	38
平均Pu消費率 [%/assembly]	50	–

表 2. CPF-LWR の平衡サイクル初期(BOC)および末期(EOC)の反応度係数

	平衡サイクル初期 (BOC)	平衡サイクル末期 (EOC)
Doppler coefficient [⊿k/kk'/K]	−1.22E−04	−1.11E−05
Void coefficient [⊿k/kk'/void%]	−6.52E−04	−1.53E−04

3. 結果　①集合体燃焼解析　各運転サイクルの k-inf.の変化を図 1 に示す．また，EOC の集合体取出平均燃焼度と Pu 消費率を表 1 に示す．取出平均燃焼度は 180[GWd/t]となり，ABWR の燃焼度の 4 倍以上であることが分かった．この時，集合体に装荷された Pu 量は 50%消費されることを確認した．

平衡サイクル初期（BOC）および EOC の反応度係数を表 2 に示す．いずれも負の反応度係数となった．BOC では，ボイド係数は ABWR の値とほぼ同等であり，ドップラー係数はその絶対値が 10 倍以上大きくなる傾向を示した．

②CPF 内温度分布計算　ABWR 燃料と同等の出力密度をもつ SiC ペレット中の CPF 中心温度は 940K～1,130K(PF=0.3~0.05)となり従来の軽水炉燃料中心温度 (1,200K)と同等かより低くなった．

4. 結言　Pu 富化度 30%MOX 燃料を用いた CPF-LWR は，充填率をガス炉用燃料よりやや高めに設定し，燃料集合体の炉内滞在期間を 4 から 2 サイクルに短縮することで平衡サイクルを達成する．この時，現行軽水炉と比較して，CPF-LWR は同等の安全パラメータと 4 倍以上高い燃焼度を達成し，かつ低い燃料温度で運転可能であることが分かった．さらに，高い Pu 消費を達成する可能性が示された

参考文献

[1] Rachel A. Shapiro and Matthew J. Vincenzi, "OPTIMIZATION OF FULLY CERAMIC MICRO-ENCAPSULATEDFUEL ASSEMBLY FOR PWR", Proc. of PHYSOR 2014, (2014)

*Takaya SUZUKI[1] and Naoyuki TAKAKI[1]
[1]Tokyo City Univ.

高強度な高温ガス炉燃料成形体の焼成条件の検討

Consideration of the hot pressing conditions of the high-strength fuel compact for high-temperature gas-cooled reactor

*山本　健義[1]，東條　拓也[1]，黒田　雅利[1]，角田　淳弥[2]，相原　純[2]，橘　幸男[2]
[1]熊本大学，[2]原子力機構

試作した高温ガス炉燃料成形体の機械特性を測定した。また、燃料成形体の強度を焼成条件によりモデル化するための実験計画を作成した。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料要素，強度

1. 緒言

高温ガス炉に使用される燃料要素の母材には、現在は黒鉛材料が用いられている。高温ガス炉の特徴的な事故のひとつである空気侵入事故時に想定をはるかに超える空気が炉内へ侵入した場合においても、燃料の耐酸化性能を維持し安全性を向上させるため、耐酸化性を有する燃料要素の開発が進められている。その開発の一環として、耐酸化燃料要素の強度を成形パラメータによりモデル化する研究が行われている。本研究では、まずモデル化の準備として、試作した成形体の機械特性データを超音波パルス法による測定と圧縮試験により取得した。次に、実験計画法によりモデル化に必要な成形体の焼成条件を策定した。

2. 機械特性評価

2-1. 実験方法

本研究では、耐酸化性の SiC を含む SiC/C 混合母材を持つ、円柱状の成形体を試験片として用いた。これは、被覆燃料粒子を模擬したアルミナ粒子を、母材原料粉末(C と Si の混合物)でオーバーコートした物(オーバーコート粒子)を型に詰め、ホットプレスにより反応焼結させることで作製した。その後、試験片に対して超音波パルス法による測定と圧縮試験を行い、機械特性データを取得した[1] [2]。

2-2. 実験結果および考察

圧縮試験により得られた応力 - ひずみ線図の直線部分から求めたヤング率と、超音波パルス法による測定結果から求めたヤング率のホットプレス温度依存性を図 1 に示す。同図より、超音波パルス法による測定と圧縮試験によるものでは、ヤング率にばらつきが生じていることが分かる。ここで、超音波パルス法による測定結果から求めたヤング率は、作製された試験片が等方性材料であるとの仮定の下で求めたものである。従って実験データのばらつきの要因として、作製された試験片が完全な等方性を有していないためであることが考えられる。

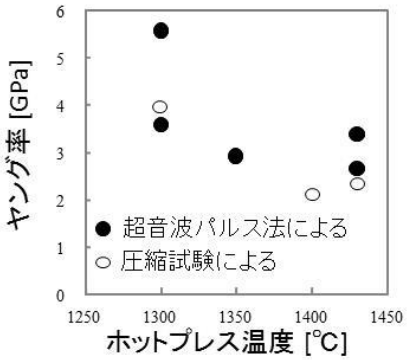


図 1. ホットプレス温度とヤング率の関係

3. モデル化のための実験計画

本研究では燃料成形体の強度に影響する制御可能なパラメータとしてホットプレス温度、ホットプレス時間を選定し、実験計画法によりモデル化に必要な成形体の焼成条件を策定した。ここで、実験計画法とは、効率的かつ経済的に、妥当で適切な結論に到達できるような実験を計画する方策である[3]。

参考文献

[1] JIS R 1602,“ファインセラミックスの弾性率試験方法”　[2] JIS R 1608:2003,“ファインセラミックスの圧縮強さ試験方法”
[3] JIS Z 8101-3,“統計－用語と記号－第 3 部：実験計画法“

本研究は、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「高温ガス炉の安全性向上のための革新的燃料要素に関する研究」の成果です。

*Takenori Yamamtoto[1], Takuya Tojo[1], Masatoshi Kuroda[1], Junya Sumita[2], Jun Aihara[2] and Yukio Tachibana[2]
[1]Kumamoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備
（1）実機の RCCS と比較するために等倍縮小した除熱試験装置の実験条件

New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) having passive safety features

(1) Experimental Conditions of a Scale-down Heat Removal Test Facility for Comparison with a Real RCCS

*高松 邦吉 [1]，松元 達也 [2]，守田 幸路 [2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 九州大学

受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備(以下、冷却設備)を提案した。その優れた除熱性能を示すために、九州大学で伝熱試験装置による実験を実施中である。また、実機の大きさの冷却設備(以下、①)のふく射及び自然対流を再現できる方法を検討した結果、①の代表長さ$L_{①}$に対する、等倍に縮小したスケールモデル(伝熱試験装置) (以下、②)の代表長さ$L_{②}$の比 $\frac{L_{②}}{L_{①}}=\frac{1}{x}$ を用いて、②の実験条件を定める手法を提案できた。

キーワード：炉容器冷却設備，受動的安全性，高温ガス炉，高温工学試験研究炉，超高温ガス炉，炉心溶融，冷却材喪失事故，グラスホフ数

1. 緒言　動的機器および非常用電源等を必要とせず、ヒートシンクを喪失することのない、受動的安全性を持つ新しい冷却設備を提案した[1]。また、九州大学において、本冷却設備の優れた除熱性能を示す伝熱試験装置の設計及び製作を完了した。平成 28 年度、実験により除熱の物理的メカニズムを明らかにする。本発表では、①のふく射及び自然対流を同時に再現できるよう、②の実験条件を定める手法を提案する。

2. 評価方法

2-1. ふく射　①を等倍に縮小した相似形の②は、①と同じ形態係数にできる。②の RPV の代表温度 $T_{\mathrm{RPV(②)}}$、②の冷却面の代表温度 $T_{\mathrm{RCCS(②)}}$を、①の代表温度に合わせることで、ふく射で除熱される熱流束は同じにできる。一方、空気を減圧すれば自然対流が減少し、ふく射のみによる除熱効果を評価できる。

2-2. 自然対流

2-2-1. グラスホフ数 Gr

②の作動流体（空気）を $\frac{p_{②}}{p_{①}}=x^{\frac{3}{2}}$ まで加圧すると、②のグラスホフ数 Gr は①と同じにできる。プラントル数 Pr は温度および圧力に依存しないため、レイリー数 Ra も同じにできる。一方、自然対流による熱流束 $q''_{\mathrm{Natural}}=\frac{\mathrm{Nu_m}\cdot\lambda}{L}\cdot\left(T_{\mathrm{RPV}}-T_{\mathrm{RCCS}}\right)$ は、代表長さ L を変数として含むため、①の熱流束 $q''_{\mathrm{RCCS(①)}}$及び自然対流の熱伝達率 $h_{\mathrm{NAT(①)}}$ を用いて、②の熱流束を $q''_{\mathrm{RCCS(②)}}=q''_{\mathrm{RCCS(①)}}+(x-1)\cdot h_{\mathrm{NAT(①)}}\cdot\left(T_{\mathrm{RPV}}-T_{\mathrm{RCCS}}\right)$ と設定できる。

2-2-2. 自然対流による熱流束及び熱伝達率

②に①の熱流束を与えた場合でも、②の作動流体を加圧することで、②の RPV の代表温度 $T_{\mathrm{RPV(②)}}$ と②の冷却面の代表温度 $T_{\mathrm{RCCS(②)}}$ を、①の代表温度と同じにできる。①と②のふく射による熱流束は同じなので、①と②の自然対流による熱流束及び熱伝達率は同じにできる。一方、②のグラスホフ数 Gr は①より小さくなる。言い換えると、②の粘性力に対する浮力（自然対流）の効果が①と比較して小さい場合でも、②から①と同じ自然対流による熱流束 $q''_{\mathrm{Natural(①)}}$を除去できる。

2-3. 流速比　①を等倍に縮小した場合、①と②の自然対流による流速比は、$\frac{u_{②}}{u_{①}}=\frac{\sqrt{L_{②}}}{\sqrt{L_{①}}}=\sqrt{\frac{1}{x}}$となる。

3. 結論　①のふく射及び自然対流を同時に再現できる方法を検討した結果、①と②の代表長さの比 x^{-1} を用いて②の実験条件を定める手法を提案できた。

参考文献　[1] 高松他 2 名：受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備”, 本会 2015 年秋の大会, B07.

謝辞　本研究は、JSPS 科研費 JP15K06676 の助成を受けたものです。

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Tatsuya Matsumoto[2] and Koji Morita[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University.

受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備
（2）スケールモデルによる伝熱特性に関する実験的検討

New Reactor Cavity Cooling System (RCCS) Having Passive Safety Features

(2) Experimental Study on Heat Transfer Characteristics Using a Scale Model

*佐藤 紀恭[1]，山口 修平[1]，松元 達也[1]，守田 幸路[1]，高松 邦吉[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉の事故時にふく射伝熱を用いることで崩壊熱を受動的に除去できる炉容器冷却設備について、スケールモデルを用いた基礎的な実験を実施した。その結果、伝熱試験装置が模擬する冷却設備について、その基本的な伝熱特性について定量的な知見を得た。

キーワード：高温ガス炉，炉容器冷却設備，崩壊熱除去，受動的安全性，ふく射伝熱

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故後、深層防護の観点から炉心損傷の防止対策の重要性が再確認されている。また、平成 26 年 4 月に決定された我が国のエネルギー基本計画では、固有の安全性を有する高温ガス炉の研究開発を推進することが明記された。このような背景から、高温ガス炉においてふく射伝熱を利用することで崩壊熱を受動的に除熱できる新たな冷却設備が提案されている[1]。本研究ではこの冷却設備の伝熱特性を把握するためスケールモデルを用いた基礎的な実験を行い、ふく射伝熱の寄与について定量的に評価した。

2. 実験方法及び結果　実験装置(スケールモデル)の概略を図 1 に示す。実験装置はヒーターを内包する加熱部、接続部及び冷却部から構成され、厚さ 3 mm のスティール壁で密閉容器を形成している。冷却面(No. 7, 9, 10, 12)及び頭頂面(No. 13)以外は断熱材で覆われ、各壁面内外の熱電対、外壁面の熱流センサーで壁面温度、熱流束を測定した。本実験では、装置の伝熱特性を把握するため、ヒーターの表面温度を約 400℃で一定に保ち、各壁面での温度及び熱流束を 12 時間測定した。また、冷却部を 2、3 段と変えることで、冷却特性への影響を調べた。冷却部を 2 段とした場合の各壁面での平均熱流束を図 2 に示す。

3. 伝熱特性の分析　本実験装置の伝熱特性を分析するため、ヒーターから密閉容器壁面への熱輸送におけるふく射伝熱の寄与を電気回路法により評価した。冷却部を 2 段とした時の個々の面へのふく射伝熱による伝熱量を図 3 に示す。ふく射伝熱の寄与は、熱輸送量全体の 50~64%(冷却部 2 段)、50~69%(冷却部 3 段)となり、本実験条件では、冷却部の長さが熱輸送に与える影響は小さい。この要因としては、図 3 から分かるように装置下部である壁面 No.4~9 へのふく射伝熱が大きく、冷却部上部におけるふく射伝熱の寄与が相対的に小さくなったためと考えられる。今後は、実験装置の底部断熱面に設置した反射板によるふく射伝熱の促進効果などについて検討を進める。

参考文献　[1] 高松他 2 名：受動的安全性を持つ新しい炉容器冷却設備”，本会 2015 年秋の大会, B07.

謝辞　本研究は、JSPS 科研費 JP15K06676 の助成を受けたものです。

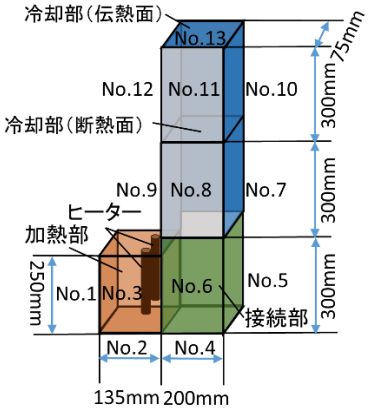


図 1　実験装置の概略

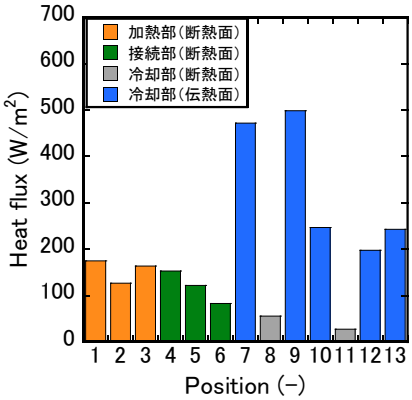


図 2　熱流束測定結果

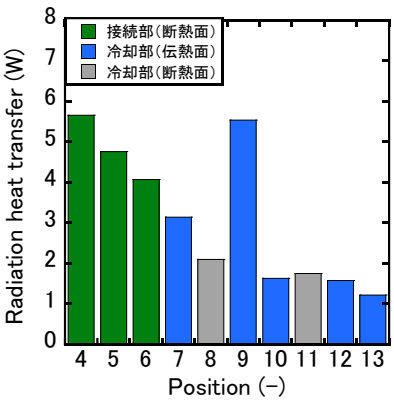


図 3　ふく射による熱伝達

*Noriyasu Sato[1], Shuhei Yamaguchi[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1] and Kuniyoshi Takamatsu[2]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[3J01-03] Environmental Remediation 2

Chair: Iwao Shimoyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:20 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J01] On-site test for the decontamination of designated wastes

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki ozaki[2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Tanakami[2], Aiichiro Fujinaga[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4] （1.Kyoto University Research Reactor Instituite, 2.Osaka Sangyo University, 3.Edith Cowan University, 4.Osaka Prefecture University）

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Ohsaka[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Volume Reduction of Cesium Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3] （1.Osaka University, 2.Fukui University of Technology, 3.JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

指定廃棄物除染方法の現場試験
—廃棄物抽出液中コロイド成分の組成等の考察

On-Site Test for the Decontamination of Designated Waste
- The Characteristics of Colloidal Fractions in the Waste Extract

*藤川陽子[1]、尾崎博明[2]　藤田達也[2]　谷口省吾[2]高浪龍平[2]　藤長愛一郎[2]　ポールルータス[3]　藤原慶子[1]、田中良明[1]、櫻井伸治[4]
[1]京大炉、[2]大産大、[3]エディスコーワン大、[4]大阪府大

著者らは放射性物質汚染対処特措法に定める指定廃棄物抽出液に対してクロスフロー式限外濾過を行い抽出液中の放射性セシウムについて分子量分画を行った。また、放射性セシウムを含まない類似の廃棄物試料の抽出液の限外濾過を行い ICP 質量分析法を用いてコロイド状の成分の組成を推定することを試みた

キーワード：1，指定廃棄物、焼却灰，限外濾過、放射性セシウム，コロイド

1. 緒言

従来の放射性廃棄物の地中埋設処分の安全評価においては放射性セシウム(rad-Cs)のようなアルカリ金属元素がコロイドを形成することは必ずしも想定してこなかった。その理由は、セシウムは、腐植物質等の有機物との錯体形成能は弱いことからく有機コロイド形成の可能性は低く、アクチノイド元素のように加水分解する特性もないことから真性コロイドとなる可能性も低いことがある。一方、我々は福島第一原発事故由来の rad-Cs を含む下水汚泥やゴミ焼却灰の抽出液からのフェロシアン化物共沈試験において、rad-Cs の一部がイオンとは考えにくい挙動を取ることを現場試験で見出したため検討を行った。

2. 試験方法および結果

現場試験において福島第一原発事故由来の放射性セシウムを含む下水汚泥溶融飛灰の 0.5M シュウ酸抽出液、下水汚泥焼却飛灰 1 種の 5M 塩酸抽出液(限外ろ過時は 1M に希釈）を分画分子量 5000 Da のクロスフロー式限外ろ過膜でろ過し rad-Cs を分子量分画した。膜の特性を勘案し、溶融飛灰および焼却飛灰抽出液中の rad-Cs のうち最大 14%、最大 46%が分子量 5000Da 超の画分と推定された。類似の下水汚泥焼却飛灰の抽出液について同様に限外濾過して分子量 5000 超の可能性のある画分を ICP-MS 分析し、Ti、Zr,、W、Th、Cs 安定同位体が多いという結果を得た（左図）。

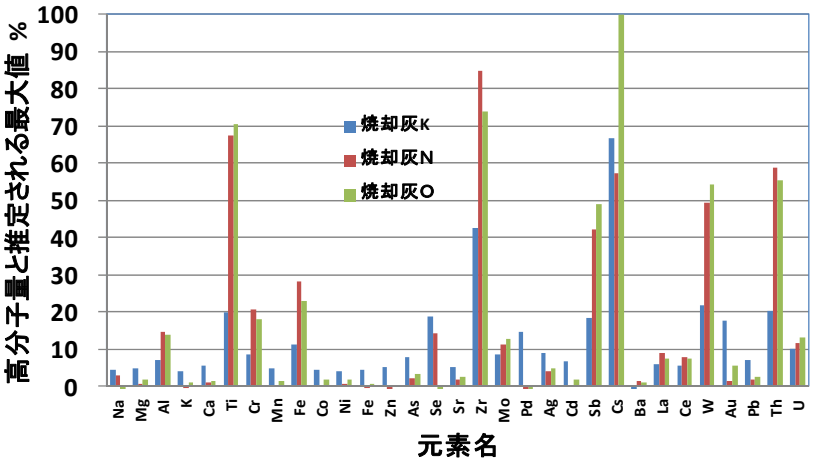


図　焼却灰試料 3 種の 5M 塩酸抽出液限外濾過後の元素分析

*Yoko Fujikawa[1], Hiroaki Ozaki, [2], Tatsuya Fujita[2], Shogo Taniguchi[2], Ryouhei Takanami[2], Paul Lewtas[3], Keiko Fujiwara[1], Yoshiaki Tanaka[1], Shinji Sakurai[4]　[1] Kyoto Univ , [2] Osaka Sangyo Univ., [3] Edith Cowan Univ. , [4] Osaka Prefecture Univ.

第一原理計算による Cs-Si-Fe-O 系化合物の相安定性評価

Analysis of phase stability in Cs-Si-Fe-O compound by a first principles calculation

*鈴木　知史、中島　邦久、逢坂　正彦
日本原子力研究開発機構

福島第一原発の廃止措置に向けた核分裂生成物の化学挙動解明の一環として、Cs の構造材への化学吸着挙動評価が進められている。この化学吸着による反応生成物として示唆されている Cs-Si-Fe-O 系化合物について、第一原理計算を用いて安定性を評価した。その結果、$CsSi_2FeO_6$ が最安定であることが分かった。

キーワード：Cs-Si-Fe-O 系化合物、化学吸着、第一原理計算

1. 緒言

福島第一原発(1F)の廃止措置に向けて、炉内に付着した核分裂生成物(FP)の性状評価が求められている。特に、長期にわたり放射線源・発熱源となる Cs が構造材と化学反応を生じて固着する化学吸着挙動の解明が重要であり、そのためには吸着により生成した化合物を特定しその性状を評価する必要がある。このため我々は、体系的な Cs の化学吸着実験及び解析による吸着メカニズムの解明を目的とした基礎研究を進めている。これまでに、ステンレス鋼(SS)表面の酸化物層において Fe を含有する Cs-Si-O 化合物が形成されることを、XRD により確認されている[1]。一方、米国等においても過去に CsOH を蒸発させ SS 表面に化学吸着させた実験が行われ、我々の研究とは異なる Cs-Si-O 系($Cs_2Si_4O_9$)と考えられる化合物の形成が報告されている[2]。そこで、構造材表面に形成される Cs 化合物を特定するために、第一原理計算を用いて、これまでの実験により生成が報告されている Cs 化合物の安定性を評価した。

2. 解析手法及び結果

安定性の評価は、Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [3]を用いて、同数の Cs, Si, Fe 及び O を含む各種化合物のエネルギーを計算することにより行った。計算対象化合物は、文献による報告等を基にエネルギー的にその存在が確からしいものとし、Cs_2O, SiO_2 及び Fe_2O_3 を基準物質として、それとのエネルギーを比較した。Fe を含む化合物については、エネルギー的に最も安定となるように各化合物の磁性を設定した（いずれも反強磁性）。また Fe_2O_3 は GGA+U 法により計算を行い、U＝4.6 eV, J＝0.3 eV とした。各化合物のエネルギーの計算結果を表 1 に示す。第一原理計算による断熱近似の範囲において Cs-Si-Fe-O 系化合物の方が Cs-Si-O 系化合物より安定であること、さらに $CsSi_2FeO_6$ が最も安定であるという結果が得られた。この結果は、我々の実験[1]において確認された Cs-Si-Fe-O 系化合物の存在、並びに Cs と Si の組成比が 1 : 2 であるという米国の実験結果[2]とは整合するものであるが、化合物組成という点では一致しない。

3. 考察及び結論

我々の研究では、XRD により酸化物層の表面に同定された Cs-Si-Fe-O 化合物は $CsSiFeO_4$ であり、計算による評価で最安定とされた $CsSi_2FeO_6$ とは異なる。これは、材料表面はバルク状態とエネルギー的な条件が異なること、Si は SS 内奥から供給されるため表面では内奥に比べて Si が不足気味となること、今回の計算結果は断熱近似であること等が挙げられ、これらの評価は今後の課題である。

本第一原理計算での評価により、Cs が SS との化学吸着反応を起こして Cs と Si の組成比が 1 : 2 である Cs-Si-Fe-O 系化合物が形成される新規な実験結果に対して理論的裏づけを与えることができた。

表 1 Cs-Si-Fe-O 系化合物の状態とエネルギー

物質	系	エネルギー
	$Cs_2O+4SiO_2+Fe_2O_3$	0
$Cs_2Si_2O_5$	$Cs_2Si_2O_5+2SiO_2+Fe_2O_3$	–249 kJ
$Cs_2Si_4O_9$	$Cs_2Si_4O_9+Fe_2O_3$	–260 kJ
$CsSiFeO_4$	$2CsSiFeO_4+2SiO_2$	–344 kJ
$CsSi_2FeO_6$	$2CsSi_2FeO_6$	–390 kJ

参考文献

[1] F. G. Di Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, and M. Osaka, Nucl. Eng. Des. 305 (2016) 411.
[2] NUREG/CR-3197 Vol.1, 1984 June.
[3] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B 47 (1993) 558.

*Chikashi Suzuki, Kunihisa Nakajima and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

超電導磁気分離技術を用いたセシウム汚染土壌の減容化

Volume Reduction of Contaminated Soil by Superconducting Magnetic Separation Technology

*秋山 庸子[1]，行松 和輝[1]，堀江 裕貴[1]，三島 史人[2]，
関山 富男[3]，三ツ井 誠一郎[3]，加藤 貢[3]，西嶋 茂宏[1]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

セシウム汚染土壌の湿式分級によって得られたシルト・粘土懸濁液に対して超電導磁石を用いた高勾配磁気分離を施し、土壌中成分の中でセシウムを安定に吸着する常磁性の 2 : 1 型粘土鉱物を選択的に分離する各種条件を検討するため、実汚染土壌を用いた磁気分離実験を行った。

キーワード：汚染土壌，減容化，磁気分離，2 : 1 型粘土鉱物

1. 緒言

福島県内の除染に伴い発生した除去土壌は 2000 万 m^3 にのぼると推計され、再生利用を前提とした効果的な分離処理技術の開発が望まれている。湿式土壌分級は、土壌を砂礫分とシルト・粘土分に分級し、後者にセシウムが比較的多く吸着されていることを利用して、砂礫分を再利用可能なものとして分離するものである。しかし、農地土壌などのシルト・粘土質に富んだ土壌の場合に分離効率が低下することや、土壌処理によって大量のシルト・粘土分の懸濁液が発生するという問題点がある。本研究では土壌成分のうちセシウムを最も多く強固に吸着する 2 : 1 型粘土鉱物が常磁性体であり、他の成分のほとんどが反磁性体であることに着目した。土壌分級によって排出されるシルト・粘土懸濁液に超電導高勾配磁気分離を行うことで、シルト・粘土分を放射能濃度の高い 2 : 1 型粘土鉱物と放射能濃度の低い他の成分に分離することができることを確認し、実験室スケールでの実験結果をもとに実用的な分離処理システムの検討を行った。

2. 結果と考察

福島県南相馬市内で採取された宅地土壌（放射能濃度 約 6600 Bq/kg）を用いて実験を行った。湿式分級で得られた 75 μm 未満の粒子を固液比 1:300 の土壌懸濁液とした。超電導ソレノイド磁石のボア（φ50 ㎜）内の磁気分離領域に磁気フィルター（SUS430、線径 0.34 mm、20 メッシュ、30 枚）を設置し、最大磁束密度 6 T の磁場を印加して流速 3 cm/s の条件で高勾配磁気分離を行った。磁気フィルターに捕捉された土壌、および通過した土壌をそれぞれ回収し、ろ過・乾燥後に乾燥重量と、NaI(Tl)検出器（EMF211 型ガンマ線スペクトロメータ、EMF ジャパン㈱）を用いた放射能濃度の計測を行った。

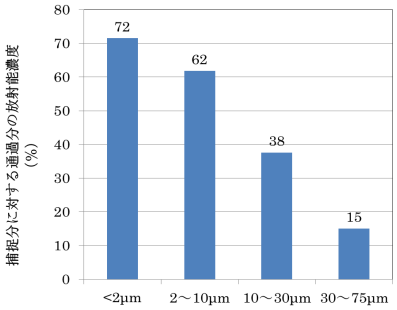


Fig.1 各粒径における捕捉粒子に対する通過粒子の放射能濃度

磁気分離装置を通過した土壌は処理前の土壌に対して放射能濃度が約 13 %減少し、磁気フィルターに捕捉された土壌は 13 %増加したことから、2 : 1 型粘土鉱物が捕捉できていることが確認できた。この捕捉粒子と通過粒子をそれぞれ分画して各粒径区分の粒子の放射能濃度を測定し、(捕捉分-通過分)/(捕捉分)×100（%）でそれらの差を評価した結果を図 1 に示す。2μm以下の粒子の通過分の放射能濃度の低下は小さく，粒子径が大きいほど通過分の放射能濃度が大きく低下する傾向を示した。このことは、セシウムを多く吸着した 2 μm 未満の 2 : 1 型粘土鉱物を効果的に捕捉できるフィルター設計を行うことで、放射能濃度をさらに低減させることができることを示す。また処理量については懸濁液の固液比を増加させ、ボア径数十 cm の超電導磁石を使用することで，数 t/h のシルト・粘土分の処理速度が見込めると試算された。

*Yoko Akiyama[1], Kazuki Yukumatsu[1], Hiroki Horie[1], Fumihito Mishima[2], Tomio Sekiyama[3], Seiichiro Mitsui[3], Mitsugu Kato[3], Shigehiro Nishijima[1], [1]Osaka Univ., [2] Fukui University of Technology, [3]JAEA

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

[3J04-09] FDNPP Accident: Radiation Measurement

Chair: Tomoyuki Takahashi (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J04] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kimiaki Saito[1], Satoshi Mikami[1], Masaki Anodoh[1], Norihiro Matsuda[1], Shuichi Tsuda[1], Tadayoshi Yoshida[1], Kazuya Yoshimura[1], Tetsuro Sato[2], Takashi Kano[1], Hideaki Yamamoto[1] （1.JAEA, 2.HSE）

10:20 AM - 10:35 AM

[3J05] Mapping project in Fukushima and related researches

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1], Kimiaki Saito[1] （1.JAEA）

10:35 AM - 10:50 AM

[3J06] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kobayashi Shingo[1], Yukio Uchihori[1], Hisashi Kitamura[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2] （1.QST/NIRS, 2.Meisei Electric Co., Ltd.）

10:50 AM - 11:05 AM

[3J07] Mapping project in Fukushima and related researches

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1], Kenso Fujiwara[1] （1.JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3J08] Mapping project in Fukushima and related researches

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3], Junko Takahashi[4] （1.Tohoku University, 2.JAEA, 3.Hirosaki University, 4.University of Tsukuba）

11:20 AM - 11:35 AM

[3J09] Mapping project in Fukushima and related researches

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3] （1.Kyoto Univ., 2.Fukushima Agricultural Technology Center, 3.Matsuura Denkosha）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（1）80 km 圏内における空間線量率と土壌沈着量の経時変化のまとめ*

Mapping project in Fukushima and related researches

(1) Summary on temporal change of air dose rates and radionuclides deposition densities in the 80 km zone

*斎藤 公明[1], 三上 智[1], 安藤真樹[1], 松田 規宏[1], 津田 修一[1], 吉田 忠義[1], 吉村 和也[1],
佐藤 哲朗[2], 菅野 隆[1], 山本 英明[1]
原子力機構[1], 日立ソリューションズ東日本[2]

事故直後から継続して実施してきた分布状況調査の結果、空間線量率と土壌沈着量の減少傾向が明らかになった。2011 年 6 月からの 4 年間における平均的な空間線量率の減少の割合を、測定状況毎に定量的に明らかにした。人間の生活する環境においては、物理減衰に比べて顕著に速い空間線量率の減少があった。

キーワード：分布状況調査，大規模環境モニタリング，空間線量率，定点測定，歩行サーベイ，走行サーベイ，土壌沈着量

1. 緒言

原子力機構では国からの委託を受けて多くの機関と協力しながら、福島地域を中心とした空間線量率等分布状況調査を事故直後に開始した後継続して実施し、平成２７年度に第６次の調査が終了した。本調査では、大規模環境測定に基づく汚染マップの作成、放射性セシウムの移行メカニズムの解明、空間線量率の将来予測モデルの開発、マップ及び数値の形式での取得データの公開等を行ってきたが、プロジェクトの直接の成果に加えて派生的な研究成果も様々な形で生まれてきている。本シリーズ発表においては、分布状況調査及びこれから派生した研究の成果について発表する。冒頭の当発表では、基本的な調査対象である空間線量率と土壌沈着量の経時変化に関する知見をまとめる。

2. 経時変化のまとめ

分布状況調査では空間線量率の測定を 4 種類の異なる手法を用いて実施してきた。すなわち、サーベイメータを用いた撹乱のない平坦地上の測定、自動車による道路上の測定（走行サーベイ）、歩行による生活環境中の測定（歩行サーベイ）、無人ヘリコプターによる福島原発から 5 km 圏内の測定である。これらの結果を集約した、平均的な空間線量率の経時変化の様子を図 1 に示す。2011 年の 6 月に比べて、道路上の空間線量率は約 1/5 に、撹乱のない平坦地の空間線量率は約 1/4 に減少した。歩行サーベイの結果は全般的に道路上よりは高く平坦地よりは低いことから、人間の生活に関係した環境中の空間線量率は物理減衰（4 年間で約 2/5）に比べて顕著に速く減少してきたことがわかる。5 km 圏内の空間線量率は平坦地と似た傾向で減少してきた。一方、森林内の空間線量率はおおよそ物理減衰に従って減少してきている。

撹乱のない平坦地における放射性セシウム沈着量は、除染の影響を除いて解析するとほぼ物理減衰に従って変化してきており、水平方向の放射性セシウムの移動が小さいことを示唆する移行メカニズム研究と符合する結果が得られている。

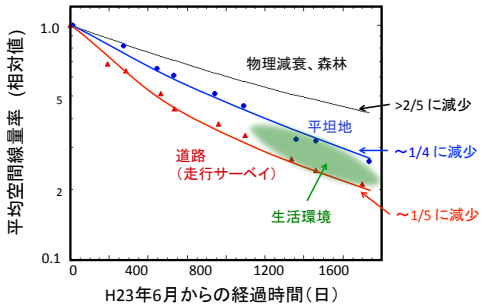


図１　４年間の空間線量率の減少

---

* 本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。
*K. Saito[1], S. Mikami[1], M. Andoh[1], N. Matsuda[1], S. Tsuda[1], T. Yoshida[1], K. Yoshimura[1], T. Sato[2], T. Kanno[1], H. Yamamoto[1]
JAEA[1], Hitachi Solutions East Japan, Ltd.[2]

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（2）広域走行サーベイによる空間線量率の経時変化

Mapping project in Fukushima and related researches

(2) Changing trends of air dose rates measured by car-borne surveys in wide area

*安藤 真樹[1]，松田 規宏[1]，斎藤 公明[1]

[1]原子力機構

これまでの広域走行サーベイによって測定した空間線量率の地域毎の経時変化を調べた結果、避難指示区域内外や県により空間線量率の減衰傾向が異なることが分かった。

キーワード： 走行サーベイ，空間線量率，放射性セシウム，バックグラウンド

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質による空間線量率分布状況調査の一環として、KURAMA 及び KURAMA-II モニタリング装置[1]を用いた広域走行サーベイが 2011 年度以降継続的に実施され、東北及び関東地方での空間線量率の測定データが蓄積されている。本研究では、膨大な測定データを活用し地域毎に空間線量率経時変化を調べた結果を報告する。

2. 空間線量率経時変化の評価結果

KURAMA-II を用いた走行サーベイは、2015 年度までに岩手県、宮城県、福島県、茨城県、栃木県、群馬県、埼玉県及び千葉県において継続的に実施されている。人工放射線と自然ガンマ線（バックグラウンド）由来の空間線量率を弁別する方法を KURAMA-II を用いた測定に適用し求めた市町村毎のバックグラウンド[2]を空間線量率測定結果から差引き、放射性セシウムによる空間線量率を求めた。福島第一原子力発電所から 80km 圏内について、避難指示区域の内外での空間線量率の経時変化を図 1 に比較する。避難指示区域内外での除染の進捗の違いや車両往来等による放射性セシウムの減少の違いが現れていると考えられる。次に、空間線量率の比較的高い地域が存在する東北 3 県及び栃木県での 2012 年 9 月測定を起点とする空間線量率（県平均）の経時変化を図 2 に示す。空間線量率（県平均）の減衰の傾向は物理減衰よりも早く、2015 年 11 月時点で物理減衰に比べて 54%に至っていることが分かる。

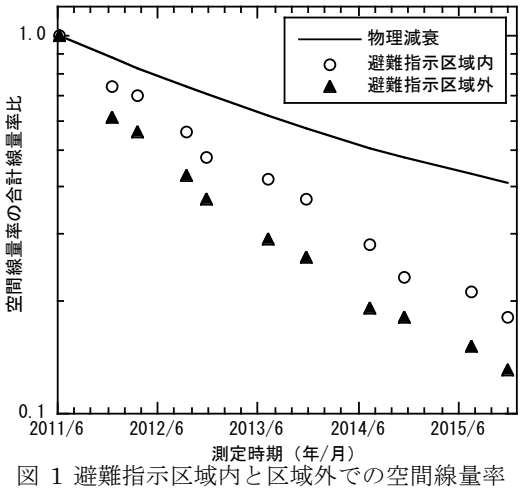


図 1 避難指示区域内と区域外での空間線量率の経時変化

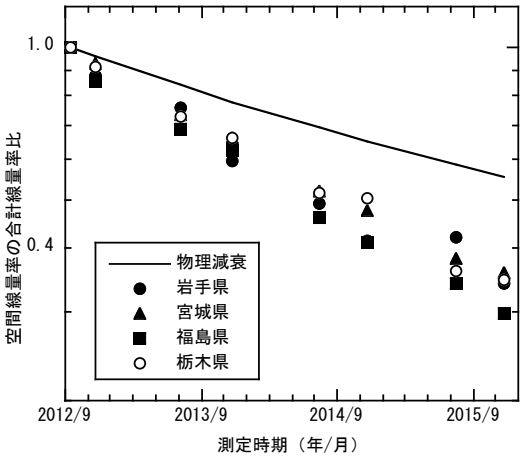


図 2 県平均空間線量率の経時変化

参考文献

[1] M. Tanigaki *et al.*, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 781, 57–64(2015).

[2] http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/12000/11995/27/part1-1.pdf

*Masaki Andoh[1], Norihiro Matsuda[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA

本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（3）特性 X 線カメラによる森林内のセシウム分布イメージング

Mapping project in Fukushima and related researches

(3) Imaging of radioactive cesium distribution in forest by a characteristic X-ray camera

*小林 進悟 [1]，内堀幸夫 [1]，北村尚 [1]，岩本慎也 [2]，小島健太郎 [2]，後藤裕一 [2]，小林忍 [2]，
谷本和夫 [2]，寺門康男 [2]，中島康成 [2]，吉田浩子 [2]，山西晃郎 [3]
[1] 量子科学技術研究開発機構 放射線医学総合研究所，[2] 明星電気株式会社，[3] 株式会社 IHI

特性 X 線カメラ（通常モード、スキャンモード）で森林内の放射性セシウムの可視化を試みた。空間線量率が 1μSv/h 前後の森林内において特性 X 線カメラのセシウム分布把握に対する有効性を確認した。

キーワード：セシウム可視化カメラ，ガンマカメラ、コンプトンカメラ、特性 X 線カメラ，福島第一原子力発電所事故、森林除染、里山除染

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故以降、放医研では放射性セシウムを可視化する特性 X 線カメラがあり、森林内の放射性セシウムの可視化の結果について報告する。

2. 特性 X 線カメラと計測モード

特性 X 線カメラは、放射性セシウムが発する特性 X 線（32keV）を検出し、可視化するピンホール方式のカメラである[1,2]。現在様々な方式のカメラが利用可能ではあるが、特性 X 線カメラは福島復興現場で実際に役立つことを第一目標に高感度・軽量・低価格の両立を意図して考案したものである。特性 X 線カメラの感度は~10 cps/MBq（Cs137@1m 前方）で、低価格でありながら高感度なコンプトンカメラと同等以上であり、また、ピンホールコリメータを外すと特定方向だけに非常に鋭敏な感度をもつ有指向性検出器となる[3]。コリメータを外した場合は森林内を走査することで放射性セシウムの分布画像を得ることができる。特性 X 線カメラを 2 つのモード（通常モード・スキャンモード）で、森林内斜面（空間線量率 1μSv/h 前後）にて、放射性セシウムをイメージングした。

3. 結果とまとめ

スキャンモードにおいては、アーチファクトの少ない自然な画像が得られた。画像からは放射性セシウムが林床全面に沈着している一方で樹冠方向では検出限界以下となり、セシウムの大部分は林床にあることを認識した。また未除染・除染済の 2 地点で可視化したところ林床の特性 X 線計数率は明らかに異なり除染がなされていることを認識できた。通常モードでは、森林内の落葉が吹き溜まりとなっている地点で放射性セシウムが濃集している様子が観察できた。森林や河川のセシウム分布や環境動態把握、森林除染効果検証、除染境界のモニタリングやリスクコミュニケーションに使用可能と期待し、さらなる開発・改良を進めている。

参考文献

[1] 放医研プレスリリース(2014)、http://www.nirs.go.jp/information/press/2014/01_23.shtml [2] S. Kobayashi et al. KEK Proceedings 2014-11 (2015) 62-69. [3] 小林、北村、内堀，光学, 2016 年 8 月号掲載予定。

*Shingo Kobayashi[1], Hisashi Kitamura[1], Yukio Uchihori[1], Shinya Iwamoto[2], Kentaro Kojima[2], Yuichi Goto[2], Shinobu Kobayashi[2], Kazuo Tanimoto[2], Yasuo Terakado[2], Yasunari Nakajima[2], Hiroko Yoshida[2], Akio Yamanishi[3], [1]NIRS/QST, [2]Meisei Electric Co., Ltd., [3]IHI Corporation

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（4）市街環境における被覆面ごとのセシウム-137 分布特性

Mapping project in Fukushima and related researches

(4) Distribution of ^{137}Cs on urban surfaces

*吉村 和也[1]，斎藤 公明[1]，藤原 健壮[1]

[1]原子力機構

市街環境における様々な被覆要素について ^{137}Cs 沈着量の分布状況を評価し、パラメータ化を行った。相対 ^{137}Cs 沈着量は、平坦な草地などの浸透面で最も高く、これに駐車場などの舗装面が次いだ。舗装面の相対沈着量は、チェルノブイリ原子力発電所事故時のヨーロッパのケースよりも高い値を示した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，市街地被覆，セシウム-137，沈着量

1. 緒言

市街環境における ^{137}Cs 分布状況は、被ばく線量予測や除染計画の策定において重要な情報である。市街環境は屋根や壁面、舗装面、未舗装面など、様々な要素に覆われており、これら被覆要素ごとに ^{137}Cs の初期沈着やウェザリング効果が異なることが予想される。そこで本研究では、市街環境における被覆要素ごとの ^{137}Cs 沈着量の分布状況を評価した。併せてそのパラメータ化を行い、分布特性、経時変化を検討した。

2. 手法

調査は 2015 年 1 月 13-23 日、および 2016 年 1 月 12-22 日の 2 回、期間困難区域内の 11 の建築物を対象に実施した。屋根や壁面といった被覆要素ごとの沈着量は、GM サーベイメータにより表面計数率を測定し、舗装面で得た沈着量／計数率換算係数を乗じて算出した。また、事故後初期の沈着量を評価するため、2011 年度に行われた除染モデル実証事業におけるデータを併せて解析に用いた。沈着量のパラメータ化のため、調査対象地に隣接する平坦な草地など未舗装面における初期沈着量を 1 とし、相対沈着量を求めた。

3. 結論

相対沈着量は未舗装面がもっとも高く、次いで舗装面であった。2016 年時点で他被覆要素の相対沈着量は 0.1 未満であり、建屋の汚染は限定的であることが示された。2011-2012 年の相対沈着量は、未舗装面を除きいずれも 0.4 未満であった。以上の結果は、市街環境ではフォールアウト時のウォッシュオフ、ならびに初期のウェザリング効果が高かったことを示唆する。舗装面の相対沈着量について、チェルノブイリ原子力発電所事故の影響を受けたヨーロッパの事例[1][2]と比較した結果、本研究で高い値が得られた。本研究は帰還困難区域で実施しており、人間活動が相対沈着量に影響した可能性が示唆された。

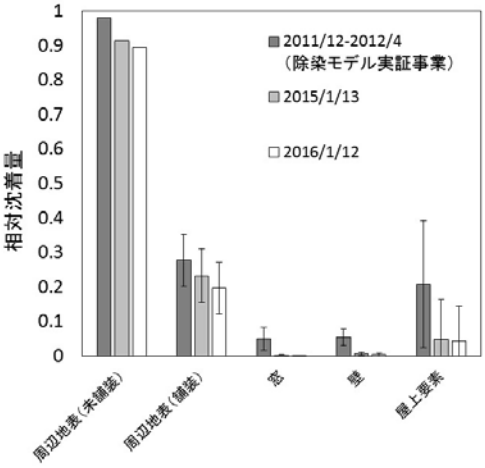


図 1　被覆要素ごとの相対沈着量

参考文献

[1] Andersson, K. G., Roed, J., Fogh, C. L., 2002. J. Environ. Radioact. 62, 49-60.

[2] Jacob, P., Meckbach, R., 2000. IAEA-TECDOC-1131, 34–41.

*Kazuya Yoshimura[1], Kimiaki Saito[1] and Kenso Fujiwara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（5）定点測定で観察された空間線量率の季節変化

Mapping project in Fukushima and related researches after the Fukushima nuclear accident
(5) Seasonal change in the air dose rate observed by fixed-point measurements

*吉田　浩子[1]，金上　孝[1]，斎藤　公明[2]，佐藤　哲朗[2]，三上　智[2]，菅野　隆[2]，
細田　正洋[3]，高橋　純子[4]
[1]東北大学，[2]JAEA，[3]弘前大学，[4]筑波大学

2013 年から 2 年間､福島-宮城県境における定点でサーベイメータを用いた空間線量率の測定を毎日行った結果、いずれの地点でも空間線量率の減衰に季節変化が観察された。何によってこの変化が生じるのか。γ線スペクトル及び地中に埋設したイメージングプレートの PSL 値の変化傾向との関係性により検討を試みた。

キーワード：発電所事故、空間線量率、ガンマ線スペクトル、季節変化

1.緒言

政府は帰還困難区域を除くすべての避難指示を 2016 年度中に解除するとしている。住民の帰還後の日常生活における被ばく線量を評価する上で、除染の対象になっていない自然環境の空間線量が年間を通してどのように変化するのかを知ることは重要である。この観点から、2013 年から 2 年間、福島-宮城県境における定点 10 箇所でサーベイメータを用いた空間線量率の測定を毎日行った。その結果、いずれの地点でも、春から秋にかけての早い減衰と秋から冬にかけての遅い減衰を繰り返しており、積雪期間中にはセシウムの物理的半減期とほぼ同じ速度でしか減衰していない地点の多いことを示した [1)]。本発表では、定点における γ 線スペクトル及び地中に埋設したイメージングプレート（IP）から読み取った PSL（輝尽性発光,Photo-Stimulated Luminescence）値の変化傾向と季節変化の関係性について検討した結果を報告する。

2.調査内容

2015 年夏から定点 5 箇所において 3”φx3”NaIγ 線用スペクトロメータを用いて約 1 ヶ月ごとにγ線スペクトルを測定した。22x22 行の応答行列法により、波高分布を unfolding して入射γ線のエネルギー・スペクトルを得た。自然環境γ線と原発事故による放射性 Cs からの寄与分を分離し、後者については散乱線成分（S）と直接線成分（U）を分別した。2016 年春からは 10x10cm の IP（BAS-MS)を挿入できる装置を定点の地中に埋設し、約 1 ヶ月ごとに IP を交換して読み取った。

3.結果・考察

自然起因のγ線量はいずれの地点でも季節にかかわらずほぼ一定であった。全線量に対する S,U それぞれの割合には季節変化と相関する一定の傾向は観察されなかった。この結果から、季節変化はγ線スペクトル変化と関連性が低いと考えられる。IP により地表面から 2mm 刻みに深度分布プロファイルを取得し、周囲からのγ線の BG を差し引いた。4-5 月及び 5-6 月にかけてはいずれも、地表面から 20mm 深さあたりまで徐々に PSL 値は上昇し、50mm までほぼ同じ PSL 値を示した後低下していく同様の傾向を示していた。IP の深度プロファイルに季節変化が現れるかさらに検討を進める。

参考文献

[1]吉田浩子ほか　毎日測定で観察された空間線量率の低減傾向における季節変化　日本原子力学会 2015 年秋の大会

*Hiroko Yoshida[1], Takashi Kanagami[1], Kimiaki Saito[2], Tetsuro Sato[2], Satoshi Mikami[2], Takashi Kanno[2], Masahiro Hosoda[3] and Junko Takahashi[4]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Hirosaki Univ., [4] Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究 (6)KURAMA-IIの開発と展開の現状

Mapping project in Fukushima and related researches (6)Development and current status of KURAMA-II

*谷垣 実[1], 奥村 良[1], 佐藤 信浩[1], 小林 康浩[1], 湯田 美菜子[2], 齋藤 正明[2], 齋藤 隆[2], 桑名 篤[2], 松浦 隆弘[3]
[1]京都大学, [2]福島県農業総合センター, [3]松浦電弘社

走行サーベイシステムKURAMAの発展形のKURAMA-IIの最新の利用や開発の状況、特に高線量率対応や緊急時運用を目指したサーベイメータタイプのKURAMA-mini、および迅速かつ簡便で周囲の環境に影響されにくい土壌汚染密度推定技術の開発状況について紹介する。

The recent status of developments and applications of KURAMA-II is introduced, including the development of KURAMA-mini for the emergency situations and the current status of a prompt and easy estimation technique with less disturbance by the radiation from surroundings.

キーワード：KURAMA-II, KURAMA-mini, 徒歩サーベイ, 空間線量率, 土壌汚染

1．はじめに

東電福島事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、その小型軽量かつ完全自動で波高スペクトルも取得可能な測定ユニットがクラウドで結ばれた柔軟なシステム構成により、福島を中心とした東日本一帯のモニタリング活動に活用されている。一連の開発や運用を通じて得た知見を活かし、さらなる利用拡大のための技術開発を続けている。

2. KURAMA-IIの現状

2-1. 高線量率対応と緊急時運用への対応

緊急時における活用をめざし、サーベイメータタイプのKURAMA-IIであるKURAMA-miniを開発した。平成26年度原子力規制庁委託事業の成果である高線量率対応技術[3]で300 μSv/h程度まで測定可能としつつ、従来のサーベイメータ同様の単純な操作でGPSデータでタグ付けされた空間線量率と波高スペクトルが遠隔地の行政機関や専門家ともリアルタイムで共有できる。緊急時における空間線量率の状況把握や短寿命核種の情報取得に効果を発揮すると期待される。

2-2. 迅速で簡便な土壌汚染密度推定技術

2014年春に原理検証を報告した迅速で簡便な土壌汚染密度推定技術[4]は農地を中心とした実証試験が進んでいる。徒歩型KURAMA-IIを携行して圃場を歩きながら測定する事により約1 m程度の分解能で±20%程度の精度で土壌のセシウム濃度を推定できるようになった（図）。

図 表土剥土による除染後の試験農地における残留汚染分布の測定例。

本発表は原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部を含む

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] JAEA, 平成26年度放射性物質測定調査委託費(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発)事業成果報告書 p.17-21.
[4] 谷垣　実, 日本原子力学会「2014年春の年会」, 2014年3月26～28日

*Minoru Tanigaki[1], Ryo Okumura[1], Nobuhiro Sato[1], Yasuhiro Kobayashi[1], Minako Yuda[2], Masaaki Saito[2], Takashi Saito[2], Atsushi Kuwana[2], Takahiro Matsuura[3]
[1]Kyoto University, [2]Fukushima Agricultural Technology Center, [3]Matsuura Denkosha Inc.

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

[3J10-13] FDNPP Accident: Radiation Dose Assessment

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J10] Mapping project in Fukushima and related researches

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2], Kimiaki Saito[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Kyoto University）

2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Mapping project in Fukushima and related researches

*Norihiro MATSUDA[1], Isamu HISANAGA[2], Masayuki GOTO[2], Akihiro KAIMORI[3], Kimiaki SAITO[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.G-tech, 3.Wood structure prom inc.）

3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Mapping project in Fukushima and related researches

*Tetsuro Sato[1], Kimiaki Saito[2], Masaki Andoh[2] （1.Hitachi Solutions East Japan, Ltd., 2.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[3J13] Mapping project in Fukushima and related researches

*Haruko Murakami Wainwright[1], Akiyuki Seki[2], Kimiaki Saito[2] （1.Lawrence Berkeley National Laboratory, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
(7) 光子エネルギースペクトル解析に基づく人工／天然核種の線量評価

Mapping Project in Fukushima and Related Researches

(7) Dose estimation of artificial / natural radioisotopes by an analysis of photon energy spectrum

*津田 修一[1]，谷垣 実[2]，斎藤 公明[1]

[1]原子力機構，[2]京都大学

環境中に沈着した放射性核種の線量をより詳細に検討するために，CsI(Tl)シンチレーション検出器で測定した波高スペクトルを逐次近似でアンフォールディングし，光子エネルギースペクトルを算出した。

キーワード：エネルギースペクトル，アンフォールディング法，応答関数

1. はじめに

原子力機構は，東京電力福島第一発電所事故後，京都大学原子炉実験所の車走行サーベイシステム（KURAMA-II）[1)]を用いた広域の空間線量率測定を実施している。今回，人工／天然核種の各線量寄与を評価するために，KURAMA-II の波高スペクトル測定データから，光子エネルギースペクトルを算出した。

2. 計算

環境を模擬した半無限空間の土壌表面に光子線源を設置し，CsI(Tl)シンチレーション検出器（浜松ホトニクス製 C12137-00）の地上高さ 1m での応答関数を PHITS コードで計算した。50～3000 keV の単色エネルギー31 点において計算した応答関数と, 2013 年～2016 年の各 4 月頃に福島市で測定した波高スペクトルデータを用いて, 逐次近似によるアンフォールディング[2)]によって光子エネルギースペクトルを算出した。

3. 結果および考察

4096 チャンネルの波高スペクトル測定データと, 31 群に分けた波高スペクトルを図 1 に示す。セシウム，カリウム等の主要なピークは，31 群の波高スペクトルからおよそ判別可能である。光子エネルギースペクトルの解析結果を図 2 に示す。各エネルギービンに経時変化を示している。アンフォールディングで求めたエネルギースペクトルは主要な核種から放出される光子の寄与を再現し，人工核種には減少する傾向が見られる。放射性核種から放出される既知の光子エネルギー以外のビンについては，人工／天然核種の弁別が容易ではないが，各年度の線量率の変動からおよそ弁別できることがわかる。発表では人工／天然核種の線量寄与割合について示す。

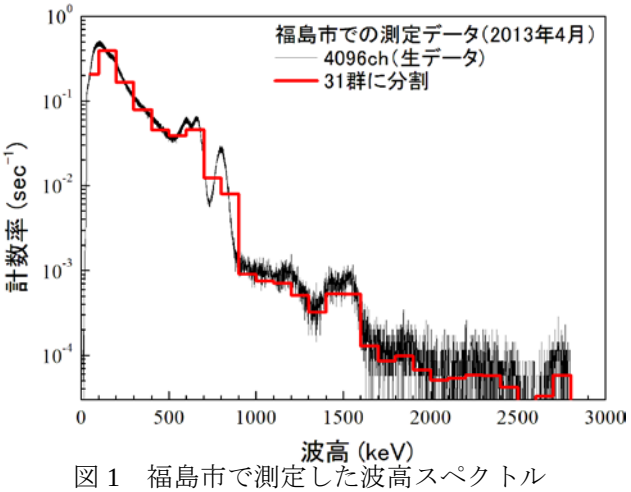


図 1　福島市で測定した波高スペクトル

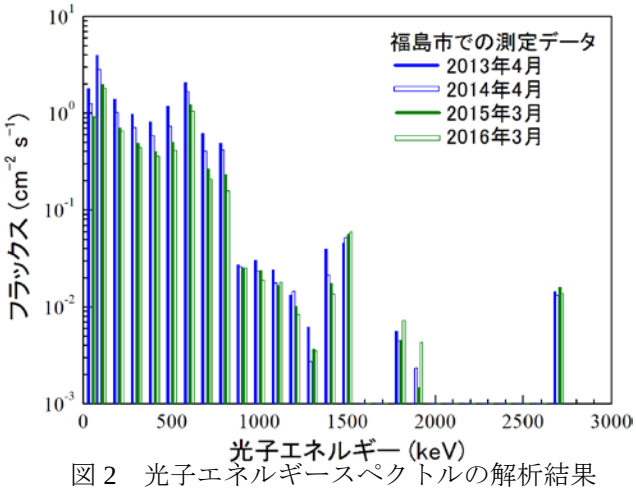


図 2　光子エネルギースペクトルの解析結果

参考文献 [1] Tanigaki, et al. NIMA 781, 57 (2015).　[2] 湊，名古屋工業技術試験所報告，27, 384 (1978).

*Shuichi Tsuda[1], Minoru Tanigaki[2] and Kimiaki Saito[1] ([1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University)

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（8）製材品用検査装置の開発

Mapping project in Fukushima and related researches

(8) Development of monitoring device for lumber

*松田 規宏[1]，久永 勇[2]，後藤 昌幸[2]，貝守 昭弘[3]，斎藤 公明[1]

[1]原子力機構，[2]ジーテック，[3]木構造振興

福島第一原子力発電所の事故を起因とする放射性物質が降下した地域から出荷される木材製品に対する検査体制を確立し、その安全性を証明するため、製材品用検査装置を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，検査装置，PHITS

1. 緒言

東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故により森林に降下した放射性セシウムは、森林生態系を循環し、樹木の幹や枝などの木質部分に、その量は少ないものの蓄えられる[1]ことが知られている。福島県は東北でも有数の木材産業地帯であるため、出荷される木材製品に対する安全性の検証と、流通体制構築のための検討を行っているところである。

2. 実験・解析

開発した製材品用検査装置（以下、「検査装置」と言う。）の外観を図 1 に示す。木材に沈着した放射性セシウムの崩壊に伴って放出されるガンマ線を検出するため、検査装置には、木材を取り囲むように、検査装置内部の 4 面（上下左右）に、厚さ 50 mm のプラスチックシンチレータを配置している。検査対象の木材は、ベルトコンベアにより検査装置の入口から出口へと自動搬送され、その際に、木材に沈着した放射性セシウムの放射能が測定される。検査装置の特性は、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いて評価した。はじめに、662 keV のガンマ線に対するプラスチックシンチレータの応答特性を評価した（図 2）。PHITS コードの計算結果は実験値をよく再現することがわかる。その他、装置内部の三次元的な応答、多様に放射性セシウムが沈着した木材に対する応答の特性についても評価を実施したので、会場にて報告する。

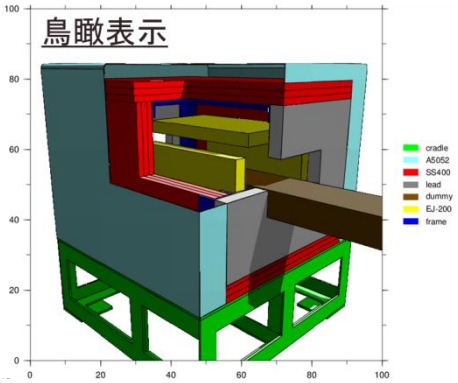


図 1　製材品用検査装置の外観

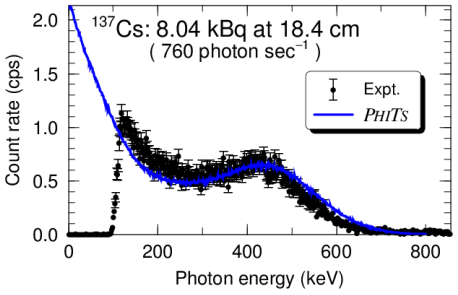


図 2　プラスチックシンチレータの応答特性

3. 結論

PHITS コードを用いて検査装置の特性を評価し、木材の安全性の証明に対する本装置の実用性を検証することができた。

参考文献

[1] IAEA, Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation: twenty years of experience, report of the Chernobyl forum expert group ‘Environment’. In: Radiological Assessment Reports Series, vol. 8.

*Norihiro Matsuda[1], Isamu Hisanaga[2], Masayuki Goto[2], Akihiro Kaimori[3] and Kimiaki Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]G-tech Co., Ltd., [3]Wood structure prom. Inc.

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（９）生活行動経路に沿った空間線量率に基づく被ばく評価

Mapping project in Fukushima and related researches

(9) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]，

[1](株)日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA

原子力規制庁により、避難指示解除準備区域に住民が帰還した際に予想される生活行動パターンと経路を詳細に聞き取り調査し、その行動経路全体をカバーする空間線量率を KURAMA-II を使用して測定したうえで、それらの結果を用いて住民が帰還した際に普段の生活で受ける被ばく線量を精度よく推定する試みが実施された。

キーワード：KURAMA-II、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、生活行動経路、被ばく評価

1. 緒言

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故に伴って放出された放射性物質による被ばくのリスクを回避するため、避難指示等により今なお多くの住民が避難生活を余儀なくされている。帰還の選択をする個々の住民の被ばく線量を低減し、放射線に対する不安に向き合うためには、住民が自分の個人線量を把握し、自らの行動と被ばく線量との関係を理解することが重要である。しかしながら、個人線量を把握するためには個人が測定器を所持して生活することが必要となり、住民が帰還していない場所で測定を行うことはできない。そこで原子力規制庁は、今後の避難区域等の見直しが想定される地域等において、帰還した際に想定される生活行動パターンと経路に対して空間線量率を精度よく測定し、積算線量の算出を行い、その結果を公表している。本件では、その公表資料についての解説と考察を行う。

2. 調査内容

福島県内の 3 町村（川俣町、葛尾村、富岡町）において、合計 65 名を対象にして、帰還後に想定される生活行動経路全域をカバーできるように、KURAMA-II を用いた空間線量率の連続測定が実施されている。また、生活行動パターンと経路の情報と、空間線量率の測定結果を組み合わせて積算線量の算出が行われている。

3. 調査結果

算出された年間の追加被ばく線量について、図 1 に示す。今回の調査では、年間の追加被ばく線量の最小値が 0.31[mSv]、最大値が 2.62[mSv]となったことが報告されている。また、対象者 65 名のうちの約 72%にあたる 47 名の方について、年間の追加被ばく線量が 1.0[mSv]以下となったとされている。

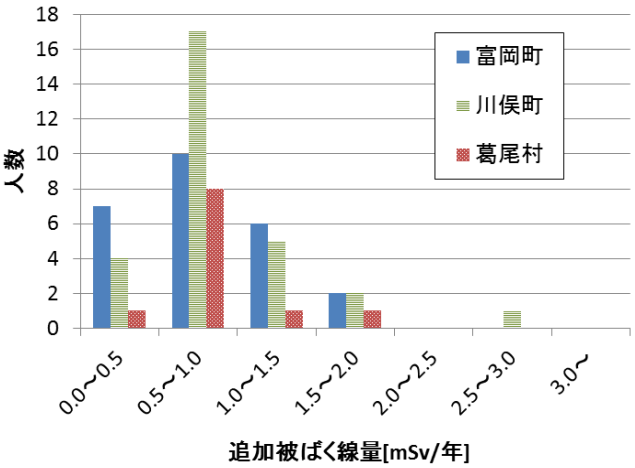


図 1. 追加被ばく線量の算出結果

*本件は、原子力規制庁委託事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Hitachi Solutions East Japan, Ltd., [2]JAEA

A Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Haruko Wainwright[1], Akiyuki Seki[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Lawrence Berkeley National Lab. [2]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: This study presents a multiscale data integration method to estimate air dose rates in the regional scale around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP). We integrate three types of data: ground-based walk and car surveys, and airborne surveys, all of which have different scales, resolutions, spatial coverage, and accuracy. Results show that the method can successfully integrate three types of datasets in a consistent manner, and create an integrated map (including the confidence intervals) of air dose rates over the domain in high resolution.

Keywords: Mapping of air dose rates, Bayesian hierarchical model, Fukushima Daiichi NPP Accident, Geostatistics

1. Introduction

Monitoring of air dose rates (i.e., ambient dose equivalent rates) in the region around the Fukushima Daiichi NPP have been performed continuously since the accident. The measurements have been conducted using various techniques such as walk surveys using portable monitoring systems, car surveys, and airborne surveys. With many data survey types available, it has become clear that there are discrepancies among them in terms of measured air dose rates due to different levels of accuracy and different support scales. Recently, Wainwright et al. [1] proposed a Bayesian geostatistical approach to integrate multiscale datasets and to estimate the map of air dose rates in high resolution across the regional scale. Since we consider that the walk survey data are directly related to the exposure dose of individuals walking on the streets, we estimate the air dose rates equivalent to the walk survey data.

2. Methods

A Bayesian hierarchical model typically consists of a series of statistical sub-models mainly in two categories: data models and process models. The process models—in this context—describe the spatial pattern of air dose rates. A geostatistical model was used to represent this pattern. The data models connect this pattern and the actual data, given measurement errors, such as spatial averaging for a low-resolution airborne dataset. Once all the sub-models are developed, we can estimate the the map and its confidence interval, using sampling/optimization.

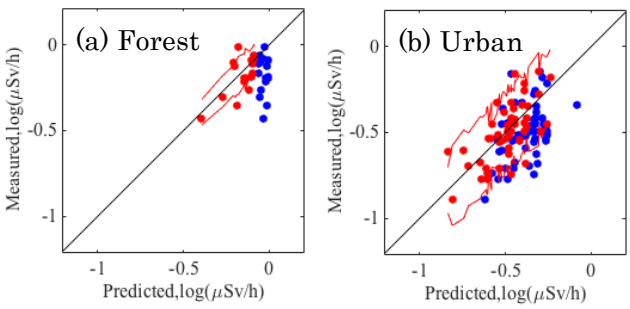


Figure 1. Predicted vs measured air dose rates. The red dots represent the predicted values based on the data integration method; the blue dots are the airborne data.

3. Results and Conclusion

We demonstrate our approach using the datasets collected near Fukushima City in November 2013. In Figure 1, the airborne data before the data integration (blue dots; the points excluded in the estimation) exhibit larger scatters and a systematic bias compared to the walk survey data. After the data integration, the predicted values are tightly distributed around the one-to-one lines and are mostly included in the 95% confidence interval. Particularly, the significant bias in the airborne data is corrected in the forested area (Figure 1a). Based on these results, we may argue that this method has successfully created the fine-resolution integrated map of air dose rates.

References

[1] Wainwright, H.M., A. Seki and K. Saito, A Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, submitted to Journal of Environmental Radioactivity.

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

[3J14-17] FDNPP Accident: Environmental Transfer

Chair: Tadahiko Tsuruta (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[3J14] Mapping project in Fukushima and related researches

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Nicolas Loffredo[1], Keigo Hisadome[2] （1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Asia Air Survey）

3:50 PM - 4:05 PM

[3J15] Mapping project in Fukushima and related researches

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki KURAMOTO[1], Yuichi Onda[2], Kazuya Yoshimura[3] （1.Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, 2.University of Tsukuba, 3.JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[3J16] Mapping project in Fukushima and related researches

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2] （1.Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba）

4:20 PM - 4:35 PM

[3J17] Mapping project in Fukushima and related researches

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Maki Tsujimura[2], Kouichi Sakakibara[2], Yuutarou Satou[2] （1.Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 2.Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究 (11) 森林環境における福島第一原発事故から五年間の放射性セシウムの移行状況

Mapping project in Fukushima and related researches

(11) Five-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments after the FDNPP accident

*恩田 裕一[1]，加藤弘亮[1]，ロフレド ニコラ[1]，久留 景吾[2]

[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター, [2]アジア航測

福島第一原子力発電所事故直後から 5 年間にわたって、福島県内の森林において林内雨及び落葉等のサンプリングを実施し、樹冠から林床への放射性セシウムの移行状況を定量的に評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，放射性セシウム，移行状況

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは樹冠に捕捉され、その後の降雨や落葉等によって徐々に林床に移行する。林内の放射性セシウムの分布と空間線量率の時間変化を把握するためには、樹冠から林床への移行状況をモニタリングすることが必要である。本研究では、福島県内のスギ林及び広葉樹混交林を対象として、福島第一原子力発電所事故から 5 年間の林内雨や落葉等に伴う林床へのセシウム 137 移行量を調査した。

2. 研究方法

福島県伊達郡川俣町山木屋地区のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。スギからなる人工林 2 林分（31 年生・15 年生）と広葉樹混交林（コナラ及びアカマツ）において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、森林樹冠から林床への移行量を観測した。観測は 2011 年 7 月から開始し、現在もなお継続中である。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を 100 cc の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

3. 結果と考察

5 年間の観測期間中に森林樹冠から林床に移行したセシウム 137 は、スギ壮齢林、スギ若齢林、広葉樹混交林でそれぞれ 177 kBq/m^2、240 kBq/m^2、61 kBq/m^2 であった。これらの移行量は、原発事故後に大気から沈着した総量の 40.0%、54.3%、13.6%にあたる。平成 27 年度（平成 27 年 4 月から平成 27 年 12 月）の総移行量はそれぞれ 7.2 kBq/m^2、11 kBq/m^2、4.5 kBq/m^2 で、そのうちの落葉等の寄与率はそれぞれ 85.0%、72.8%、65.4%であった。スギ林では、溶存態の寄与率が時間経過とともに低下傾向を示したのに対して、コナラを主とする広葉樹混交林では、枝葉から雨水に溶出して移行する放射性セシウムの割合が依然として相対的に高い値を示した。一方、樹幹流の寄与率は平成 23 年度はいずれの樹種でも 0.1%以下だったのに対し、平成 24 年度及び平成 26 年度年では 0.5～2%程度、平成 27 年度では 7.4～9.3%と時間経過とともに寄与率が増加する傾向が認められた。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～27 年度）で得られた成果の一部を含む。

*Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Loffredo Nicolas[1], Keigo Hisadome[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Asia air survey

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（12）事故後 5 年間の河川を介した放射性セシウムの移行状況

Mapping project in Fukushima and related researches

(12) Riverine radiocaesium transport for five years from the accident

*谷口　圭輔[1]、倉元　隆之[1]，恩田　裕一[2]，吉村　和也[3]

[1]福島県環境創造センター，[2]筑波大学，[3]JAEA

抄録：福島県を流れる河川において、放射性セシウムの濃度および移行量の観測を実施した。事故後 5 年目までの観測結果を紹介し、河川を介して移行する放射性セシウムの濃度・移行量と流域の特徴との間の関係について解析を行った。

キーワード：福島第一原発事故，放射性セシウム，河川

1. 緒言

福島第一原発事故により放出された放射性セシウムは、河川を介して陸域から海域へと移行を続けている。福島県環境創造センターでは、河川および河川水の安全な利用のため、河川における放射性セシウムの移行状況の多地点広域調査を実施している。本発表では、これまでに得られた放射性セシウムの移行状況のデータをもとに、流域の特徴と放射性セシウム移行量の関係について述べる。

2. 調査方法

観測地点は、阿武隈川水系および浜通りの 8 水系に位置する 31 地点である。各地点に浮遊砂サンプラーを設置し、捕集された河川浮遊砂を 1～2 か月おきに回収し、110℃で 24 時間の絶乾処理の後、ゲルマニウム半導体検出器により、放射性セシウム濃度を測定した。また、水位・濁度の連続観測を実施し、河川流量と浮遊物質（SS）移行量の計算を行った。当該期間の放射性 Cs-137 濃度に、SS 移行量を乗じることで、放射性 Cs-137 の移行量を算出した。

3. 結果と考察

これまで、河川中の放射性セシウム濃度の低下傾向については、流域の土地利用別被覆率との関係が示唆されていたが、移行量についてははっきりとした関係が見えていなかった。2012 年 10 月～2014 年 10 月の放射性 Cs-137 の移行量(L [Bq])を河川流量(Q [kg-water])と流域総沈着量(D [Bq])で割った値（L/QD [kg-water $^{-1}$]）を算出し、流域のダムの影響について調べた。その結果、ダムの集水域が流域面積に占める割合が大きいほど、L/QD の値が低くなる傾向が見られた。Cs-137 が、吸着されている浮遊粒子とともにダム湖内に沈降・堆積することで、ダムを通過して下流に移行する放射性セシウムの量を低下させているものとみられる。

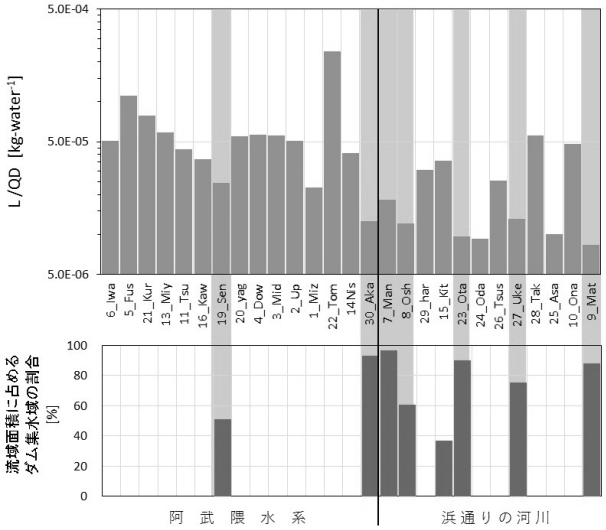


図 1　単位流量・単位沈着量あたりの Cs-137 移行量(上)と、流域面積に占めるダム集水域の割合（下）。ダムの集水域の占める割合が高い観測点（網掛け）では、Cs-137 の流出割合が低くなる傾向がある。

*Keisuke Taniguchi[1], Takayuki Kuramoto[1], Yuichi Onda[2] and Kazuya Yoshimura[3]

[1]Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefecture, [2]University of Tsukuba, [3]JAEA

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（13）さまざまな土地利用における土砂および放射性セシウムの流出プロセス

Mapping project in Fukushima and related researches

(13) Processes of sediment discharge and radiocesium wash-off on various land uses

*脇山 義史[1]，恩田 裕一[2]

[1]福島大学環境放射能研究所，[2]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

本研究では、福島第一原発事故により汚染された地域内にある未耕作地（除染・未除染）・耕作地（除染・未除染）・草地・森林の斜面上に土壌侵食プロットによる観測を行い、比較によって土地利用ごとの土砂および Cs-137 流出プロセスの違いを考察した。

キーワード：Cs-137，土壌侵食，斜面

1. 緒言

陸域に沈着した放射性セシウムの移行を予測するためには、土地利用ごとの移行特性の把握が必要である。福島では現在、除染のため表土剥ぎ取りや客土などの作業が行われているが、こうした土地の改変によって土砂流出や放射性セシウムの移行がどのように影響されるかは十分に調べられていない。本研究では、除染地を含むさまざまな土地利用に土壌侵食プロットを設置し、土砂および放射性セシウムの流出量の観測を行い、比較に基づいて除染地における Cs-137 流出プロセスの特徴を考察した。

2. 調査方法

伊達市月舘地域内の休耕地（Cs-137 沈着量：505 kBq m^{-2}）に未耕作畑、耕作畑、草地の 3 基、川俣町山木屋地区内の除染跡地（Cs-137 沈着量：100 kBq m^{-2}）に未耕作畑、耕作畑の 2 基、同地区内のスギ若齢林（Cs-137 沈着量：442 kBq m^{-2}）に 1 基、合計 6 基の土壌侵食プロット（長さ 22.13 m、幅 5 m）を設置した。降雨イベント後にプロット下端に設置した堰およびタンクに堆積した土砂（堆積土砂）とタンクに流入した懸濁水（浮遊土砂）のを回収し、乾燥・重量測定し、土砂の Cs-137 濃度(Bq kg-1)を測定した。また、プロット近傍で転倒ます雨量計を設置し、降水量の時系列データから侵食力[1]を算出した。

3. 結果・考察

流出土砂の平均セシウム 137 濃度は、非除染の森林・草地・耕作地・未耕作地の 4.0 ～37 kBq kg^{-1} に対して、除染未耕作地・除染耕作地でそれぞれ 1.7、2.5 kBq kg^{-1} と低い値を示した。流出土砂量について、積算流出土砂量を積算侵食量で除して求めた見かけ上の受食性を指標として比較すると、非除染のプロットで 9.7×10^{-6}～2.1×10^{-2} t ha MJ^{-1} mm^{-1} であり、除染未耕作地・除染耕作地でそれぞれ 8.8×10^{-4}、1.3×10^{-4} t ha MJ^{-1} mm^{-1} であり、大きな違いは見られなかった。非除染の耕作地・未耕作・草地では流出した Cs-137 に対する浮遊土砂の割合は 49～66%であったのに対して、除染未耕作地・除染耕作地ではそれぞれ 20%、15%であった。以上の結果から、除染地では Cs-137 沈着量の低下に加えて、Cs-137 の流出への浮遊土砂流出の寄与が低くなることが示唆された。

参考文献

[1] Wischmeyer, WH, Smith, DD, 1978. Predicting rainfall erosion losses: A guide to conservation planning. U.S. Department of Agriculture Washington, DC. Agriculture Handbook No. 537

* Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2]

[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba.

福島における放射性物質の分布状況調査と関連研究
（14）森林小流域における渓流水の溶存態セシウム 137 濃度低下傾向

Mapping project in Fukushima and related researches

(14) Declining trend of dissolved cesium-137 of stream water at small forested catchment

*岩上 翔[1]，恩田 裕一[1]，榊原 厚一[2]，佐藤 雄太郎[2]，長野 倖介[2]，辻村 真貴[2]

[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター，

[2]筑波大学大学院生命環境科学研究科持続環境学専攻

福島県伊達郡川俣町山木屋地区の森林小流域において，渓流水における溶存態セシウム濃度および浮遊砂，粗大有機物におけるセシウム濃度の観測を行った。その長期的な濃度低下傾向を示す.

キーワード：福島第一原子力発電所事故，セシウム 137，森林小流域，溶存態，長期変動

1. 緒言

2011 年 3 月に起きた東日本大震災に伴った福島第一原子力発電所の事故後，放射性物質が沈着した地域において大きな部分を占める森林からの放射性物質の移行を評価するために，森林小流域から流出する放射性物質の濃度を示し，また定量的に把握することは重要である．とくに事故後 5 年が経ち，長期の時系列データを示すことは重要である．そこで本調査では渓流水の溶存態の放射性セシウム濃度および渓流における懸濁態物質，粗大有機物中の放射性セシウム濃度を調査し，その経時変化を示す.

2. 調査

調査対象地域は，石平山流域（0.075 km^2），疣石山流域（0.147 km^2），世戸八山流域（0.048 km^2）、高太石山（0.535 km^2）の 4 流域である（石平山、疣石山、高太石山は 2011 年 6 月より観測開始，世戸八山は 2014 年 5 月より観測開始，高太石山は 2013 年 9 月に観測終了）．各流域にはパーシャルフリューム型の水位流量堰を設置し，流量を連続観測した．渓流水・懸濁態物質・粗大有機物試料の採取は 1-2 カ月に一度の現地調査で行った．また台風等の降雨流出時においてオートサンプラによる経時的な渓流水の採水を行った．溶存態セシウム測定のため水試料は 0.45 μm メンブランフィルターを用いて濾過を行った．濾過した水サンプル中の溶存態放射性セシウム濃度は，2L 用のマリネリ容器を用いゲルマニウム半導体検出器により測定した. 2014 年以降、濃度の低い水試料は 1 サンプルあたり 40L 採水し 80℃前後で蒸発濃縮を行い，あるいは AMP 濃縮を行って U8 容器を用いて分析した．懸濁態物質・粗大有機物試料においては炉乾燥したのち粉砕し，Well 容器を用いてゲルマニウム半導体検出器で放射性セシウム濃度を測定した．検出限界値は 3 σ とした.

3. 結論

渓流水における溶存態セシウム 137 濃度は事故後初期の 1Bq/L 程度から 0.01Bq/L 程度まで低下しており，その低下傾向は２重指数関数で近似できるが，流域毎に逓減速度が異なることが分かってきた.

*Sho Iwagami[1], Yuichi Onda[1], Koichi Sakakibara[2], Yutaro Sato[2], Kosuke Nagano[2] and Maki Tsujimura[2]

[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba., [2] Department of Sustainable Environmental Studies, Graduate School of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba.

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

[3K01-05] Two-Phase Flow and Phase Change 2

Chair: Susumu Yamashita(JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:55 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K01] Effect of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian gang[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] （1.The University of Electro-Communications）

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Interfacial Friction Factor for Counter-current Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes

*Takayoshi Kusunoki[1], Michio MURASE[1], Yasunori YAMAMOTO[1], Akio TOMIYAMA[2], Katsuya MORI[2] （1.INSS, 2.Kobe University）

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.INSS, 2.Kobe University）

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2], Akio Tomiyama[2] （1.INSS, 2.Kobe U.）

10:15 AM - 10:30 AM

[3K05] Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray

Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1], *Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2] （1.KEPCO, 2.MHI）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

サブクール沸騰中の気泡径分布に及ぼす各種パラメータの影響

Effects of various parameters on the bubble size distribution in water subcooled flow boiling

*海保 和宏[1]，坂本 新太郎[1]，念 剛[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

サブクール沸騰解析において、ボイド率の高精度予測は重要である。また、生成される気泡の大きさは様々であり、気泡径分布を取り入れることで、解析精度の向上が期待される。本研究では、低圧時サブクール沸騰中における気泡径分布の計測を行い、伝熱面接触角を含めた各種パラメータの影響を調査した。

キーワード：サブクール沸騰，気泡径分布，離脱気泡径

1. 緒言

軽水炉内におけるサブクール沸騰中のボイド率は、炉心流量や流動安定性などを評価する上で重要である。また、このボイド率評価において、気泡径、気泡生成周期、沸騰核密度の高精度モデルが必要となる。ここで、気泡径は多くのモデルが提案されているが、様々な大きさの気泡が生成されているにも関わらず、そのほとんどが平均気泡径に基づいている。したがって、気泡径分布を考慮することで予測精度向上が期待される。本研究では、気泡径分布の計測を行い、各種パラメータの気泡径分布への影響を調査した。

2. 可視化試験

伝熱面には透明伝導膜(図１)を用いた。試験流路は幅 14mm 高さ 10mm の矩形流路、試験流体は水を用いており、流動方向は垂直上昇流とした。実験は大気圧下で行い、実験条件は熱流束 q_w=340, 450, 640[kW/m^2]、サブクール度 ΔT_{sub}=10, 20, 40[K]、質量流束 G=300, 500, 700[kg/m^{2}s]とし、伝熱面の表面に Al_2O_3、ZrO_2、FeO の薄膜を成膜し、接触角を変化させた。撮影条件は 5000[fps]、シャッタースピード 5000[s^{-1}]とした。

3. 結果および考察

図２に代表的な気泡径分布データを示す。先行研究で用いられた正規分布[1]に比べ、ガンマ分布が良好な一致を示していることから、本研究ではガンマ分布を用いることとした。ガンマ分布は２つのパラメータ（形状母数 α、尺度母数 β）によって表される。各実験条件がこれらのパラメータに及ぼす影響を調査し、図３、４に代表して熱流束および接触角と α，β の関係を示す。図より、熱流束の増加に伴い、β が増加しており、気泡径の分散が増加している。これは、気泡径の増加のみならず、気泡生成頻度の増加によって小気泡が多く生成されたことに起因すると考えられる。一方、接触角に対しては減少傾向を示し、分散は減少している。したがって、接触角の影響も考慮する必要がある。

謝辞

本報告は原子力規制庁からの委託「平成 27 年度　低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

参考文献

[1] J. F. Klausner, R. Mei, L. Z. Zeng, Predicting stochastic features of vapor bubble detachment in flow boiling, Int. J. Heat Mass Transf. 40, 3547-3552(1997).

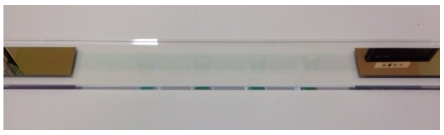


図１　透明ヒーター

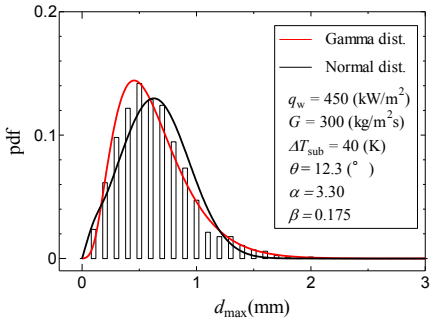


図２　気泡径分布データ

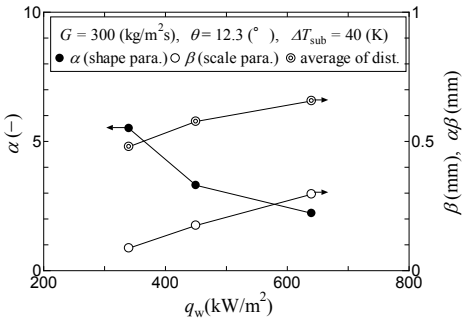


図３　熱流束が及ぼす影響

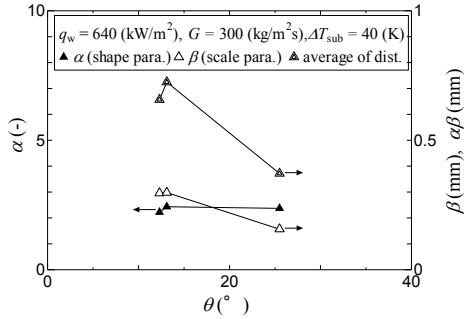


図４　接触角が及ぼす影響

*Kazuhiro Kaiho[1], Shintaro Sakamoto[1], Nian Gang[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]
[1]University of Electro-Communications

鉛直管下端での気液対向流制限の一領域計算用界面摩擦係数

Interfacial Friction Factor for Counter-current Gas-Liquid Flow in Vertical Pipes

*楠木 貴世志[1]，山本 泰功[1]，村瀬 道雄[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

蒸気発生器内の逆 U 字管下端での気液対向流制限(CCFL)を対象として、環状流モデルに基づく一領域計算に使用する界面摩擦係数 f_i の相関式について検討し、Bharathan らの相関式を基に気液粘性比 μ_G/μ_L 及び無次元直径 D^*で補正した相関式を導出した。

キーワード：蒸気発生器，逆 U 字管，鉛直管，気液対向流制限，界面摩擦係数

1. 緒言　これまでに鉛直管を用いた CCFL 実験が数多く実施されているが、実機の逆 U 字管と同様にシャープエッジを有する管下端で蒸気・水系 CCFL 特性を評価できる CCFL 実験相関式は限られる。Kusunoki et al.[1] は 0.1～7 MPa に適用できる逆 U 字管下端での CCFL を対象に、流体物性値の影響を表わす補正項を含む CCFL 実験相関式とその不確かさを導出した。しかし、導出した相関式は管径と流体物性値に対する適用限界が明らかでない。実験相関式より汎用的な評価方法として数値流体力学（CFD）による三次元解析があるが、長い計算時間を要し、感度解析には不向きである。感度解析には環状流モデルに基づく一領域計算が有効であるが、その計算に必要な界面摩擦係数 f_i の相関式が明確ではない。そこで本報では、提案されている f_i の相関式を用いて環状流モデルに基づく一領域計算を行い、直径と流体物性値が CCFL 特性に及ぼす影響を検討した。

2. 評価方法　提案されている f_i の相関式[2-6]による一領域計算の結果と CCFL 実験データを比較し、その中で最も適切な Bharathan ら[2]による相関式を選定した。しかし、Bharathan ら[2]の相関式でも、全般的に気相無次元体積流束 $J_G^{*1/2}$ の値を過大評価することから、計算値と測定値とがよく一致する補正値（倍率）を求め、補正値を気液粘性比 μ_G/μ_L と無次元直径 D^*の関数で表わした補正項を導出した。

3. 結果と考察　図 1 に気液粘性比 μ_G/μ_L 及び無次元直径 D^*を補正項とした相関式による計算結果と実験データ[1][2][7][8]による $J_G^{*1/2}$ の比較を示す。ROSA/LSTF データ[8]に対しては、1 MPa はよい一致を示したが、3MPa、7 MPa と高温高圧になるほど相違が大きい。以上より、f_i をボイド率の関数で表した Bharathan ら[2]の相関式を μ_G/μ_L 及び D^*で補正した相関式では、高温高圧に対する適用性が明らかではなく、今後の課題である。

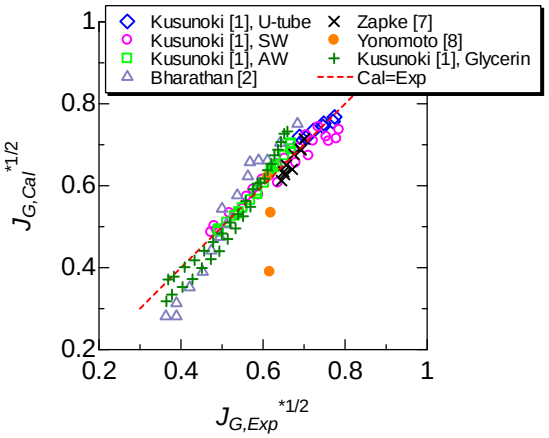


図 1　計算と実験による CCFL 特性の比較

参考文献

[1] T. Kusunoki et al., J. Nuclear Science and Technology, Vol.52(6), 887-896 (2015). [2] D. Bharathan et al., NRC-0293-6, (1978). [3] G.B. Wallis, One-dimensional Two-phase Flow, McGraw-Hill, (1969). [4] H.J. Kim et al., Int. J. Multiphase Flow, Vol.11, 593-606 (1985). [5] M. Murase et al., J. Nuclear Science and Technology, Vol.23(6), 487-502 (1986). [6] D. Bharathan et al., Report EPRI NP-786, (1978). [7] A. Zapke et al., Int. J. Multiphase Flow, Vol.22, 461-472 (1996). [8] T. Yonomoto et al., Proc. Int. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactor, 522-529 (1991).

*Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

加圧器サージ管の鉛直管での気液対向流制限
(1) 直径の影響

Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

(1) Effects of Diameters

*山本 泰功[1]，村瀬 道雄[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

加圧器サージ管の鉛直管上端での気液対向流制限（CCFL）を評価することを目的とし、従来の空気・水実験に基づく界面抗力係数の相関式を用いて一領域計算により D = 300 mm での CCFL 特性を外挿評価した。

キーワード：加圧器サージ管，鉛直管，気液対向流制限，Kutateladze パラメータ，一領域計算

1. 緒言

PWR の一次系では、通常運転時には液単相であるが、想定される事故条件では減圧沸騰や炉心での崩壊熱により蒸気が発生して気液二相になり、気液対向流制限(CCFL)が生じる場合がある。本研究では、加圧器サージ管の鉛直管上端における CCFL を対象とした。前報[1]では、直径 D ≦ 140 mm の鉛直管のシャープエッジ上端における空気・水実験の CCFL 特性を評価した。PWR の加圧器サージ管は直径 300mm 程度の大口径配管であるため、直径の影響を考慮して CCFL 特性を外挿評価する必要がある。そこで、本報では環状流モデルに基づく一領域計算によって D = 300 mm の鉛直管における CCFL 特性を評価した。

2. 評価方法

D = 19~140 mm での空気・水実験[2]に基づく界面抗力係数 *fi* の相関式[3]を用いて鉛直管内を対象とした環状流モデルに基づく一領域計算を実施した。著者ら[1]が D ≦ 140 mm の実験データから導出した CCFL 相関式と、一領域計算で外挿評価した D = 300 mm の計算結果を比較し、直径の影響の観点から CCFL 相関式の加圧器サージ管への適用性について検討した。

3. 結果と考察

図 1 に Kutateladze パラメータで整理した CCFL 特性を示す。一領域計算の結果として、空気・水実験[2]でデータが得られている最小直径 D = 19 mm、最大直径 D = 140 mm、外挿評価した D = 300 mm の結果を示す。数土の *fi* 相関式[3]はボイド率（無次元液膜厚さ）と無次元直径 D^*（ボンド数）の関数であり、D^*の増加に伴って K_L^* が増加した後に減少している。図示していないが、高温高圧条件では D^*が増加して K_L^* がさらに減少する。CCFL 相関式[1]と比較すると、大口径では低 K_G^*・高 K_L^* で一領域計算値が CCFL 相関式[1]の不確かさ範囲外になっている。図 1 の直径の影響は CCFL 相関式[1]の改良に反映し、図示していない流体物性値の影響は工学的判断により反映しないことにした。

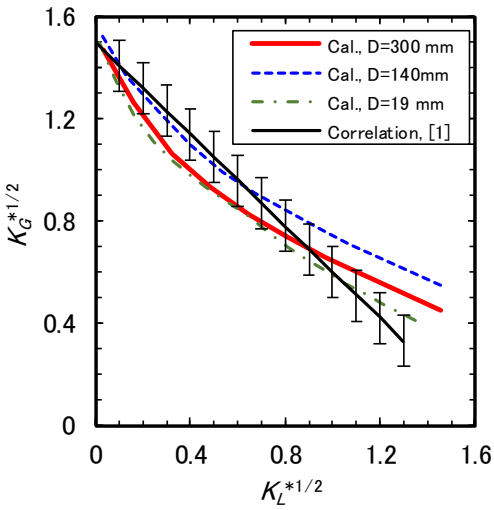


図 1. CCFL 特性(空気・水条件)

参考文献 [1] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2016 春の年会, 2D02, 東北大学(2016). [2] H. J. Richter, Int. J. Multiphase Flow, 7[6], 647-658 (1981). [3] 数土幸夫，日本機械学会論文集（B 編），60 [575], 330-336 (1994).

*Yasunori Yamamoto[1], Michio Murase[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

加圧器サージ管の鉛直管での気液対向流制限
(2) 流体物性値の影響

Countercurrent Flow Limitation in the Vertical Pipe of a Pressurizer Surge Line

(2) Effects of Fluid Properties

*村瀬 道雄[1]，山本 泰功[1]，森 勝也[2]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

加圧器サージ管の鉛直管上端での気液対向流制限(CCFL)を対象として、従来データから流体物性値の影響を評価し、Kutateladze パラメータで整理した CCFL 定数 C_K = 1.4±0.2 を得た。

キーワード：加圧器サージ管，鉛直管，気液対向流制限，Kutateladze パラメータ、流体物性値

1. 緒言　加圧器サージ管は鉛直管、鉛直エルボ、複数のエルボを含む微傾斜管で構成されている。これまでに微傾斜管での気液対向流制限(CCFL)に対する相関式と不確かさを導出し[1]、前報[2,3]では鉛直管（シャープエッジ上端）に対する空気・水条件での CCFL 特性を検討した。本報では、流体物性値の影響を評価し、実機条件（直径 D = 300 mm、圧力 P≦7 MPa）への適用を目標にして CCFL 相関式を導出した。

2. 評価方法　前報[3]では、D = 19～140 mm での空気・水実験に基づく界面抗力係数の相関式を用いて鉛直管内を対象とする一領域計算により D = 300 mm での CCFL 特性を外挿評価したが、高温高圧の蒸気・水系への適用は困難と判断した。そこで、本報では、Takeuchi ら[4]による APEX データと Ilyukhin ら[5]による D = 20～100 mm、P = 0.3～8 MPa での実験結果を使用し、Kutateladze パラメータで整理した CCFL 相関式と不確かさを求めた。

3. 結果と考察　CCFL 相関式と不確かさの導出に使用した CCFL 特性を Kutateladze パラメータで整理して図 1 に示す。APEX データ[4]は中小破断 LOCA 実験でのフラッディング開始である。Ilyukhin ら[5]による情報には上端 CCFL と下端 CCFL が混在しているため、0.3～1.6 MPa データから D = 30, 40 mm での上端 CCFL のみ抽出し、1 MPa での流体物性値を用いて Kutateladze パラメータに変換した。1～8 MPa [5]は文献[5]に従って 0.3～1.6 MPa [5]を 1.1 倍にした。これらをほぼ包括するように、勾配 m = 0.90、定数 C_K = 1.4±0.2 を導出した。実験ごとの相違が大きく、実験条件が不明確であることから不確かさ±0.2 が大きい。

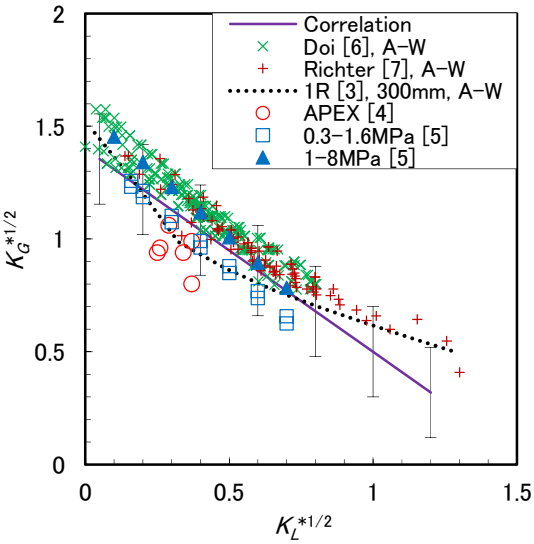


図 1　CCFL 特性 (A-W: 空気・水)

参考文献　[1] 村瀬道雄ほか，原子力学会 2015 秋の大会，C43，静岡大学 (2015). [2] 村瀬道雄ほか，原子力学会 2016 春の年会，2D02，東北大学 (2016). [3] 山本泰功ほか，原子力学会 2016 秋の大会，久留米 (2016). [4] K. Takeuchi et al., NED 192, 45-58 (1999). [5] Yu. N. Ilyukhin et al., High Temperature, 37[3], 463-469 (1999). [6] T. Doi, et al., Sci. Technol. Nucl. Installations, ID754724 (2012). [7] H. J. Richter, Int. J. Multiphase Flow, 7[6], 647-658 (1981).

*Michio Murase[1], Yasunori Yamamoto[1], Katsuya Mori[2] and Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe Univ.

可搬型スプレイ設備による放水時の液滴径分布測定

Measurement of the diameter distribution of the droplets by a portable spray

石崎 浩治[1]，新村 逸太[1]，國保 友佑[1]，*西崎 千博[2]，牧野 泰[2]，野口 浩徳[2]
[1]関西電力，[2]三菱重工

原子力発電所には、使用済燃料ピット（Spent Fuel Pit：SFP）への放水手段として、可搬型スプレイ設備が配備されている。可搬型スプレイ設備によるスプレイ水の基本挙動の把握を目的として、実験によりスプレイ水の液滴径分布を測定し、液滴の空間密度（存在率）を算出した。

キーワード：使用済燃料ピット、スプレイ、SFP

1. 緒言

原子力発電所には、万一の SFP 水喪失に備えて可搬型スプレイ設備が配備されている。スプレイ機能評価の一環でスプレイ水の基本挙動を把握するため、実際の可搬型スプレイ設備を SFP 模擬施設に設置して放水実験を行い（図 1）、得られた液滴径分布に基づき、スプレイ放水時の空間密度を算出した。

図 1　放水状況写真

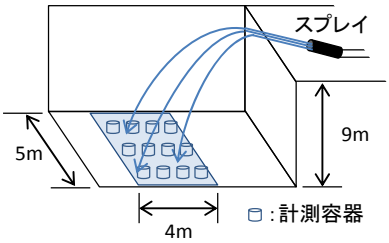


図 2　実験体系

2. 評価方法

2-1. 実験体系

SFP へのスプレイ放水を模擬するため、放水面から約 9 m 下に測定エリアを設置した（図 2）。実験に用いた可搬型スプレイは原子力発電所に配備されているもの（YONE（株）製ブリッツファイアー放水銃）を用い、可搬型ポンプと接続して実際の運転条件（0.7 [MPa]，1000 [ℓ/min]）を模擬した。

2-2. 流量分布測定

流量分布測定のため、図 2 中の計測容器としてメスシリンダを設置し、各位置における開口部面積 A [cm^2]あたりのスプレイ流量 Q [g/s]を得た。

2-3. 液滴径分布測定

液滴径分布測定のため、図 2 中の計測容器としてシリコンオイル槽を有する液滴捕獲容器（図 3）を設置した。スリット付きの蓋をスライドすることにより、落下する液滴を収集した。同一地点で 3 回の液滴捕獲を行い、合計で 600～1000 個程度のサンプルから液滴径の分布を得た（図 4）。液滴径が大きくなるほど下降速度も大きくなることを考慮し、液滴径毎の下降速度に体積存在割合を考慮した重み平均により、各位置における平均液相下降速度 V [cm/s]を得た。

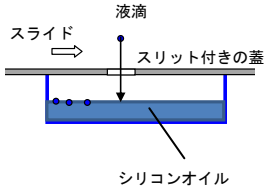


図 3　液滴捕獲容器模式図

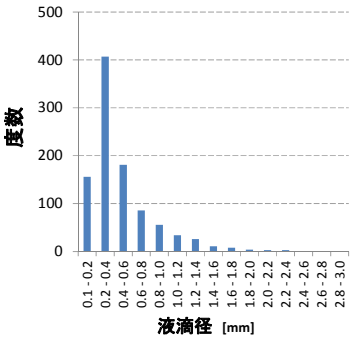


図 4　代表位置での液滴径分布

2-4. 実験結果に基づく空間密度算出

各実験により得られた測定結果（A [cm^2]，Q [g/s]，V [cm/s]）より、各測定位置における液滴の空間密度は下式により求まる。

$$空間密度 = Q／(A・V)\ [g/cm^3]$$

上記計算の結果、代表位置で空間密度 1.3×10^{-4} g/cm^3 を得た。

3. 結論

可搬型スプレイ設備によるスプレイ水の基本挙動の把握を目的として放水実験を行い、スプレイ水の液滴径分布を得た。これを基に、液滴の空間密度（存在率）を算出した。

Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Yuusuke Kokubo[1],*Chihiro Nishizaki[2], Yasushi Makino[2], Hironori Noguchi[2]
[1]KEPCO, [2]MHI

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

[3K06-09] Source Term

Chair: Akira Nakamura (INSS)

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K06] Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1]
（1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1.The Institute of Applied Energy）

11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1.The Institute of Applied Energy）

11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Ito[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naito[1] （1.Institute of Applied Energy）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MAAP-DOSE を用いた BWR 原子炉建屋内線量評価

Dose evaluation in a BWR reactor building with MAAP-DOSE.

*阿部 数馬 [1]，神田 憲一 [1]，西村 聡 [1]，古谷 正裕 [1]，西 義久 [1]
[1] 電力中央研究所

MAAP version 5 に実装された DOSE モジュールを用いて、BWR の過酷事故時の核分裂生成物(FP)の移行挙動と原子炉建屋内線量を計算し、ノード分割やジャンクション条件の影響を把握した。

キーワード：MAAP-DOSE，線量評価，過酷事故解析，核分裂生成物

1. 緒言

原子力発電所の重大事故時における運転員の居住性および現場操作性を評価するために、事故シーケンス毎の線量評価を実施することが重要である。本研究では過酷事故解析コード MAAP5.03 の DOSE モジュールを用いて BWR プラントの事故発生時の原子炉建屋内の線量計算を実施した。

2. 解析

図 1 にノード分割とジャンクション条件を示す。MAAP 付属の BWR4 Mark-I 格納容器モデルを用い、ドライウェルからの過圧破損箇所を模擬したジャンクションを追加した。事故シーケンスは LOCA や SBO を選定し、原子炉建屋や中央制御室における FP の移行挙動および線量を評価した。

3. 解析結果および考察

図 2 に AST※1 法により評価した SBO および LOCA＋SBO シーケンスにおける中央制御室内の線量時系列および希ガス質量の評価結果例を示す。LOCA と SBO が重畳する場合には早期から高い線量となり、事象進展を反映した線量計算結果が得られた。事故シーケンス毎に線量と FP 質量との相間が良く、特に図 2 に示す希ガスの挙動とよく一致した。今後は、事故シーケンス毎に線量計算に影響を及ぼす FP やリークパスを特定し、適切なノード・ジャンクション設定の方法を検討する。

4. 結論

MAAP5.03 を用いて BWR4 Mark-I 格納容器を対象に SBO および LOCA+SBO 事象を解析した。事象進展と一致した線量が得られ、線量が希ガス質量の推移を反映していることが分かった。

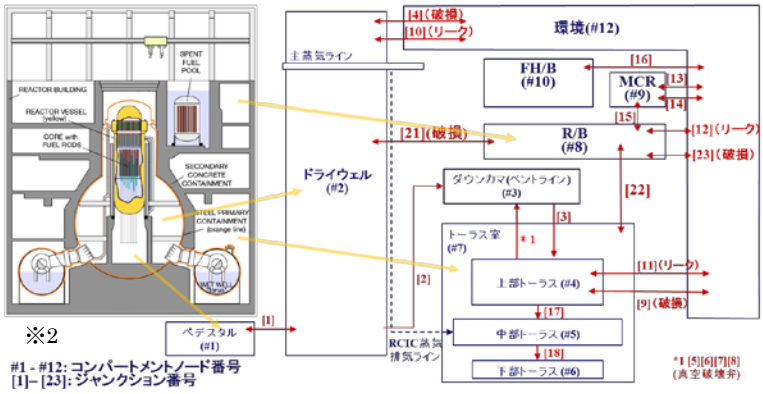


図 1 MAAP によるノード分割の概要図

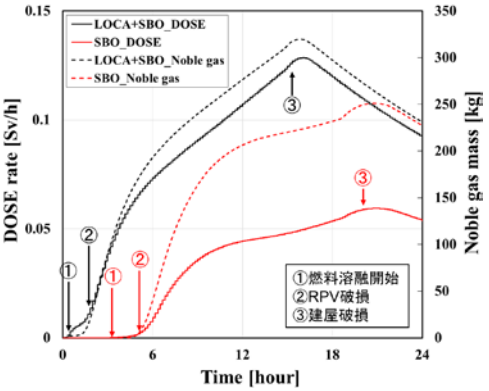


図 2 中央制御室の線量評価結果例

※1 AST：Alternate Source Term

※2 https://theamericanwestatrisk.wordpress.com/page/2/ より建屋図を引用

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
(14) 逆方向解析によるプラント内 FP 挙動の評価

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

(14) Evaluation of FP behavior in plants based on the Backward Evaluation Method

*岡田 英俊 [1], 内田 俊介 [1], 唐澤英年 [1], 伊藤あゆみ [1],
ペルグリニ マルコ [1], 内藤 正則 [1]
[1] エネ総研

環境への FP 放出量、汚染水としての処理量、建屋主要部の線量率などの測定値から、FP の流れとは逆方向に解析（逆方向解析）して、過酷事故解析コードの精度を評価することを試みた。

キーワード: 過酷事故、FP 挙動、線量率、逆方向解析

1. 緒言

過酷事故時のプラント内での FP 挙動は、SAMPSON ほかの過酷事故解析コード（FP に流れに沿っての順方向解析）で評価され、定量化されるが、移行プロセスでの移行量の直接測定データが得られておらず、過酷事故解析コードの評価精度を直接検討することは難しい。環境への FP 放出量、汚染水としての処理量、建屋主要部の線量率などの測定値から、FP の流れとは逆方向に解析（逆方向解析）して、過酷事故解析コードの精度を評価することを試みた。

２．FP 移行モデル(順方向と逆方向解析)

FP の主要移行プロセスと順方向と逆方向解析の関連を模式的に図 1 に示す[1]。

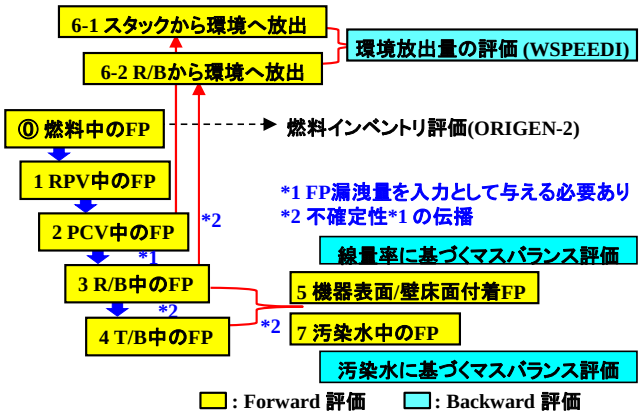


図1 FP移行の主要プロセス（順方向と逆方向解析）

３．解析結果

逆方向解析の結果得られた環境放出量[2]、汚染水量評価[3]などから得られた長半減期の ^{137}Cs についてのプラント全体でのマスバランス評価の結果を図 2 に示す。なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

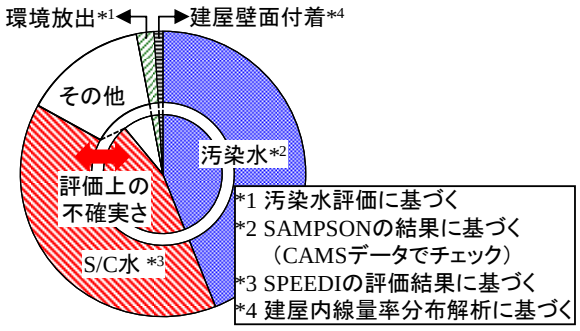


図2 ^{137}Csを主対象としたマスバランス

参考文献 [1] S. Uchida, et al., “An approach toward evaluation of FP behaviors in NPPs under severe accidents”,*16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16)* Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015. [2] H. Nagai, et al., ” Source term estimation for the Fukushima Daiichi NPS accident by combined analysis of environmental monitoring and plant data through atmospheric dispersion simulation”, *ibid*. [3] S. Uchida, et al., “Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant”, *Nucl. Technol*., **188** (3), 252-265 (2014).

*Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Kaken Inc., [3]Japan Broadcasting Co.

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
(15) CAMS 線量率測定値に基づくサプレッションプール中の FP 挙動の評価

（分類項目表
ＣＤ番号）

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
(15) Evaluation of FP behavior in S/P based on dose rate measured with CAMS

*内田 俊介 [1], 岡田 英俊 [1], 唐澤英年 [1], 伊藤あゆみ [1],ペルグリニ マルコ [1],
内藤 正則 [1]

逆方向解析によるプラント内 FP 挙動の評価例として、S/C の CAMS（Containment Atmosphere Monitoring System）の線量率データに基づき、セシウムを主とする FP のプール水中、気中及び壁面付着量などの時間変化を評価

キーワード: 過酷事故、FP 挙動、線量率、逆方向解析

1. 緒言

逆方向解析によるプラント内FP挙動の評価の1例として、各号機の S/P に設置された CAMS（Containment Atmosphere Monitoring System）で測定された線量率データに基づいて、セシウムを主とする FP のプール水中、気中及び壁面付着量などの時間変化を評価した。

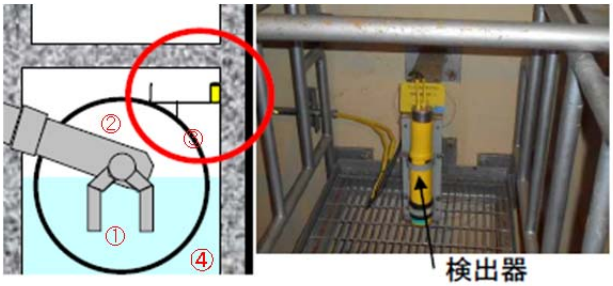


図1 S/Cに設置されたCAMS概要図

２．CAMS での S/C からの線量率測定

S/C 上方に設置された CAMS の位置を図 1 に示す[1]。S/C からの線量率は線源を、プール水①、カバーガス②および S/C 上部壁面③に分けて、点減減衰核積分法コード QAD-CGGP2 を用いて評価した[2]。線源については過酷事故解析コード SAMPSON で得られた S/C 内の FP 量を用いて求めた。解析結果では、99.9%は水中で、気中、壁面の FP 量は 0.1%以下であった。

３．線量率評価結果

図 2 に 2 号機 S/C の CAMS での測定結果を計算結果と比較した。解析結果は、S/C の水位によって影響されるが、500 時間を過ぎると実測値が低下する。その要因として、プール水の漏出とセシウムの沈降及び水壁への吸着を検討している。なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

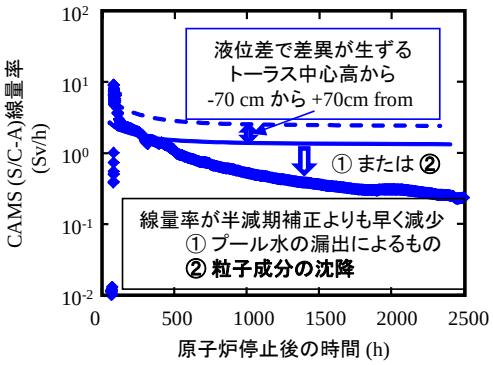


図2 S/Cに設置されたCAMS測定値の評価結果例

参考文献 [1] 東京電力 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 4 回進捗報告」について 添付資料 2-11 「2 号機 14,15 日に測定された CAMS 測定値から推定する FP 移行挙動について」 http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/151217j0130.pdf
[2] ORNL, A combinatorial geometry version of QAD-P5A, A point kernel code system for neutron and gamma-ray shielding calculation using the GP buildup factor, QAD-CGGP, RSIC Computer Code Collection, CCC-493 (1988).

* Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Hidetoshi Karasawa[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
（16）減圧沸騰時のサプレッションプールからの FP 放出

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

(16) FP release from S/P under decompression boiling

*唐澤　英年 [1]，内田　俊介 [1]，岡田　英俊 [1]，伊藤　あゆみ [1]，
ペルグリニ　マルコ [1]，内藤　正則 [1]
[1] エネ総工研

小型実験装置による減圧沸騰実験により、蒸気放出割合が増加すると蒸気に同伴するミストの割合が増加し、ミスト同伴率にほぼ比例して FP 放出率が増加することを確認。

キーワード：過酷事故、FP 挙動、減圧沸騰

1. 緒言

サプレッションプール(S/P)でのスクラビングによる FP 除去性能は、プール水温が沸点に近づくと急激に低下する。また、加圧下にある S/P がベント時に急激に減圧されると、減圧沸騰により大量の蒸気が環境に放出される。この際、プール水中の FP の一部が、ミストと共に環境に放出される。この効果を、小型実験装置を用いて定量化した。

2. 実験と考察

実験装置を図 1 に示すが、蒸発容器には内部と外部にヒーターを設置し、154℃に加熱し飽和蒸気とした。ベントバルブを開け、蒸発容器内圧力が大気圧になった時点でベントバルブを閉めた。回収容器内の水体積と電気伝導度を測定した。溶質濃度は、電気伝導度から算出した。パラメータは、溶質($NaNO_3$ と CsI)とベント管径（蒸気放出速度）とした。

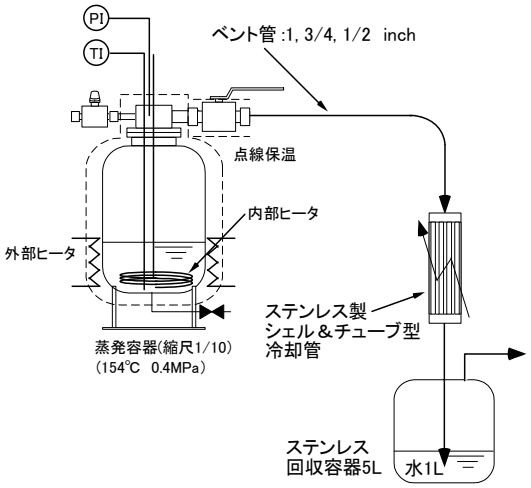


図 1　実験装置の概要

蒸発割合は、回収水量を蒸発容器内の初期水量で割って求めた。また、溶質移行量は、回収容器内の溶質量を蒸発容器内の初期溶質量で割って求めた。蒸発割合は、蒸気放出速度（ベント管径）が大きいと初期水量にほぼ比例して増加した。しかし、図 2 に示すように、溶質移行割合は、蒸気放出速度に依存せず蒸発割合に比例して増加した。蒸発割合が 0.1 以下では、溶質移行割合はほぼ 0 であった。また、溶質の依存性は見られなかった。これらは、減圧沸騰によりミストが生成し、ミスト内に溶質が取り込まれたためである。スケール効果については議論する。なお、本研究の一部は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

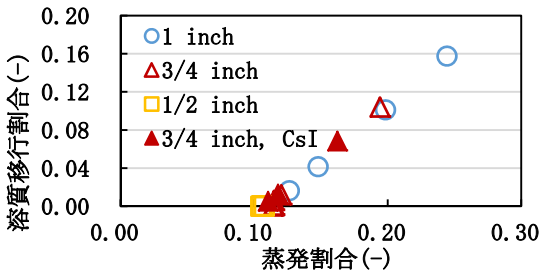


図 2　蒸発割合と溶質移行割合の相関

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]The Institute of Applied Energy

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

[3K10-12] Filtered Vent

Chair: Hidetoshi Okada (IAE)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[3K10] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Gas phase jet behavior during pool scrubbing

*Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
（3） レーザー変位計による流れ方向液膜厚さ分布の計測

Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
(3) Measurement of liquid film thickness distribution in flow direction by the laser displacement meter

*中尾 泰大 [1]，堀口 直樹 [1,2]，吉田 啓之 [2]，金川 哲也 [1]，金子 暁子 [1]，阿部 豊 [1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントで用いる自吸式ベンチュリースクラバー（VS）内の流動評価手法の構築を目的として，本報では，VS 内での液膜厚さ分布について，いくつかの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちを実験的に調べた結果を述べる．

キーワード：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，液膜，液膜厚さ

1. 緒言

原子力発電所への設置が望まれているフィルター付きベントシステムの一つに，複数のベンチュリースクラバー（VS）により構成されるシステムがある．VS 内に形成される噴霧流により，放射性物質は汚染ガス中から液体中へと捕集され，除染が行われる．拡大部において形成される環状噴霧流により，VS 内で液滴および液膜が発生する． VS 内での液滴の流路断面を把握する上で，液膜が及ぼす影響を調べることは重要である．本報では，VS 内での液膜厚さについて，それぞれの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちについて実験的に検討した結果を評価した．

2. 実験体系

既報[1]と同様の矩形状 VS や実験体系を用いて計測を行った．自吸口にかかる水頭を 1000 mm とし，喉部での見かけ気相流速を 85~290 m/s で変化させ，レーザー変位計（キーエンス製，LT-9030M）を用いて液膜厚さを計測した．また，VS 内を流れる液膜を対象として，拡大部で，LED および高速度カメラ（ノビテック製，Phantom）を用いたバックライト法により可視化計測した．

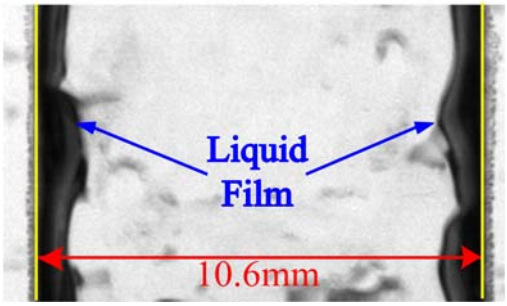


Fig.1 Typical snapshot of liquid film in Venturi scrubber.

3. 結果・考察

喉部見かけ気相流速 126.4 m/s における可視化結果の一例を図 1 に示す．壁面にある黒い影が液膜である．波立ちによって，壁面を流れる液膜の厚さに変化が確認された．喉部見かけ気相流速に対する VS 内壁面での液膜の平均厚さを図 2 に示す．喉部見かけ気相流速の増加に伴い，液膜の平均厚さが減少した．今後は，液膜厚さの変化傾向の詳細な把握と計測精度の検討のため，測定箇所を増やす予定である．

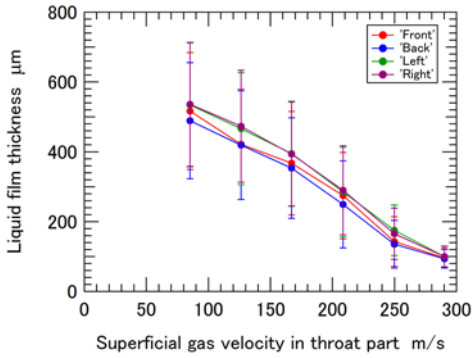


Fig.2 Liquid film thickness at throat with variety of gas velocity.

参考文献

[1] 中尾ら，2016 年日本原子力学会春の年会
[2] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2] Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1] , Akiko Kakeko[1] and Yutaka Abe[1]
[1] Univ. of Tsukuba, [2] JAEA

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
（4）拡大部における液膜からの液滴発生の可視化観測

Development of Evaluation Method for Two-phase Flow in Venturi Scrubber for Filtered Venting

(4) Visualization of droplets generation on film flow in diffuser

*堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，中尾 泰大[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー（VS）の除染性能を評価する上で、液滴径評価等を含む液滴発生機構の解明は重要である。本報では、拡大部における液滴発生の様子と液滴径の流路断面分布を取得した結果を述べる。

キーワード：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，可視化

1. 緒言　本研究では、ベンチュリースクラバー（VS）の性能評価手法及びこれに必要な評価式の構築を目的として、流動の可視化実験や詳細な数値解析を実施してきた[1]。その結果、比較的速い気相流速条件下では、既存の VS 除染性能評価モデルで仮定されている自吸口近傍のみではなく、拡大部においても液滴が発生することが観察された。そこで、拡大部での液滴発生や液滴径に着目した試験を実施した。

2. 実験

2-1. 実験装置・条件　実験には既報の装置[2]を用いた。撮影には高速度カメラ Phantom（Vision Research Inc.製）とカメラレンズ LeicaZ16（Leica Microsystems GmbH 製）、可視化用レーザー光源 CAVILUX（Cavitar Ltd.製）を用いた。VS 内の流れと VS 出口での液滴を撮影し、画像処理により液滴径を計算した。撮影速度 5,000 fps、光源の露光時間 20 ns とし、各開始時刻を同期させた。流動条件は喉部みかけ気相速度 320 m/s、自吸口にかかる水頭圧は 10 kPa（水深 1000 mm）とした。

2-2. 結果・考察　VS 内の液滴（白点線）および液膜（白実線）の移動方向を Fig. 1 に示す。y=-2、z=18 mm にある自吸口から自吸された水の一部が微粒化して液滴へ、残りが壁面を伝って液膜となり流れる。z 軸方向 28 mm の拡大部において、液膜から液滴が発生し、z 軸方向だけでなく y 軸正方向にも液滴が移動する様子が確認できた。この時の VS 出口(z = 120 mm, x =0 mm)における y 軸方向の液滴個数ならびにザウター平均径の流路断面分布を Fig. 2，Fig. 3 に示す。y 軸正方向に向かって個数は増加，径は小さくなる傾向であり、拡大部の液滴発生箇所付近の移動の影響が VS 出口部においても残っていることが確認できる。

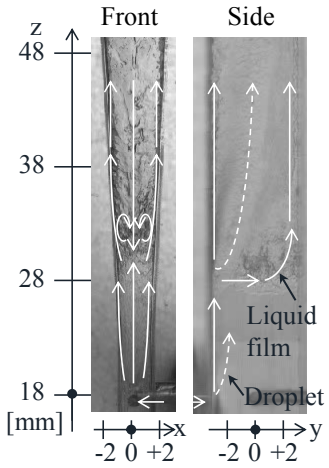


Fig. 1　Flow direction of droplet and liquid film.

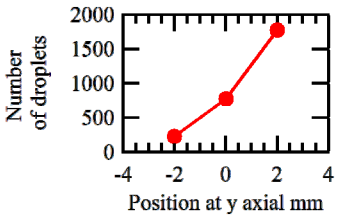


Fig. 2　Number of droplet for y axial direction.

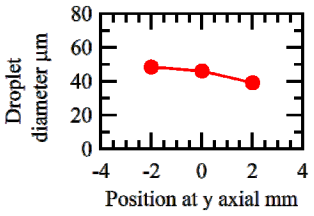


Fig. 3　Sauter mean diameter of droplet for y axial direction.

3. 結論　拡大部での液滴発生の観察と出口での液滴径の流路断面分布の評価から、両者の相関関係を得た。今後は、液滴発生箇所をより詳細に観察し、その発生機構を検討する。

参考文献

[1] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.　[2] 堀口ら,2015 年日本原子力学会秋の大会

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

プールスクラビングにおける気相噴流挙動

Gas phase jet behavior during pool scrubbing

*山本和輝[1]，成島勇気[1]，宮崎彬史[1]，金川哲也[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の事故挙動解析において，プールスクラビングによる除染係数の評価のために，その流動モデルや除染モデルの妥当性確認が重要になる．本報告では，プールスクラビングを模擬した静止水中におけるエアロゾルを伴う気相噴流の全体構造を把握することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影と，またワイヤメッシュセンサ（WMS）を用いてボイド率分布計測を行った結果について述べる．

キーワード：プールスクラビング，気液二相流，可視化観測，ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

原子力発電所の重大事故時においてプールスクラビング効果を評価する上で，物理モデルの妥当性確認のため，プール水中の上昇気泡中のエアロゾル挙動および二相流挙動を定量的に評価することが求められている[1,2]．既存解析コードの流動モデルとしては，ベント管から放出された気体は気泡塊として分裂され，その気泡塊は細分化し単分散気泡として上昇してゆくと想定されている．本報告では，プールスクラビングを模擬した静止水中気相噴流の全体構造を実験的に把握することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影と，また WMS を用いてボイド率計測を行った結果について述べる．

2. 実験体系および実験条件

Fig. 1 に示す実験装置を用いて気相噴流の流動構造を把握するために，赤色 LED を用いたバックライト法によりノズル先端を 0 mm とし，高さ毎に高速度カメラ（HSC）を用いて可視化観測を行った．実験条件としては，水・空気系で行い，ノズル内径 6 mm，サブマージェンス 1000 mm 以上とし，ガス流量は実機相当を含む様々な条件で行った． 高さ毎のボイド率計測に関しては，ノズル位置と水位を併せて変更することで相対的に WMS の測定位置を変更し計測した．

3. 結果及び考察

ノズル内径 6 mm，ノズル見かけ流速 150 m/s の条件でのノズル先端から 1200 mm 付近の可視化結果を Fig. 2 に示し，ノズル先端から 1500 mm 地点での瞬時ボイド率分布を Fig. 3 に示す．高流速条件では可視化観測からは気泡密度が高く，大気泡の存在は確認できなかったが，流路断面のボイド率分布計測を行うことで，直径 76.8mm 程度の大気泡の存在が確認された．今後は WMS を用いてエアロゾル含む気泡挙動を把握する．

謝辞

本試験は平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

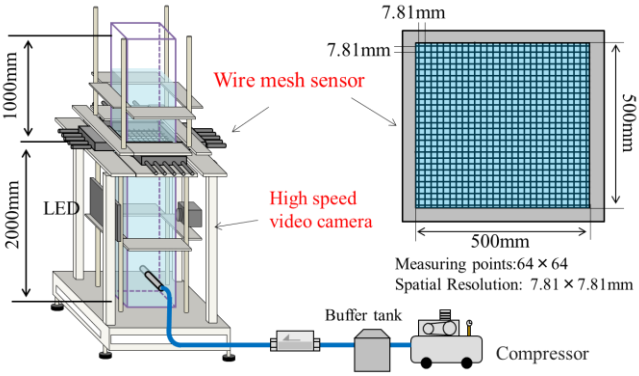


Fig. 1 Experimental apparatus

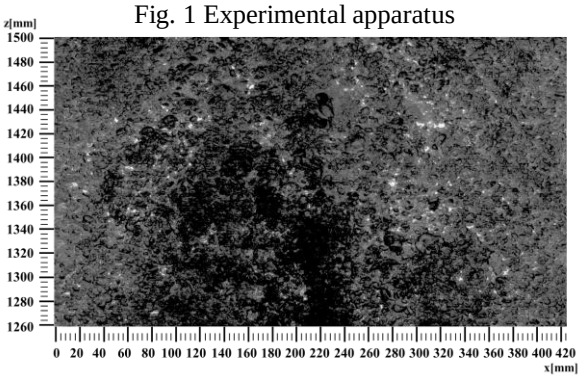


Fig. 2 Bubbly flow visualization by HSC measurement
(Nozzle exit gas velocity = 150m/s)

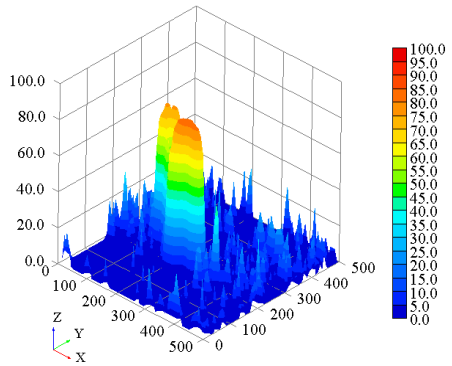


Fig. 3 Void fraction distribution
(Instantaneous values)

参考文献

[1] Hashimoto, K. et al. Proc. of the Int. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, (1991), pp. 740-745.
[2] Owczarski et al., NUREG/CR-5765(1991), pp57-65.

* Kazuki Yamamoto[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1],Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

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

[3L01-04] Verification and Validation of Analysis Code

Chair: Kenji Yokoyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L01] Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY

*Yasunobu Nagaya[1], Kenichi Tada[1] （1.JAEA）

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1] （1.MHI）

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] （1.Nuclear Regulation Authority）

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] Verification and validation of the TRACE/PARCS code

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] （1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核データ処理システム FRENDY を用いた MVP ライブラリの作成

Generation of an MVP library with a Nuclear Data Processing System FRENDY

*長家 康展[1]，多田 健一[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

核データ処理システム FRENDY を用いて連続エネルギーモンテカルロコード MVP 用の断面積データを作成し、積分ベンチマーク計算を実施した。その結果、従来の MVP ライブラリを用いた計算とほぼ同等の結果を与えることを確認した。

キーワード：FRENDY、核データ処理、MVP、積分ベンチマーク

1. 緒言

原子力機構では、核データの供給から炉心計算までを全て国産コードで取り扱うシステムを整備することを目的として、新規の核データ処理システム FRENDY(FRom Evaluated Nuclear Data librarY to any application) を開発中である[1]。今回、FRENDY のモジュール[2]を用いて評価済み核データ JENDL-4.0[3]を処理して MVP ライブラリを作成し、積分ベンチマーク計算を実施した。MVP ライブラリ作成コードシステム LICEM[4]で作成された従来の MVP ライブラリを用いた計算結果と比較し、計算精度を確認した。

2. 核データ処理と積分ベンチマーク計算

MVP ライブラリ作成は、次の 5 つのステップに分けられる。(1) ポイントワイズ断面積の作成, (2) 核発熱定数（カーマ係数）の計算, (3) 確率テーブルの作成, (4) 熱中性子散乱データの処理, (5) MVP ライブラリへの編集。従来の LICEM コードシステムではポイントワイズ断面積の作成に PREPRO システム[5]を使用していたが、今回 FRENDY モジュールを用いてポイントワイズ断面積を作成した。線形化に対する許容誤差は、LICEM と同様に 0.1%とした。今回、ベンチマーク計算では不要な核発熱定数の計算はスキップし、確率テーブルの作成、熱中性子散乱データの処理、MVP ライブラリへの編集は LICEM の処理コードを用いた。高速炉 U 体系(Godiva)、高速炉 Pu 体系(Jezebel)、熱炉 UO_2 体系(TCA UO_2)、熱炉 MOX 体系(TCA MOX)、熱炉溶液体系(STACY)に対する積分ベンチマーク計算結果を表に示す。この表から、どの体系においても 0.05%以下の精度で従来ライブラリの結果と一致することが分かる。

3. 結論

FRENDY モジュールを用いて MVP ライブラリを作成し、従来ライブラリとほぼ同等の結果が得られることを確認した。今後は、非分離共鳴データや熱中性子散乱データ処理も FRENDY で実施する予定である。

表：積分ベンチマーク計算結果の比較

炉心名	ICSBEP ID	実効増倍率 (FRENDY)	実効増倍率 (LICEM)	FRENDY /LICEM
Godiva	HMF1-1	0.99807(14)*	0.99774(13)	0.99967
Jezebel	PMF1-1	0.99856(14)	0.99845(13)	0.99989
TCA(UO_2)	LCT6-1	0.99974(18)	0.99974(17)	0.99999
TCA(MOX)	MCT4-1	0.99732(17)	0.99762(17)	1.00031
STACY	LST4-1	0.99799(16)	0.99787(16)	0.99988

*括弧内の数値は 1 標準偏差を表し、0.99807±0.00014 と読む。

参考文献

[1] 多田、原子力学会 2016 春の年会 TN0904, [2] 多田、長家、原子力学会 2014 春の年会 O22, [3] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol., **48**, 1 (2011), [4] 森、他、JAERI-Data/Code 2004-011 (2004), [5] D.E. Cullen, IAEA-NDS-39 (2007).

*Yasunobu Nagaya[1] and Kenichi Tada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

三菱非均質過渡計算コード GALAXY-K の開発

Development of Mitsubishi Heterogeneous Transient Code GALAXY-K

上山　洋平[1]，*小池　啓基[1]，山路　和也[1]，桐村　一生[1]，小坂　進矢[1]
[1]三菱重工

核的過渡計算の参照解コード開発を目的として、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の格子計算コード GALAXY に動特性計算機能を導入し、非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発した。ベンチマーク問題等を用いた検証により、2 次元非均質体系の過渡解析を、幾何形状の近似なく参照解コードとして十分な精度で実施できることを確認した。

キーワード：GALAXY-K、過渡計算、格子計算コード、Characteristics 法、非均質

1. 緒言　核的過渡計算の参照解コード開発を目的として、非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発した。GALAXY-K では、Characteristics 法に基づき 2 次元非均質形状を直接取り扱い、図 1 の計算フローに基づくペレット内燃料温度分布計算との結合により、ドップラーフィードバックを考慮した過渡計算を実施する。

2. 計算手法　GALAXY-K では、空間依存動特性方程式の時間変化項を F^g とおき、時間積分法として周波数変換法+θ 法[1]を適用した式(1)(2)を解く。時間変化に係る成分を中性子源項に移項することで、式(1)は Characteristics 法に基づく静特性時の輸送方程式と同じ形で記述でき、非均質体系における時間依存の角度中性子束を算出することができる。式(2)の中性子源計算では、セグメント依存角度中性子束 $\psi^g(s)$ を領域平均角度中性子束 $\overline{\Psi}_i^g$ に近似し、かつ、これを球面調和関数に展開することで、前ステップに対する $\psi^g(s)$ の保持が不要となり、メモリ使用量の大幅な削減を実現している。

$$\frac{\partial \psi^g\left(\vec{\Omega}, s, t_{n+1}\right)}{\partial s} + \Sigma_{t,i}^g\left(t_{n+1}\right)\psi^g\left(\vec{\Omega}, s, t_{n+1}\right) = \tilde{Q}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_{n+1}\right) \quad (s \in i) \tag{1}$$

$$\tilde{Q}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_{n+1}\right) = \overline{Q}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_{n+1}\right) - \left(\frac{1}{\upsilon^g \theta \Delta t} + \frac{w_{n+1,i}^g}{\upsilon^g}\right)\overline{\Psi}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_{n+1}\right) + \left[\left(\frac{1}{\upsilon^g \theta \Delta t} - \frac{1-\theta}{\theta}\frac{w_{n+1,i}^g}{\upsilon^g}\right)\overline{\Psi}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_n\right) + \frac{1-\theta}{\theta}\overline{F}_i^g\left(\vec{\Omega}, t_n\right)\right]\exp\left(w_{n+1,i}^g \Delta t\right) \tag{2}$$

3. 解析結果　Characteristics 法に基づく動特性計算手法の検証として TWIGL ベンチマーク[2]解析を実施し、他機関の時間依存輸送計算コードによる結果[3]との良好な一致を確認した。また、非均質体系における燃料温度計算との結合を含めた総合検証として、NSRR RIA 実験[4]解析を実施した。図 2 より、GALAXY-K による炉出力計算値は測定値と良好に一致し、ドップラーフィードバックによる出力低下を含む炉出力の時間挙動を適切に予測できることを確認した。

4. 結論　非均質過渡計算コード GALAXY-K を開発し、公開ベンチマーク及び実験解析を通じて、過渡解析における参照解コードとしての GALAXY-K の適用性を確認した。

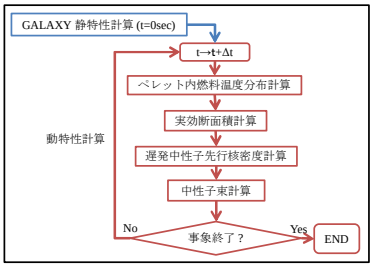


図 1　計算フロー

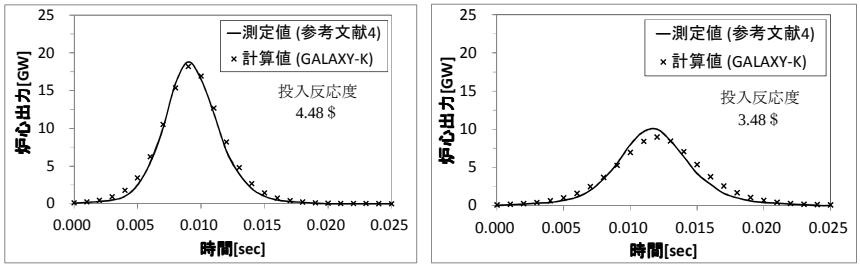


図 2　NSRR　RIA 実験解析結果 (左：ID 356-15、右：ID 356-16)

参考文献　[1] K. Yamaji, *et al.*, “DEVELOPMENT OF A NODAL KINETICS CODE SYSTEM GALAXYCOSMO-K FOR PWR TRANSIENT ANALYSES”, ICONE20, Anaheim, California, (2012).、[2] B. Yasinsky, *et al.*, “TWIGL- A Program to Solve the Two-Dimensional, Two-Group, Space-Time Neutron. Diffusion Equations with Temperature Feedback," WAPD-TM-743 (1968).、[3] K. Tsujita, *et al.*, “Higher order Treatment on Temporal Derivative of Angular Flux for Time-dependent MOC,” 2012 ANS Winter Meeting and Technology Expo, Nov. 11-15, San Diego, California (2012).、[4]「反応度事故条件下における PCMI 破損の駆動力および破損限界に及ぼす被覆管水素脆化の影響」(JAERI-Research-2005-022).

Yohei Kamiyama[1], *Hiroki Koike[1], Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認; (1) PARCS を用いたベンチマーク問題の解析

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;

(1) Analyses of the Benchmark problems by PARCS code

*岩橋 大希，酒井 友宏

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

PARCS の検証のために、国内外で安全解析コードの検証に幅広く用いられているベンチマーク問題の解析を実施した結果について報告する。

キーワード： TRACE/PARCS，IAEA 3D ベンチマーク，LMW ベンチマーク，NEA/CRP 3D ベンチマーク，多群拡散ノード法，過渡解析

1. 序論 原子炉解析のうち核熱結合が重要となる事象（反応度事故及び原子炉停止機能喪失事故）等の解析に当たっては、核特性計算に SKETCH コードを使用してきた。現在整備中の核熱結合解析コード TRACE/PARCS を構成する核特性解析コード PARCS[1]は、定常又は過渡状態における炉内の 3 次元出力分布を、SKETCH と同様の多群拡散ノード法に加えて、簡易輸送近似法で評価する機能を有しており、高燃焼度燃料、MOX 燃料等を含む核的非均質性の大きい炉心の解析をより高い精度で行うことが可能である。これを踏まえて TRACE/PARCS コードを今後の安全解析に導入するに当たり、同コードの検証及び妥当性確認、実機解析への適用に係る課題の抽出等に取り組んでいる。

本稿では、国内外で動特性コードの検証に幅広く用いられているベンチマーク問題を用いた、PARCS コードの検証について報告する。

2. 解析対象 解析対象である 3 つのベンチマークの概要は次のとおりである。IAEA 3D ベンチマーク問題[2]は、1 辺 20cm の燃料集合体 177 体に 9 本の全挿入制御棒と 4 本の部分挿入制御棒が配置された、PWR 炉心の零出力定常計算問題である。LMW ベンチマーク問題[3]は、1 辺 20cm の燃料集合体が 77 体装荷されている 1/4 炉心体系において、2 つの制御棒バンクを想定し、60 秒間にわたり 1 つのバンクの制御棒を引抜きつつ、他のバンクの制御棒を挿入していく場合の PWR 炉心の零出力過渡計算問題である。NEA/CRP 3D ベンチマーク問題[4]は、1 辺 21.606 cm の燃料集合体を 157 体装荷した PWR 炉心であり、高温零出力状態からの制御棒飛び出し事故を模擬した問題である。

表1 NEA/CRPベンチマーク問題の定常解析結果

	PARCS	PANTHER
臨界ボロン濃度[ppm]	1128.6	1135.3
ピーキング係数	2.188	2.187
制御棒価値[pcm]	944	958

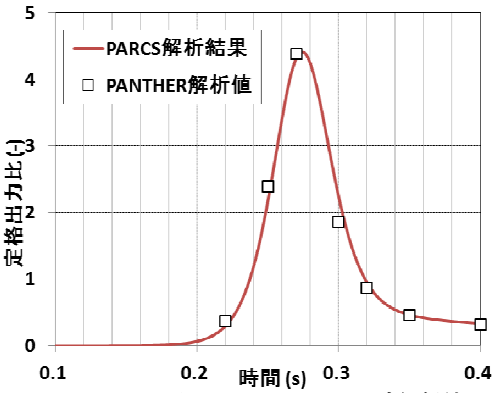


図1 NEA/CRP3Dベンチマーク問題の過渡解析結果

3. 解析結果 IAEA 3D ベンチマーク問題では、実効増倍率及び径方向出力ピーキング係数を参照解(VENTURE コード)と比較した結果、実効増倍率は 0.01%でありピーキング係数は部分挿入制御棒によって出力分布がひずんだ状態でも 2.9%に収まり良く一致した。LMW ベンチマーク問題では、制御棒引抜時の炉心平均出力について、温度変化による反応度フィードバック効果を含む参照解(2 群拡散計算コード CUBBOX)と比較した結果、20 秒付近のピーク値を 4%過小評価したものの、両者の一致は 60 秒間にわたって全体的に良好であった。NEA/CRP 3D ベンチマーク問題の定常解析及び過渡解析の結果をそれぞれ表 1 及び図 1 に示す。定常解析結果の参照解である PANTHER コードの結果(表 1)は空間メッシュ及び時間積分幅を詳細にして解いたものであるが、ピーキング係数はほぼ一致し、制御棒価値の差異は 14pcm であることから、両者の解析結果は良く一致していると言える。また、過渡解析結果(図 1)でも、出力ピーク時刻及びピーク定格出力比を含め全体が良く一致した。

4. 結論 PARCS コードの検証のために、ベンチマーク問題解析を行い、解析結果が参照解と良く一致することを確認した。上記に加えて、ノード展開オプションやタイムステップを変更した場合の感度解析も行い、過渡解析時の出力変動等の特性を把握し、解析を行う際に必要な条件等の知見を得た。今後簡易輸送近似法を用いた検証を行っていく予定である。

参考文献

[1] T.J.Downar, D.A.Barder, R.M.Miller, C.Lee, T.Kozlowski, D.Lee, Y.Xu, J.Gan, H.G.Joo, J.Jin, Y.Cho, K.Lee and A.P.Ulses, “PARCS: Purdue Advanced Reactor Core Simulator,” *Proc. PHYSOR2002*, Oct. 7-10, 2002, Seoul, Korea (2002).
[2] *ARGONNE CODE CENTER: BENCHMARK PROBLEM BOOK*, ANL-7416 Supplement 2, Identification:11, Revised June 1977.
[3] S. Langenbuch, W. Maurer and W. Werner, “Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Water Reactor Cores,” *Nucl. Sci. Eng.*, 63, pp.437-456 (1977).
[4] H. Finnemann and A. Galati, *NEACRP 3D LWR Core Transient Benchmark Final Specifications*, NEACRP-L-335 (Revision 1), October 1991 (January 1992).

* Daiki Iwahashi, and Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認; (2)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（高温零出力条件）

Verification and validation of the TRACE/PARCS code;
(2) Analysis of the SPERT-III Experiments by TRACE/PARCS code (Hot startup condition)

*藤田 達也，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

TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験のうち、高温零出力条件における実験ケースを解析した結果について報告する。

キーワード：反応度投入事故，TRACE/PARCS，CASMO5，JENDL-4.0，SPERT-III 実験，高温零出力

1. 序論　前稿に引き続き、3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備を背景に、TRACE/PARCS コードの妥当性確認のため、SPERT-III 実験の高温零出力条件における実験ケース（以下「高温零出力ケース」という。）を解析した。本稿では、その結果を報告する。

2. 解析条件　SPERT-III 実験は、1960 年代に米国において実施された反応度投入実験であり、図 1 に示すとおり、燃料集合体 60 体（うち 8 体は中性子吸収部を含む。）及びトランジェント棒から構成され、トランジェント棒を引き抜くことで反応度を投入し、炉心出力等を測定したものである。このうち、炉心入口温度を約 260℉（約 127℃）又は約 500℉（約 260℃）とし、投入反応度及び冷却材流速を変化させた条件で実験した、高温零出力ケース（全 32 ケース）を解析対象とした。解析に必要な核反応断面積は、文献[1]等を参考にして CASMO5 コード（核データライブラリ：JENDL-4.0）を用いて作成した。

3. 解析結果　解析結果の一例として、Test 60（炉心入口温度 500℉（260℃）、投入反応度 1.23$、冷却材流速 14fps）における炉心出力について、実験結果と比較して図 2 に示す。図 2 に示すとおり、TRACE/PARCS コードによる解析結果について、炉心出力のピーク値及び時間変化の傾向は、実験結果とおおむね同等であった。なお、ピーク時刻の差異については、実験条件の不確かさによるものと推定している。

また、投入反応度が高い 10 ケースにおける炉心出力のピーク値について、解析結果と実験結果を比較して図 3 に示す。図 3 に示すとおり、投入反応度の高い高温零出力条件に対して、炉心出力のピーク値は、文献[2]に示された不確かさの範囲で実験結果とおおむね一致した。

4. 結論　TRACE/PARCS コードについて、SPERT-III 実験の高温零出力条件における炉心出力及びそのピーク値の解析結果は実験結果とおおむね一致し、妥当な解析結果を与えることを確認した。今後は、冷温零出力条件及び高温全出力条件における実験ケースについても妥当性確認を進める予定である。

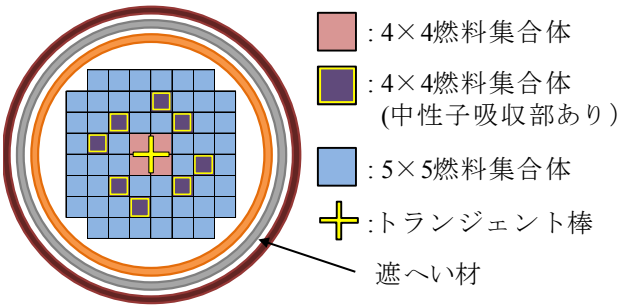


図1　SPERT-III実験の炉心概略図

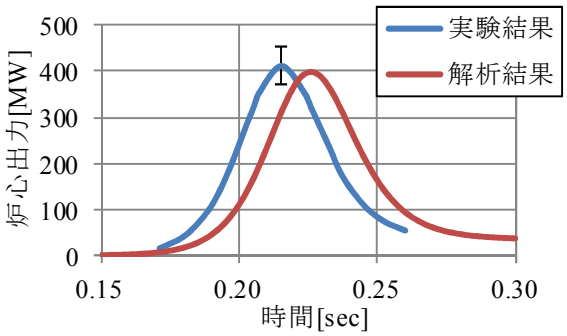


図2　Test 60の炉心出力の実験結果及び解析結果

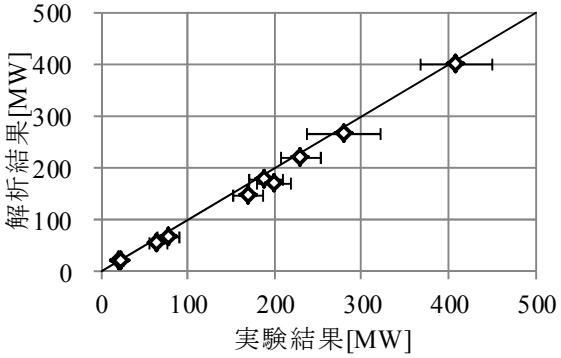


図3　炉心出力のピーク値の比較

※高温零出力ケース（32ケース）のうち、各炉心入口温度において投入反応度が高い5ケース（合計10ケース）をプロットした。
※エラーバーは、文献[2]中の不確かさを示す。

参考文献

[1] J. Dugone, *SPERT III Reactor Facility: E-core Revision*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17036 (1965).
[2] R. K. McCardell, D. I. Herbon, J. E. Houghtaling, *Reactivity Accident Test Results and Analyses for The SPERT III E-core -- A Small Oxide-Fueled, Pressurized-Water Reactor*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17281 (1969).

*Tatsuya Fujita, Tomohiro Sakai and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

[3L05-09] Development of Analysis Method

Chair: Hiroki Koike (MHI)

Fri. Sep 9, 2016 10:35 AM - 11:55 AM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L05] Development of three-dimensional heterogeneous transport code, GENESIS(2)

*Akio Yamamoto[1], Akinori Giho, Tomohiro Endo[1] （1.Nagoya University）

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors

*Kenji Yokoyama[1], Tomoyuki Jin[1] （1.JAEA）

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5)

*Kazuteru Sugino[1], Maruyama Shuhei[1], Ohki Shigeo[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels

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

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)

*Tetsuo Matsumura[1] （1.CRIEPI）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

3 次元非均質輸送計算コード GENESIS の開発(2)
SPn 近似を用いた非等方散乱の取り扱い

Development of Three-dimensional Heterogeneous Transport Code GENESIS (2)
Anisotropic Scattering Treatment using the SPn Approximation

*山本 章夫[1]，儀宝 明徳，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

LEAF 法を用いた 3 次元輸送計算コード GENESIS に非等方散乱の取り扱い機能を実装した。通常の実球面調和関数を用いた方法に加え、Simplified Pn (SPn)近似を中性子源の角度分布に適用することを試みた。SPn 近似を用いることで、保存しておくべき角度中性子束のモーメント数が大幅に減少する。

キーワード：3 次元輸送計算、GENESIS、LEAF 法、非等方散乱、SPn 近似

1. 緒言：ASMOC3D 法を発展させた LEAF 法に基づき、高精度な炉心解析コードの実現を目指して GENESIS を開発中である[1]。今回、非等方散乱の取り扱いに関し、実球面調和関数を用いる通常の方法に加え、SPn 近似を用いる方法を GENESIS コードに実装した。

2. 計算手法：非等方散乱を取り扱うためには、全方向に対する中性子源の角度分布を表現する必要があり、一般的には実球面調和関数が用いられる。L 次までの非等方散乱を考慮する場合、必要となる角度分布モーメント数は、$(L+1)^2$ であり、特に大規模・多群計算において高次の非等方散乱を考慮する場合には無視できない容量となり得る。一方、SPn 法では、必要とされるモーメント数は(L+1)である。しかし、SPn 法において、角度モーメントから明示的に角度分布を求める手法が確立されていなかったことから、非等方散乱の取り扱いに適用された例はないと考えられる。本研究では、Chao と山本により提案された手法により、角度モーメントから角度分布を計算することで、SPn 近似に基づく非等方散乱の取り扱いを可能とした。SPn 近似では、中性子流ベクトルの方向を主軸として、主軸となす極角のみで角度分布を表現する。方位角については対称と仮定する。なお、一次元体系では、実球面調和関数を用いる方法と一致する。

3. 検証計算：ピンセルおよび 20x20 燃料ピン配列からなる小型炉心(いずれも二次元)に対して、輸送補正断面積を用いた場合(Tr)、実球面調和関数を用いる厳密な手法を用いた場合(P0～P3)、SPn 法を用いた場合(SP2, SP3)の実効増倍率の比較を示す。今回の計算において、SPn 近似を用いた場合の精度は、P1 近似より良いが、P2 近似に比べると劣る結果となった。体系の「一次元性」がより高い場合には、SPn 法による近似の精度は向上すると期待できる。

表1　実効増倍率の比較

手法	ピンセル		小型炉心	
	UO2 4.1wt%	MOX 12wt% Pu-t	UO2 4.1wt%	MOX 12wt% Pu-t
Tr	1.37576	1.19308	0.90435	0.85265
	0.05%	0.22%	-0.19%	-0.39%
P0	1.37531	1.19179	1.01768	0.93840
	0.02%	0.11%	12.32%	9.63%
P1	1.37461	1.18932	0.90222	0.85200
	-0.03%	-0.09%	-0.43%	-0.46%
P2	1.37513	1.19062	0.90639	0.85636
	0.01%	0.01%	0.03%	0.04%
P3	1.37501	1.19045	0.90607	0.85598
	ref.	ref.	ref.	ref.
SP2	1.37476	1.18973	0.904968	0.85479
	-0.02%	-0.06%	-0.12%	-0.14%
SP3	1.37476	1.18972	0.90486	0.85465
	-0.02%	-0.06%	-0.13%	-0.16%

参考文献

[1] A. YAMAMOTO, A. GIHO, Y. KATO, T. ENDO, Proc. PHYSOR2016, May.1-5, 2016, Sun Valley, ID (2016).

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO, Tomohiro ENDO[1]
[1]Nagoya Univ.

高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発
（14）MARBLE の燃焼・崩壊熱計算機能の拡張

R&D of the Object-Integrated Code System for Fast Reactors

(14) Extension of Burnup and Decay Heat Calculation Capability of MARBLE

*横山 賢治，神 智之

原子力機構

汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーにチェビシェフ有理関数近似法を導入し、最新の核データライブラリを利用した総和計算法による崩壊熱の計算が可能であることを確認した。

キーワード : 崩壊熱計算、総和計算法、燃焼方程式、行列指数法、チェビシェフ有理関数近似法、MARBLE

1. 緒言

原子炉の安全設計において崩壊熱を正確に評価することは重要である。我が国の評価済核データライブラリにおいても崩壊熱計算に必要なデータの改訂が行われており、現在最新の崩壊データ及び核分裂収率データ（以下、崩壊熱関連データ）はそれぞれ JENDL/DDF-2015[1]、JENDL/FPY-2011[1, 2]として公開されている。一方で、汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーにはこれらの最新のライブラリを最大限に活用した詳細な燃焼・崩壊チェーンを用いた燃焼方程式を解くことが可能な数値解法が整備されていなかった。このため、詳細な燃焼・崩壊チェーンに対応可能なチェビシェフ有理関数近似法（CRAM）に基づく数値解法[3]を導入し、最新の核データライブラリを用いた崩壊熱計算機能の整備を行った。

2. 手法・実装

燃焼方程式の数値解法として CRAM を用いる方法については文献[3]を、MARBLE における CRAM の実装については文献[4]を参照できる。最新の崩壊熱関連データは ENDF-6 形式のファイルで提供されているので、ENDF-6 形式のデータ読み取り機能（低レベルカプセル化層）を拡張し、燃焼計算ソルバー用の燃焼・崩壊チェーンを自動的に生成する機能を追加した。これにより最新の核データライブラリで提供されている崩壊熱関連データを利用した崩壊熱計算が可能となった。

3. 検証

検証計算として高速中性子源炉「弥生（YAYOI）」で測定された崩壊熱の実験値[5]と MARBLE による計算値の比較を行った結果を図 1 に示す。瞬時照射の崩壊熱は冷却時間の逆数にほぼ比例するので、瞬時崩壊熱 f(t)と冷却時間 t の積を示した。この図から計算値と実験値はよく一致していることが確認できる。

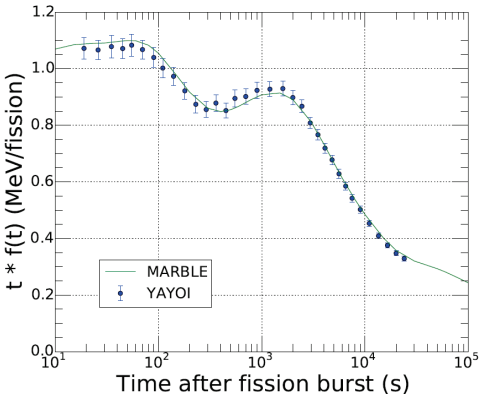


図 1　Pu-239 瞬時照射の崩壊熱の計算値（MARBLE）と実験値（YAYOI）の比較

4. 結論

汎用炉心解析システム MARBLE の燃焼計算ソルバーを用いた崩壊熱計算が可能であることを確認した。今後、MARBLE の次期バージョンで利用できるように整備する予定である。

参考文献

[1] J. Katakura et al., JAEA-Data/Code 2011-025 (2012) [2] J. Katakura et al., EPJ Web of Conferences 111, 08004 (2016), [3] M. Pusa et al., Nucl. Sci. Eng., 164, 140-150 (2010) [4] 横山賢治 他, JAEA-Data/Code 2015-009 (2015) [5] 秋山雅胤 他, PNC-TJ260 83-05 (1983)

*Kenji Yokoyama, Tomoyuki Jin

Japan Atomic Energy Agency.

次世代高速炉の核設計における解析手法の詳細化の検討(5)
出力分布評価における断面積均質化に関する検討

Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (5) Investigation on the cross-section homogenization method in power distribution evaluation

*杉野 和輝[1]，丸山 修平[1]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価の一環として行った 750MWe 級のナトリウム冷却高速炉の径方向出力分布評価には改善の余地が見られ、その主要因が従来の断面積均質化手法にあることが明らかとなった。そこで、断面積の均質化に関する手法の改良について検討を行うことにより、径方向出力分布評価の改善を図った。

キーワード：出力分布，断面積均質化，高速炉，核設計

1. 緒言

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価の一環として行った電気出力 750MWe のナトリウム冷却高速炉の出力分布評価において、参照解である連続エネルギーモンテカルロ法（CMC）の結果に対し、径方向依存の系統誤差が見られており、その主要因が断面積の均質化にあることを明らかにした[1, 2]。本件では、断面積の均質化に関する手法の改良について検討を行い、出力分布評価の改善に資する。

2. 非均質モデルの検討

断面積均質化のメカニズム解明のため、多群モンテカルロ法（GMC）により非均質構造を陽に取り扱った体系の炉心計算により得られた結果を参照解として、同じ GMC を用いて部分的に均質化を行ったモデルを適用することにより、断面積均質化に係る誤差の主要因の検討を行った。**Fig. 1** に示すように従来の単純に断面積均質化を行った場合（Conventional）には、誤差の径方向依存性が見られたが、燃料バンドル部（燃料ピンと周辺冷却材を均質化）と集合体間ギャップ部（ラッパ管と集合体間冷却材を均質化）から構成される 2 領域の簡略化非均質モデル（2-zone GMC）を適用した場合には、均質化を伴わない場合と同様の結果が得られることが分かった。このことは、燃料物質を含む燃料バンドル部と含まない集合体間ギャップ部の断面積を区別することにより、特に中性子束分布の勾配の大きい炉心周辺部において核分裂断面積の均質化誤差を抑制することが重要であることを示唆している。

3. 設計手法の検討

2.の検討結果より、炉心計算で得られた中性子束分布を断面積の均質化に反映することが改善方策として推察される。そこで、炉心計算で得られた代表的な中性子束分布を集合体内で 1 次元の関数によりフィッティングし、1 次元多重リング格子計算により得られた分布に重畳させて断面積を均質化する方法（Core flux reflection）を試みた。また、等価な方法として、燃料バンドル部と集合体間ギャップ部の 2 領域の断面積を 2 領域の簡略化非均質モデル GMC 計算により得られた代表的な 2 領域中性子束分布を用いて断面積を再度均質化する方法（Re-homogenization）も試みた。

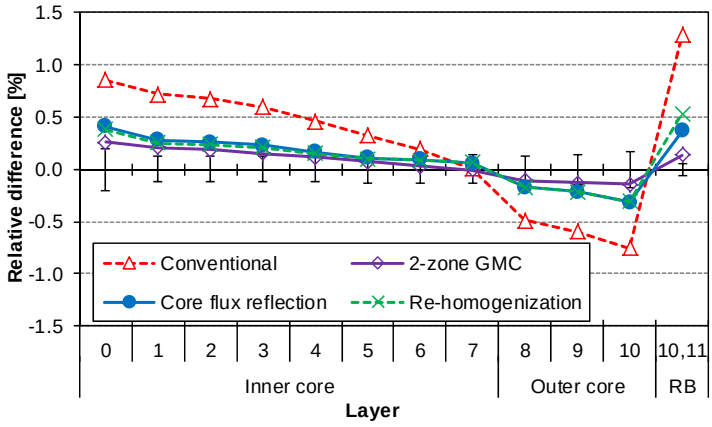


Fig. 1 Comparison in radial power distribution by simplified GMC model and improved method relative to heterogeneous GMC calculation

検討結果を **Fig. 1** に示す。両手法に共通して同等の誤差が残っているものの、炉心計算の情報を反映させた均質化断面積の適用により、出力分布評価の一定の改善が図られることが分かった。

4. 結言

次世代高速炉に対する出力分布の誤差の主要因が燃料バンドル部と集合体間ギャップ部の断面積の単純な均質化にあることを示した。また、決定論的手法に基づく核設計手法において、炉心計算で得られた中性子束分布を格子計算に反映することにより、出力分布評価の一定の改善が図られた。

参考文献

[1] 丸山，他，日本原子力学会「2015 年秋の大会」A30，[2] 杉野，他，日本原子力学会「2016 年春の年会」1O21

*Kazuteru Sugino[1], Shuhei Maruyama[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

新燃料全数探索及び燃焼燃料局所探索を組み合わせた燃料装荷パターン最適化の性能比較

Comparison of Fuel Loading Pattern Optimization Results using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Local Search for Burned Fuels

*石黒 諭美[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

新燃料配置については全数探索を実施し、燃焼燃料に対しては直接探索を用いた多点局所探索または総当り 2 体交換を実施する手法を PWR 炉心燃料配置の最適化に適用し、その最適化結果を比較した。

キーワード：最適化、燃料装荷パターン、全数探索、総当り 2 体交換

1. 緒言

燃料装荷パターンの探索は通常、エンジニアの広範囲にわたる試行錯誤にて行われることが多い。燃料装荷パターン最適化は、組み合わせ最適化問題の範疇に所属する問題である [1)]。しかしながら燃料集合体の組み合わせ総数が膨大であり探索空間が広いことから、全数探索は非現実的である。したがって、これまでには焼きなまし法を初めとする確率的探索法など、さまざまな手法が試みられてきた。しかしながらこれらのいずれの方法も、解空間を網羅的にカバーすることは難しいという問題が残っていた。そこで、本研究では分割統治法に基づき、全数探索の網羅性をできるだけ活かした最適化手法を提案する。本発表では燃焼計算を含んだ PWR 炉心に対して最適化手法を 2 種類提案し、提案手法を実施した結果を比較し報告する。

2. 計算手法

提案手法 2 種に共通して以下の手順①、②を行う。

① Gd 新燃料配置について全てのパターンに通し番号（No.1～No.N）をつける。ここで、N は Gd 新燃料配置の全組み合わせ数である。ここで通常新燃料は炉心外周部に固定するものとする。

② Gd 配置 No.i を Gd 新燃料配置としてセットする。その後、燃焼燃料をランダムに配置し、局所探索のための初期配置とする。

Gd 新燃料全数探索+直接探索を用いた多点局所探索は①②に加え、以下の③～⑥にて最適化を進める。

③ ②で得た初期配置からランダムに燃焼燃料を 2 体交換する。

④ ③で得た配置の炉心特性を評価する。③で得た配置が優れていたら③で得た配置を採用する。③で得た配置が以前の配置より悪化していたら③で燃焼燃料を交換する前の配置に戻す。③④をくり返し、反復回数の上限に至るまで局所反復探索を行う。

⑤ ②～④を複数の初期配置から実施し、最も良かった解を Gd 配置 i の最適化結果とする。

⑥ Gd 配置 i=1～N までに対し、②～④の手順を繰り返す。

Gd 新燃料全数探索+燃焼燃料総当り 2 体交換は①②に加え、以下の③～⑥にて最適化を進める。

③ ②で得た初期配置について考えうる燃焼燃料同士の 2 体交換を行い各々の炉心特性を評価する。

④ ③にて最もよい炉心特性を示した交換を実行する。

⑤ ④で得た配置を基に③④を繰り返し、改善される 2 体交換がなくなるまで繰り返す。改善される 2 体交換がなくなった時点の配置を Gd 配置 i の最適化結果とする。

⑥ Gd 配置 i=1～N までに対し、②～⑤の手順を繰り返す。

3. 検証計算

3 ループ PWR 炉心を対象に提案手法 2 種を実施し、結果を比較した。2 群拡散計算を用いて燃焼計算を実施し炉心特性を評価した。目的関数は燃焼を通じた出力ピーキング係数の最大値とし目的関数が小さくなる燃料配置を探索した。

4. 計算結果

Gd 新燃料配置ごとに実施した局所探索の結果得られた炉心の出力ピーキング係数のヒストグラム(全数 1815)を図 1 に示す。図 1 より、両手法において出力ピーキング係数が小さくなる Gd 配置は全 Gd 配置の中の少数であることが分かる。また、Gd 配置ごとに探索空間を分割した場合には総当り 2 体交換のほうがよりよい配置を探索できた Gd 配置の数が多いことが分かる。

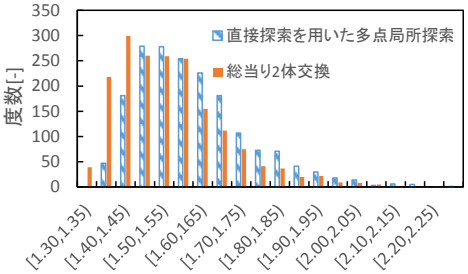


図 1 Gd 新燃料配置ごとの出力ピーキング係数

参考文献

[1] K. ISHITANI, M. ADACHI, J. UENO, A. YAMAMOTO, ”Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS,” Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009) Hilton Head Island, South Carolina, USA, April 12-15, 2009, (2009) [CD-ROM]

[2] Y. A. CHAO, et al., “Loading Pattern Search by Branching and Bounding Batch Patterns Enumerated Under Constraints,” *Proc. PHYSOR2002*, Seoul, Korea, October 7-10, 2002 (2002) (CD-ROM).

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(7)
IC 法と組み合わせた XY 体系の輸送計算への適用

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (7)

Application for transport calculation of XY geometry with IC method

*松村 哲夫

電力中央研究所

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。長方形セルの漏洩確率のテーブルから均質の XY 体系の衝突確率を簡易に計算し、境界要素法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用的な XY 体系の輸送計算手法を開発し、XY 体系の輸送計算が短時間で実施できる事を示した。

キーワード： 輸送計算，衝突確率，漏洩確率

1. 緒言 長方形セルの辺の長さ（Y）と断面積（Σ）の積(ΣY)と短長辺の比(Y/X) をパラメータとした長方形セルの漏洩確率テーブルから均質 XY 体系の衝突確率を容易に計算する手法を開発し、均質 XY 体系の衝突確率法による輸送計算が可能な事を示した[1,2]。これと境界要素法（Interface Current(IC)法）を図 1 の様に組み合わせる事で、汎用の XY 体系の輸送計算手法の構築を試行した。

2. IC 法境界でのカレント角度分布 IC 法では、境界でのカレントを Double P_n 法で近似する事が考えられる。1 次元問題の検討で、中性子束分布の実用的な評価には、DP_2 程度までの展開が必要である事が示された。このため XY 体系での漏洩中性子の境界カレントの角度分布を検討し、Z 方向角度分布は一般的に使われる Cos θ 分布の他 Cos θ^2 分布も考慮が必要な事が判った（図２）。

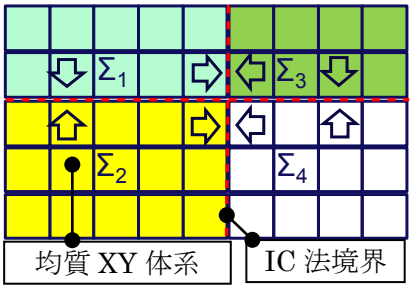


図 1 均質 XY 体系と IC 法の組み合わせ

3. 透過確率の計算 XY 体系の透過確率(T)は(1)式で表現されるが、Z 方向の Cos θ^2 分布は n=3 に相当する。Y 方向の Cos α 分布の次数は m に対応する。

$$T(m,n) = \frac{1}{2\pi Y}\int_0^Y dy_1 \int_{\alpha 1}^{\alpha 2} d\alpha \int_0^{\frac{\pi}{2}} d\theta \cos\alpha^m \cos\theta^n e^{-\Sigma l}, \qquad (1)$$

ビックレー関数 K_{in} を用い、積分に半解析手法を適用することで種々の角度分布線源からの透過確率も比較的短時間で計算出来ることが分かった。

4. 輸送計算の試行 長方形セルの漏洩・透過確率テーブルを作成し、IC 法と組み合わせた簡易な XY 体系の輸送計算を試行し、輸送計算が短時間で実施出来ることを確認した。

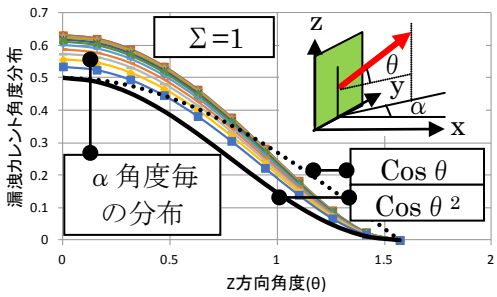


図 2 漏洩カレントの Z 方向角度（θ）に対する分布

参考文献

[1] 松村哲夫, 日本原子力学会 2015 年春の年会, 1-O-09

[2] T. MATSUMURA, Semi-Analytical Approximation and Look-up Table of Neutron Escape Probability from Rectangular Cell for Collision Probability Method, N.S.E. (to be published)

* Tetsuo MATSUMURA

Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

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

[3L10-14] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L10] Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2] （1.Kyoto University, 2.Transnuclear Tokyo）

2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy

*Yoshiteru Sato[1], Takaya Suzuki[1], Naoyiki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], PengHong Liem[2]

（1.Tokyo City Universitiy, 2.NAIS, Co., Inc.）

3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)

*Yoshitaka NAITO[1] （1.NAIS.Co.,Inc.）

3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases(III)

*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Hong Peng LIEM[1] （1.NAIS.Co.,Inc.）

3:30 PM - 3:45 PM

[3L14] Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)

*Masaya SEKI[1], Yoshitaka NAITO[1], Shigekazu USUDA[1], Yoshihumi MITSUMOTO[1]

（1.NAIS.Co.,Inc.）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

面積比法による未臨界度測定における高次モードの影響評価

Effect of higher harmonics in subcriticality measurements by the area-ratio method

*山本 俊弘 [1]，坂本 浩紀 [2]，
[1] 京都大学原子炉実験所，[2] トランスニュークリア(株)

面積比法における高次モードの影響評価を行った。フィッティング区間の調整により即発成分から高次モードがある程度除去可能である。遅発成分では、高次モードの影響が即発成分よりも小さいことが分かった。このため、面積比法では、高次モードの影響の小さい未臨界度測定が期待できる。

キーワード：未臨界、面積比法、遅発中性子、高次モード

1. 緒言　面積比法では、即発成分の遅発成分に対する面積比 A_p / A_d からドル単位での絶対的な未臨界度を測定するが、高次モードの影響により測定位置によって異なる値が得られる。即発、遅発の各成分における高次モードの影響評価を行うとともに、より真値に近い未臨界度を得る方法を検討する。

2. 理論　未臨界体系の位置 $\mathbf{r}_0$ にパルス状に中性子を打ち込んだ後、τだけ時間が経過すると位置 $\mathbf{r}$ での即発中性子の時間変化は $\Sigma_{n=1}^{\infty}\psi_n(\mathbf{r})\psi_n^*(\mathbf{r}_0)\exp(-\alpha_n\tau)$ と無数のモードの重ね合わせで表される。ここで n は次数であり ψ_n, ψ_n^* はそれぞれ n 次の中性子束と随伴中性子束である。減衰定数 α_n は基本モードの α_1 が一番小さく $\alpha_1 < \alpha_2 < \alpha_3 < \cdots$ の関係があるので、ある程度時間が経過し高次モードが減衰した後 $\exp(-\alpha\tau)$ にフィッティングすれば基本モード成分の面積 A_p を得ることができる。一方で定常状態を形成する遅発成分ではこのような高次モードの除去はできない。遅発成分は、即発中性子だけとしたときの定常状態での計数 $C_p(\mathbf{r})$ と、即発と遅発の全中性子による計数 $C_t(\mathbf{r})$ とから $A_d = C_t(\mathbf{r}) - C_p(\mathbf{r})$ となるが、各計数は $C_p(\mathbf{r}) = \Sigma_{n=1}^{\infty} S_n^* D_n(\mathbf{r}) / \alpha_n$、$C_t(\mathbf{r}) = \Sigma_{n=1}^{\infty} S_{n,t}^* D_{n,t}(\mathbf{r}) / \alpha_{n,t}$ のように各モードの和で表される。ここで、添え字 t は遅発と即発の全中性子によるものを示している。S_n^*, D_n はそれぞれ実効的な中性子源強度と検出反応率を表している。ここで、$A_d = C_t(\mathbf{r}) - C_p(\mathbf{r})$ における高次モードの影響が小さく、A_d が基本モード成分の差 $S_{1,t}^* D_{1,t}(r)/\alpha_{1,t} - S_1^* D_1(r)/\alpha_1$ で近似できるとすると、遅発成分での高次モードの影響は本質的に小さく、即発成分からの高次モードの除去だけで精度のよい未臨界度測定が期待できる。

3. 計算例　エネルギー群 1 群、厚さ 55 cm の 1 次元無限平板形状の未臨界体系（k_{eff}=0.965, ρ ($) = −5.123）でモンテカルロ計算により面積比法のシミュレーションを行った。また、別途求めた基本モード、及び高次モードの中性子束、固有値 α_n とから、パルス発生後の時間変化と定常状態の計数率の再構成を行ったところ両者はよく一致する。図 1 は、平板の左端から 40 cm の位置（2 次モードのピーク位置付近）で 0.02 秒間隔でパルスを発生させたときの、パルス近傍での中性子束の時間変化を $C \cdot e^{-\alpha t} + B$ の式にフィッティングして α_1 を求めたものであるが、フィッティング区間を調整すれば基本モードの α_1 =940 s^{-1} に近い値が得られる。これによって得られた α_1, C, B とパルス間隔 T を使えば、即発成分から高次モードを除去したドル単位の未臨界度は $C/(\alpha BT)$ で得られる。図 2 では、各位置での未補正の未臨界度（すなわち $C_p(\mathbf{r})/(C_t(\mathbf{r}) - C_p(\mathbf{r}))$）と $C/(\alpha BT)$ で求めた未臨界度を比較するが、即発成分からの高次モードの除去により参照値(=(1−1/k_{eff})/β_{eff})に近い値が得られるものの、遅発成分 $A_d (= C_t(\mathbf{r}) - C_p(\mathbf{r}))$ での高次モードの影響がまだ残っており、幾分の差が生じる。これがさらに臨界に近くなれば、遅発成分 A_d における高次モードの影響は十分小さくなり、$C/(\alpha BT)$ は参照値により一致するようになる。

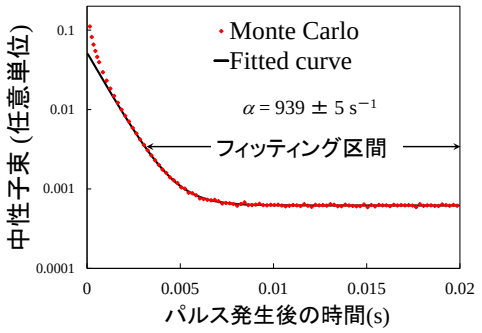


図 1 パルス発生後の中性子時間変化

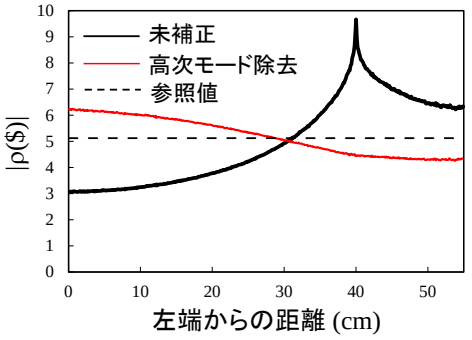


図 2　未臨界度の高次モード除去効果

*Toshihiro Yamamoto[1], Hiroki Sakamoto[2]
[1]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [2]TRANSNUCLEAR, LTD.

燃料デブリ取り出し時の臨界性評価とその精度に関する研究

Study on criticality evaluation of fuel debris during the removal process and its accuracy

*佐藤　嘉晃 [1]，鈴木　貴也 [1]，高木　直行 [1]，竹澤　宏樹 [1]，Peng Hong Liem[2]
[1] 東京都市大学，[2] 株式会社ナイス

燃料デブリ取り出し作業時においては、臨界性に大きな影響を与えると考えられる水/燃料体積比やデブリの形状、寸法が変わり得る。よって、燃料デブリ取り出し作業において考えうる様々な状況下での臨界性を確認する必要がある。一方で、多数の粒子状デブリの空間位置を確率的に定めた場合と、明示的に格子状に配置した場合では、モンテカルロコード MVP による臨界解析の結果に違いが生じることが分かっている。そこで、デブリ臨界解析の妥当性や解析精度の検討を行った。

キーワード：臨界解析、燃料デブリ、STGM(Statistical Geometry Model)

1. 緒言

多数の粒子状の燃料デブリの臨界性を評価する方法の一つに、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP[1] の確率論的幾何形状モデル(Statistical Geometry Model : STGM)を用いた評価法がある。

STGM は元々高温工学試験研究炉(High Temperature engineering Test Reactor : HTTR)などの高温ガス炉で使用される被覆粒子燃料の不規則配列球状燃料の非均質効果を正確に解析することを目的として MVP に導入されたモデルである。STGM を燃料デブリの空間配置に適用して臨界解析を行った場合、デブリ粒子の直径が大きくなるにつれて、燃料デブリ粒子の空間位置を規則的に定めた場合との増倍係数の差は拡大していくことが分かっている [2]。

そこで､体系内の粒子を規則的に配置した場合と STGM を用いて配置した場合とでの臨界解析結果の｢違い｣の程度を明らかにし、STGM を用いた燃料デブリの臨界性評価の妥当性検証を目的とする。

2. 解析

燃料デブリの臨界性評価のため、本研究では以下の 2 種類の体系を想定した。

体系Ⅰ. 水雰囲気中に燃料デブリ粒子が存在
体系Ⅱ. 固体デブリの空孔に水粒子が存在

また、STGM の検証を行うために、各体系において、粒子の配置方法・粒子半径・体系内の燃料デブリ体積割合をパラメータとし、それぞれで無限増倍率（k-inf.）を比較した。想定した粒子の配置方法は、規則的な粒子配置方法として、a)単純立方格子配置、b)面心立方格子配置の 2 種、確率的な粒子配置法として、c)STGM の計 3 種を設定した。

計算には、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP、核データには JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果

体系Ⅰでは、各燃料デブリ体積割合において、燃料デブリ粒子半径が 0.5cm 以下の場合、燃料デブリ粒子配置モデルの違いによる k-inf.の有意な差異はないため、臨界性評価には妥当性があるといえる。しかし、デブリ粒子半径＞0.5cm となると k-inf.に標準偏差 σ_k 以上の差異が生じ、燃料デブリ体積割合が小さいほどその差は大きくなり、STGM が過大評価することも分かった(図 1)。

一方、体系Ⅱでは、STGM、単純立方格子、面心立方格子のいずれの k-inf.もよい一致を示した。

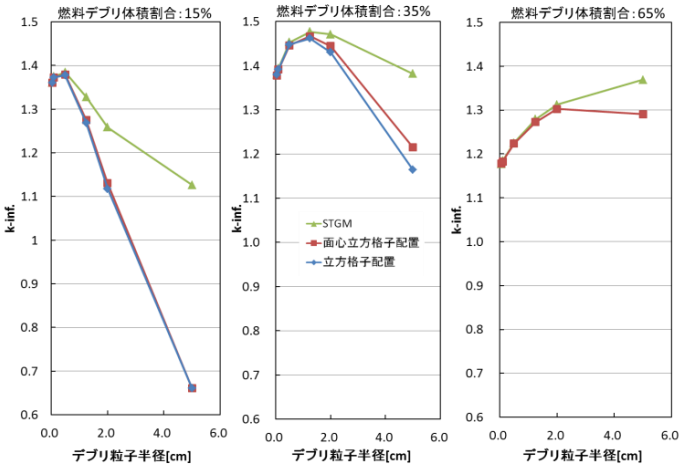


図1：k-inf.の燃料デブリ粒子配置モデル依存性
（体系Ⅰ. 水雰囲気中に燃料デブリ粒子が存在）

4. 結言

本研究では、燃料デブリの臨界性評価は粒子配置方法の違いによって k-inf.の差異が拡大することを確認した。特に、水雰囲気中の燃料デブリ粒子体系において STGM を用いる場合､軽水のように全断面積の大きな減速材では､k-inf.を過大評価するという課題を抽出した。

参考文献

[1] 長家康展・奥村啓介・森貴正・中川正幸，「MVP/GMVP Version2 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」，日本原子力研究開発機構，2006
[2] 岡崎大，H24 年度卒業論文「軽水炉溶融燃料取出し時の臨界安全評価」，東京都市大学

* Yoshiteru Sato[1], Yakaya Suzuki[1], Naoyuki Takaki[1], Hiroki Takezawa[1], Peng Hong Liem[2]
[1] Tokyo City Universitiy，[2]NAIS, Co., Inc.

核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法（III）
（１）この方法の着眼点

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases（III）

（1）A view point of this method

*内藤 俶孝[1]

[1)] 株式会社ナイス

今後事故原子炉の処理や解体のため燃料デブリの取り出しが行われる。これらの作業は未臨界を確認しながら行われなければならない。しかし、燃料デブリの核種組成、配置等の情報は少ない。このような状況下で、未臨界度を監視する方法について提案する。

キーワード：事故炉心、燃料デブリ、臨界監視、核分裂生成ガスの同位体比、中性子増倍率(keff)

1. 緒言

核分裂生成ガスの同位体生成比を測定して未臨界を監視する方法について報告する。本報告は、2014年以降3回目になる。今回は、（１）この方法の着眼点について、（２）FPガスのKr-88とXe-135の放射能比を測定してkeffを推定する方法について、（３）この方法で求まる反応度の推定値とその誤差評価について報告する。

2. この方法の着眼点

2.1 方法の着眼点

（１） 燃料デブリは遮蔽体に囲まれており、放出される放射線を直接測定できない。

FPガスのうち希ガスは周囲物質と反応することなく、漏れ出てくるので測定できる。

（２） 燃料デブリが炉内に分散していて、デブリの配置が分からない。

炉内の反応度を推定するためには、分散しているデブリを集計しなければならない。分散しているガス状の FP を集めて重要核種を集計する。このことにより、デブリの炉内での配置が分からなくても反応度が推定できる。

（３） 核燃料デブリの組成が分からない。

FPガスの同位体比から核分裂したデブリ中の核種（Cm-244やU-235、以下Cm、U）を推定する。デブリの中の自発核分裂核種Cmと誘起核分裂核種Uの比から炉内の中性子増倍率を推定する。

2.2 本方法の注意点

（１）炉内に分布している線源をまとめて取り扱う工夫が必要である。まとめるにあたっての各領域の重み関数の推計が必要である。（分布型固定線源問題―（２）の講演で述べる。）

（２）FPガスの放射能量から核分裂数を推計する必要がある。核分裂はCmの自発核分裂とそれを線源として誘発されるUの核分裂の2種類がある。この2種類の核分裂数の比がkeffになるが、核分裂する核種は、CmとUだけではない。（FPガスの収率は核分裂核種により異なる。－（３）講演で述べる。）

（３）線源から測定器までの減衰時間補正。測定器はGeカウンターでFPガスから放出されるガンマ線を検出。FPガス放出源からGeカウンターに到達するまでに、FPガス核種は減衰する。この減衰時間の補正が必要である。

3. 結論

燃料デブリから放出されるFPのガンマ線を測定することにより、中性子増倍率を測定し臨界監視が可能。

参考文献

[1] 内藤 他、日本原子力学会「2014年秋の大会」J48, 八戸工業大学、2013年9月

*Yoshitaka NAITO[1]
[1]NAIS Co., Inc.

核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法（III）
(2) Kr-88 と Xe-135 の放射能比を測定して keff を推定する

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)

(2) Estimation of keff by measuring the activity ratio of Kr-88 to Xe-135

*平井 功希[1]，内藤 俶孝[1] Liem Peng Hong[1]

[1]株式会社ナイス

事故デブリ中の Cm-244 の自発核分裂及び U-235 の誘起核分裂により生成され、収率が大きく異なっている Kr-88 と Xe-135 の放射能比の測定値(R)で推定した中性子源増倍係数(k)とデブリの実効増倍率(keff)の関係を一領域および二領域デブリについてモンテカルロ・シミュレーションで評価した。

キーワード：事故炉心、臨界監視、核分裂生成ガス、固定線源法、モンテカルロ・シミュレーション

1. 緒言

下記の式(1)と(2)に示すように、核分裂生成希ガスの放射能比を測定してデブリの未臨界度を監視する方法を検討している[1][2]。ただし、これらの式からは、実効増倍率（keff）ではなく、中性子源増倍率（k）を得ているので、今回、k と keff の関係について JENDL-4.0 ライブラリを用いた MVP-II コードで検討を行った。

2. 方法

本検討では、デブリ組成は福島第一 1 号機のもので、平均燃焼度は 25.8GWd/t、冷却期間 7 年経過した状態の燃料を用いて、水素対重元素の比(H/HM)を変更することによって臨界性の違いを持つデブリを模擬した。このデブリが円柱状に堆積したと想定し、Cm-244 の自発核分裂を中性子線源（S_0）とした固定源問題を解いて S 及び k を求めた。また、同一組成と形状で固有値問題の keff も求めた。

$$< S >=< S_0 > \{1 + k + k^2 + \cdots\} =< S_0 > \frac{1}{(1-k)} \qquad (1)$$

$$R(k) \equiv \frac{\lambda_{kr}}{\lambda_{Xe}}\frac{Kr}{Xe} = \frac{\eta_{sp,Kr} \times F_{sp} + \eta_{in,Kr} \times F_{in}}{\eta_{sp,Xe} \times F_{sp} + \eta_{in,Xe} \times F_{in}} = \frac{\eta_{sp,Kr} + \eta_{in,Kr} \times \frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \times \frac{k}{1-k}}{\eta_{sp,Xe} + \eta_{in,Xe} \times \frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \times \frac{k}{1-k}} \approx \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}} + \left(\frac{\eta_{in,Kr}}{\eta_{in,Xe}} - \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}}\right) \cdot k \qquad (2)$$

3. 結果

デブリが 1 領域の体系、臨界性の同じ(H/HM)デブリを使用した 2 領域の体系では keff と k の値はほぼ一致した。そこで、臨界性と体積が異なる 2 領域のデブリ（結合の弱く、ほぼ独立した炉心）からなる体系（図 1）を想定して k と keff の関係を検討した結果を図 2 に示す。図中にデブリ半径を変更することによって体系の keff を約 0.65 から臨界と近い値まで模擬した。keff は、臨界性の高いが体積が小さいデブリ 2 のみで求めた 2 領域 k (debri 2)と近い値になるが、デブリ 1 とデブリ 2 を合計して求めた 2 領域 k (debri 1 + debri 2)とはずれた。この組成と体系では、keff>k であったので臨界安全性上望ましくない。同じ 2 領域の体系で上記のデブリ 1 と 2 の組成だけを入れ替えると keff と k の値はほぼ一致した。課題となる keff>k について今後対処方法を検討する。

参考文献

[1] 内藤 他, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」J48, 八戸工業大学, 2013 年 9 月 3-5 日.

[2] 中村 他, 日本原子力学会「2014 年春の年会」O28, 東京都市大学, 2014 年 3 月 26-28 日.

*Kouki HIRAI[1], Yoshitaka NAITO[1], Peng Hong LIEM[1]
[1]NAIS Co., Inc.

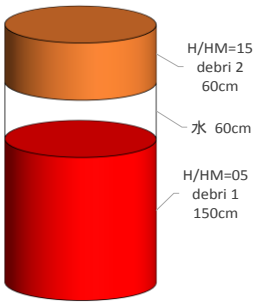


図 1　計算体系

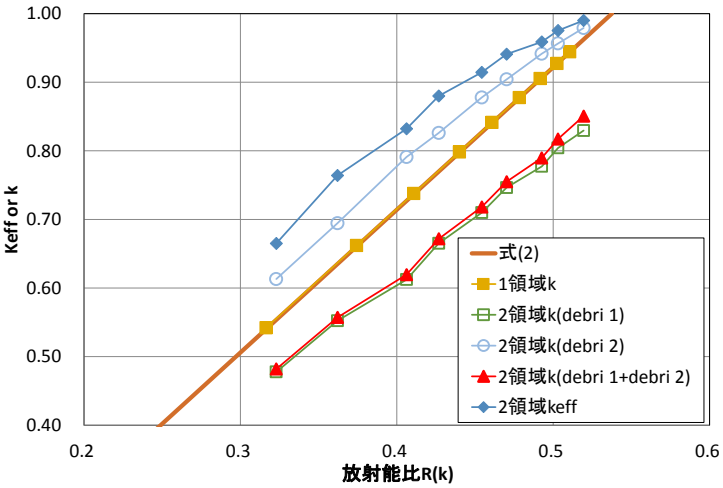


図 2　放射能比 R(k)と keff と k の関係

核分裂生成ガスを検出して未臨界を監視する方法 (III)
(3)この方法で求まる反応度の推定値とその誤差評価

Sub-criticality monitoring method by measuring FP gases (III)

(3) Estimated reactivity by the method and its error evaluation

*関優哉 [1]　内藤俶孝 [1]　臼田重和 [1]　光本義文 [1]

[1] 株式会社ナイス

現在測定されている Kr-88 と Xe-135 の放射能比を用いて反応度を推定する。この推定に影響する誤差要因と推定精度を調査し、現状を未臨界と判定するための課題を整理する。

キーワード：事故炉心、臨界監視、核分裂生成ガス、核分裂収率、推定誤差、反応度、希ガスの放射能比

１．緒言

事故炉心内において自発核分裂および誘起核分裂から発生する希ガス（Kr-88 及び Xe-135）の放射能比を用いて炉心内の反応度 ρ を推定する。その際、推定する際に用いたパラメータの誤差等により推定誤差はどの程度になるか評価した。

２．推定方法と誤差要因

反応度 ρ は ρ =(k-1)/k であり、これを求めるには中性子増倍率 k が必要となる。事故炉心内の k と、核分裂により生じる Kr-88、Xe-135 の放射能比 R(k)は(1)式に示すような近似式の関係があり、測定により R が得られればその炉心の k が求められる。[1]

$$R(k) \equiv \frac{\lambda_{Kr}}{\lambda_{Xe}}\frac{Kr}{Xe} = \frac{\eta_{sp,Kr}\cdot F_{sp}+\eta_{in,Kr}\cdot F_{in}}{\eta_{sp,Xe}\cdot F_{sp}+\eta_{in,Xe}\cdot F_{in}} = \frac{\eta_{sp,Kr}+\eta_{in,Kr}\cdot\frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}}\cdot\frac{k}{1-k}}{\eta_{sp,Xe}+\eta_{in,Xe}\cdot\frac{\nu_{sp}}{\nu_{in}}\cdot\frac{k}{1-k}} \approx \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}} + \left(\frac{\eta_{in,Kr}}{\eta_{in,Xe}} - \frac{\eta_{sp,Kr}}{\eta_{sp,Xe}}\right)\cdot k \quad \cdot\cdot\cdot(1)$$

ここで R(k)は発生直後における Kr-88、Xe-135 の放射能比、F、η はそれぞれ自発核分裂(sp)および誘起核分裂(in)における核分裂数と希ガスの核分裂収率である。自発核分裂核種を Cm-244、誘起核分裂核種を U-235 として、事故炉心から放出される希ガスを回収して得た放射能比 R'より k を推定する。その際、誤差をもたらす要因として希ガス発生から検出までの遅れ時間の推定誤差、核分裂収率データの誤差、測定値の誤差、Pu-239 などの他の核種の核分裂等が考えられる。例として福島第一原発 1 号機のガスサンプリング結果から得られた R'=0.179 と遅れ時間約 2.5～3 時間[2]から R＝0.35 として(1)式の近似式より k を求めた。

３．誤差要因による k の影響

上記サンプリング結果から k は 0.61（ρ =0.64）となった。遅れ時間の影響についてのみ着目した場合、±30 分の遅れ時間の変化に対して、k は 0.55～0.67 と、±10%程度変化することが分かった（図 1 参照）。その他の誤差要因による k の影響についても検討する。

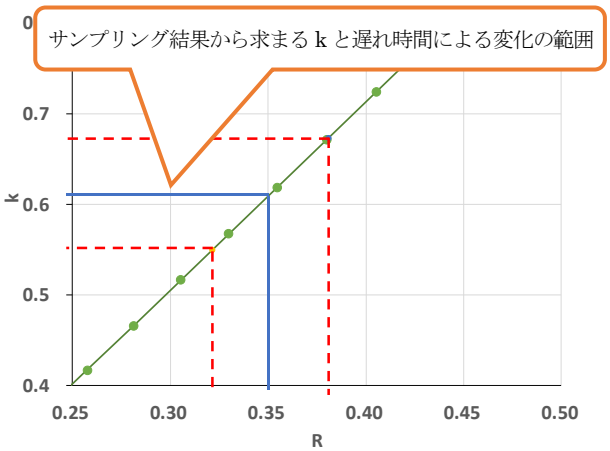


図 1： (1)式における R と k の関係

参考文献

[1] 中村 他　日本原子力学会「2014 年春の年会」O28, 東京都市大学,2014 年 3 月 26-28 日.

[2] IRID　平成 26 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）完了報告　2016 年 3 月

*Masaya SEKI[1]　Yoshitaka NAITO[1]　Shigekazu USUDA[1]　Yoshibumi MITSUMOTO[1]
[1]NAIS Co., Inc.

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

[3L15-17] Sub-criticality Evaluation and Monitoring 2

Chair: Yoshio Kimura (Chuden CTI)

Fri. Sep 9, 2016 4:05 PM - 4:55 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[3L15] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1], Yoichiro Shimazu[2] （1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui）

4:05 PM - 4:20 PM

[3L16] Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoichiro Shimazu[2] （1.GNF-J, 2.Univ. of Fukui）

4:20 PM - 4:35 PM

[3L17] Development of subcriticality minitoring method during shutdown and refueling modes of nuclear power plant

*Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2], Masayuki Tojo[2] （1.Univ. of Fukui, 2.GNF-J）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
（1）未臨界監視手法の開発目的と仕様

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP

(1) Development purposes and specifications of subcriticality monitoring method

*田代 祥一[1]，東條 匡志[1]，影山 隆夫[1]，島津 洋一郎[2]

[1]GNF-J，[2]福井大学

停止中の核種の崩壊に伴う反応度変化を高精度に補正できるミクロ燃焼モデルを備えた BWR 炉心シミュレータによる中性子源強度評価技術と、高ノイズ環境下での反応度評価を行うべく、開発・改良が行なわれてきた反応度計によるノイズフィルタリング技術とを融合させることにより、原子炉停止中の未臨界状態を監視する手法を開発する。

キーワード：未臨界監視，燃料シャフリング，BWR 炉心シミュレータ，反応度計，中性子源

1.背景

原子炉の未臨界度を測定する手法は様々提案されているが、特殊な炉心状態や計装システムを必要とすることから、商用炉の未臨界監視には実用化されずに今日に至っている。未臨界度をリアルタイムに監視できれば、例えば制御棒の誤引き抜きなどの事象を検知でき、反応度事故を未然に防ぐことが期待され、安全性の向上に寄与できると考えられる。

2. 開発目的と仕様

本研究における未臨界度（反応度）の評価は、中性子の動特性方程式を反応度について解いた(1)式を基にしている。当式は既存の反応度計にも適用されているが、反応度計は一般的に臨界近傍の計数率$n(t)$が比較的高い状態で用いられることから(1)式の最後の項は無視している。本研究が対象とする深い未臨界状態における評価では、同項の見積もりの良し悪しが評価精度に支配的な影響を与える。

$$\rho(t) = \beta_{\mathrm{eff}} - \frac{1}{n(t)}\sum_{i=1}^{6}\beta_i\left\{n(0)e^{-\lambda_i t} + \lambda_i\int_0^t e^{-\lambda_i(t-\tau)}n(\tau)\mathrm{d}\tau\right\} - \frac{Q(t)\cdot\Lambda}{n(t)} \qquad (1)$$

対象炉心の炉心特性パラメータ$(\beta, \lambda, \Lambda)$ は、BWR 炉心シミュレータ AETNA[1]により得られる。更に AETNA に搭載されたミクロ燃焼モデルにより、検出器への実効的な中性子源強度$Q(t)$も高精度に評価することができる。また、計数率が低い環境ではノイズの影響が相対的に大きくなるが、反応度計で開発されてきたノイズフィルタリング技術[2]を適用することで、ノイズの影響を緩和できることが見込まれる。

すなわち、本研究において、BWR 炉心シミュレータ技術と反応度計技術を融合させることにより、原子炉停止中の未臨界状態を監視する手法の開発を行う。

3. 結論

初年度は、測定原理の未臨界監視への適用性について各種検討を行った。今後は、未臨界監視試作機を作成し、実機信号などを用いて手法の検証を行うとともに、当手法の BWR 以外の適用についても検討を行う。

参考文献

[1] (株)GNF-J 「炉心核熱水力特性解析システム システム全般」, GLR-005 システム編

[2] Shimazu, Y., Rooijen, W.F.G., Ann. Nucl. Energy 66, 161–166 (2014).

本研究は、「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「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

*Shoichi Tashiro[1], Masayuki Tojo[1], Takao Kageyama[1] and Yoichiro Shimazu[2]

[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発
（2）決定論コードによるソースターム評価

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP

(2) Evaluation of source term of reactivity meters by determinestic code

*東條 匡志 [1]，田代 祥一 [1]，岩本 達也 [1]，小林 謙祐 [1]，島津 洋一郎 [2]

[1]GNF-J，[2]福井大学

中性子源核種をミクロ燃焼モデルで評価できる決定論コード（AETNA[1]）により、検出器応答、実効増倍率を評価し、1 点炉逆動特性法に基づく反応度計のソースタームを逆算により評価する手法を検討した。

キーワード：中性子源、ミクロ燃焼モデル、１点炉逆動特性法、AETNA

1. 緒言

1 点炉逆動特性法に基づくデジタル計算機を用いた原子炉の反応度測定手法はよく知られている。この方法は空間分布の効果を無視している点以外は厳密な式であり、中性子源強度 Q(t)が既知の場合は、反応度を精度よくかつ高速で評価できる。運開後原子炉の場合、ソース強度を決めることが課題であった。

2. 研究

定常炉心 t=0 では、検出器応答 $n_{検出器}$と反応度 ρ、検出器毎の実効的ソース強度 $Q_{検出器}$は以下の式で近似できる。

$$\rho = -{Q_{検出器} \cdot \Lambda}/{n_{検出器}} \qquad (1)$$

厳密なソース強度の評価に基づく AETNA の３次元中性子束分布から、(1)式の $Q_{検出器}$以外の項は評価できるので、検出器毎に $Q_{検出器}$の逆算が可能である。つまり、事前に既知のシャフリング手順の全ステップ毎の $Q_{検出器}$を(1)式から逆算しておけば、それが監視中の検出器毎に反応度計で設定すべき $Q_{検出器}$となる。制御棒誤引抜があった場合、相対的な印加反応度は時間積分項から評価できるので、ソース項の変化が小さいとすれば、時間積分項と事前に設定したソース項から炉心反応度の監視が期待できる。検出器毎に評価される反応度の縮約については報告時に説明する。実運用では、シャフリングとともに変化する実効強度 $Q_{検出器}$の設定が問題となる。そこで、ステップ毎の強度については、定期的な操作員の入力により区間近似値を離散的に設定できるとし、仮想BWRの炉内シャフリングのシミュレーションにより急激な反応度印加がない場合の反応度監視装置の実効増倍率の精度について、検出器応答のもとになる AETNA の実効増倍率との比較で評価した結果を図１に示す。

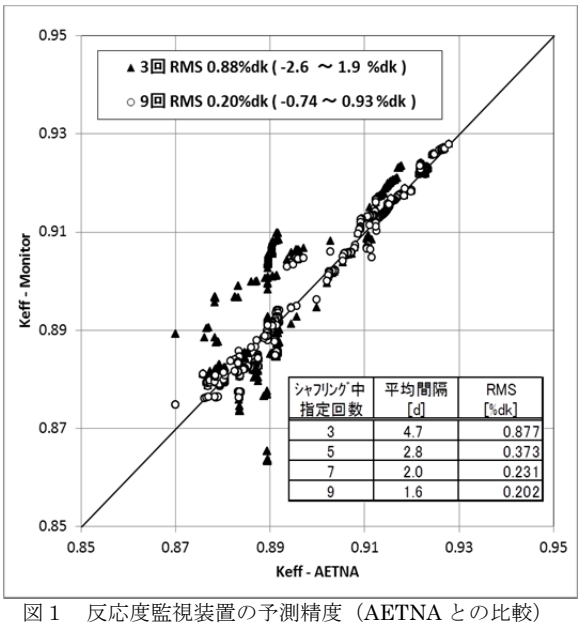


図１　反応度監視装置の予測精度（AETNA との比較）

3. 結論

図１より、操作員から 1.6 日間隔でステップ情報が入力される場合、その間の強度を一定値としても炉心計算結果の実効増倍率と監視装置の差は RMS で 0.2%dk 程度であり、監視には十分な精度と言える。

参考文献

[1] M.Tojo, et al, “Development of the neutron source evaluation method and predictor of SRM/SRNM count rate in BWR simulator,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 52(7-8), pp. 970– 978, (2015)

本研究は、「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「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

* Masayuki Tojo[1], Shoichi Tashiro[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1] and Yoichiro Shimazu[2]

[1]GNF-J, [2]Univ. of Fukui

原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発

（3）反応度計モデルの未臨界監視適用性検討

Development of subcriticality monitoring method during shutdown and refueling modes of NPP
(3) Evaluation of performance of reactivity meters for subcriticality monitoring

*島津 洋一郎 [1]，田代 祥一 [2]，東條 匡志 [2]
[1] 福井大学，[2] GNF-J

停止中炉心の未臨界監視装置の開発に資するため、高ノイズ環境下を想定し、現在知られている 3 種の反応度計システムについて、反応度評価性能の比較を行った。

キーワード：未臨界監視，反応度計，ノイズフィルター

1.諸言

未臨界状態における反応度の評価には、外部中性子源の強度情報と、中性子束レベルが低いことによる中性子束信号に含まれるノイズ成分の除去が必要である。本発表は、中性子束信号に含まれるノイズ成分の除去（ノイズフィルター）の観点から、知られている 3 種の反応度計について、検討したものである。

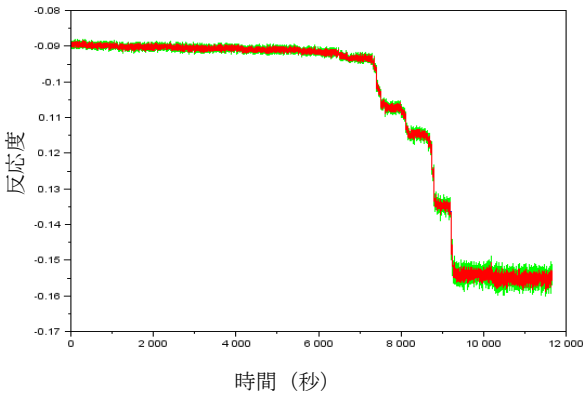
2. 評価方法

2-1.模擬中性子検出器信号の準備

本シリーズ発表（２）において説明された、中性子源強度評価法、並びにその際得られる各検出器の応答を用いた。この解析では核燃料移動ステップごと定常時の検出器応答しか得られないため、燃料移動中の時間幅を模擬するため、これらの一点の定常データを一定時間間隔に拡張し、さらにランダムノイズを付与して中性子検出器の応答とした。この信号をそれぞれの反応度計に入力し、ノイズ除去特性を比較した。検討対象の反応度計は、それぞれのノイズフィルター方式が異なる（1）逆動特性法、(2）拡張カルマンフィルター法[1]、(3）単純フィードバック法[2]の 3 種である。

2-2.評価結果

評価結果の例を右図に示す。各反応度計のノイズフィルター性能は、各反応度計のシステムパラメータにより異なるが、これらのパラメータをうまく調整することにより、ほぼ同等のノイズフィルター性能が得られることがわかる。



3. 結論

3 種の反応度計について、BWR の燃料シャッフリングを模擬した中性子検出器信号を用いて、ノイズフィルター性能の比較を行った。その結果、それぞれの反応度計のシステムパラメータを妥当な値に設定することにより同等のノイズフィルター性能が得られることがわかった。このため、発電所現場においての異常時の対応性や、ノイズレベルに応じたシステムパラメータの調整の容易さ等をさらに比較検討し、実用監視装置の実現に備えたい。

参考文献

[1] Shimazu, Y., Rooijen, W.F.G., Ann. Nucl. Energy 66, 161–166 (2014).
[2] Shimazu, Y., Ann. Nucl. Energy 73, 392-397 (2014).

本研究は、「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「原子力発電所等における停止時未臨界監視手法の開発」の成果である。

* Yoichiro Shimazu[1], Shoichi Tashiro[2] and Masayuki Tojo[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]GNF-J

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[3M01-06] The Center of World Intelligence Project for Human Resource Development

Chair: Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2016 10:20 AM - 12:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[3M01] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1] （1.Tokyo Tech, 2.Univ. of Tokyo, 3.Tohoku Univ., 4.Fukui Univ., 5.NIT, Fukushima, 6.Fukushima Univ., 7.JGS）

10:20 AM - 10:35 AM

[3M02] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

10:35 AM - 10:50 AM

[3M03] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP (Nuclear Power Station)

*shunichi suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3] （1.The University of Tokyo, 2.Fukushima University, 3.Kobe University）

10:50 AM - 11:05 AM

[3M04] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1], Nobuyoshi Hara[1] （1.Tohoku University）

11:05 AM - 11:20 AM

[3M05] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Masaoyoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Ken Nakajima[2], Yuji Ohishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katsuyama[8] （1.Univ. of Fukui, 2.Kyoto Univ. Research Reactor Institute, 3.Osaka Univ., 4.Kyushu Univ., 5.Osaka Prefecture Univ., 6.Fukui Univ. Technology, 7.WERC, 8.JAEA）

11:20 AM - 11:35 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3M06] The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

*Shiro Jitsukawa[1], Seichi Sato[1], Kazunori Akutagawa[1], Shigekazu Suzuki[1] （1.NIT Fukushima College）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動 (1)－全体概要－

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)

(1)- Outline of Activity -

*小原徹[1]，岡本孝司[2]，原信義[3]，安濃田良成[4]，佐藤正知[5]，高貝慶隆[6]，東畑郁生[7]，佐藤勇[1]
[1]東京工業大学，[2]東京大学，[3]東北大学，[4]福井大学，[5]福島高専，[6]福島大学，[7]地盤工学会

廃止措置工学の知識と高い意識を持った若手人材を育成するため、大学等で文科省の委託により実施している廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける目標と概要を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電事故，廃止措置，人材育成，廃止措置研究・人材育成等強化プログラム，英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

1. はじめに

東日本大震災により炉心溶融・放射性物質放出に至った福島第一原子力発電所における廃炉事業は、通常廃炉と異なり、技術的に困難な課題が多くあるため、長期にわたる国家課題となる。そのため、先進的な研究開発が必要なうえ、廃止措置に関して正しく、新しい知識を持った人材の育成とその現場への輩出を継続的に行う必要がある。そこで、文部科学省の委託事業である英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を通じて東京工業大学，東京大学，東北大学，福井大学，福島高専，福島大学及び地盤工学会は連携のうえ、廃止措置研究・人材育成に取り組んでいる。ここでは、この全体概要とそれぞれの機関における取組の特徴等を紹介する。

2. 各機関における取組の特徴

2-1. 東京工業大学：これまでに培われてきた原子力研究・教育を礎にして、難分析核種分析、除染、回収固化及び遠隔計測に係る基盤研究を進め、当該研究者が学生実験等を通じた実質的な人材育成も行う。

2-2. 東京大学：廃炉事業に関して、時間・空間・対象を考慮した俯瞰的なリスク管理が可能な人材をロボット、遠隔操作、水中活動機器、γ線 CT、微量分析に関する研究を通じ、継続的な育成を行う。

2-3. 東北大学：格納容器・建屋等の健全性確保のための基盤研究、燃料デブリ処理及び放射性廃棄物処分に関する基盤研究を行うとともに、それら研究を通じて、廃止措置をリードできる中核人材の育成を図る。

2-4. 福井大学：現場のニーズを踏まえた廃止措置技術、燃料デブリ分析及び廃炉技術開発に関する基礎研究を行うとともに高い知識と社会貢献意識をもった広い専門分野の若手人材の継続的な育成を行う。

2-5. 福島高専：地域が抱える中長期的課題に応じるため、機器損傷探査のプローブや分析、遠隔操作機器、廃棄物貯蔵に関する研究及びリスク評価/低減手法の開発を通じて、高い志と広い知識を持った学生を育む。

2-6. 福島大学：廃止措置に係る分析技術者や廃炉支援者養成を目指し、分析人材育成と廃炉措置等支援者のための教育及び即応的分析技術の実用化研究を通じて、多面的思想養成と持続性のある人材育成を行う。

2-7. 地盤工学会：廃止措置に不可欠な地盤工学分野の個別研究(地下水挙動の予測、放射線遮へい土質開発、デブリ取出し技術、廃棄物処理処分)を通じて、廃炉を進める企業等で適応できる志の高い学生を育成する。

表 1　各機関の課題名

課題名	所属機関
廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化	東京工業大学
遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成	東京大学
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および中核人材育成プログラム	東北大学
福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成	福井大学
廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム –高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ–	福島高専
マルチフェーズ型研究教育による分析技術者人材育成と廃炉措置を支援加速する難分析核種の即応的計測法の実用化に関する研究開発	福島大学
福島第一原子力発電所構内環境評価・デブリ取出しから廃炉までを想定した地盤工学的新技術開発と人材育成プログラム	地盤工学会

*Toru Obara[1], Koji Okamoto[2], Nobuyoshi Hara[3], Yoshinari Anoda[4], Seichi Sato[5], Yoshitaka Takagai[6], Ikuo Towhata[7], Isamu Sato[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]University of Tokyo, [3]Tohoku University, [4]University of Fukui, [5]National Institute of Technology, Fukushima College, [6]Fukushima University, [7]The Japanese Geotechnical Society

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
(2)－東京工業大学「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」実施状況－

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,
Human Resource Development and Research Program
for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(2)-Tokyo Institute of Technology "Advanced Research and Education Program for Nuclear Decommissioning" Implementation Status -

*佐藤勇[1]，小原徹[1]，矢野豊彦[1]，竹下健二[1]，加藤之貴[1]，赤塚洋[1]，木倉宏成[1]，塚原剛彦[1]，
吉田克己[1]，遠藤玄[1]，鷹尾康一朗[1]，原田雅幸[1]，山崎宰春[1]，岩附信行[1]，鈴森康一[1]，
浅沼徳子[2]，新井剛[3]，川嶋健嗣[4]，高木直行[5]
[1]東京工業大学，[2]東海大学，[3]芝浦工業大学，[4]東京医科歯科大学，[5]東京都市大学

東工大で実施している課題名「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」で行われた学生実験・授業・キャリアパス活動・フォーラム等の実施状況を報告する。
キーワード：廃止措置，人材育成，材料工学，化学分析，遠隔計測

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に必要な技術開発では、これを担う人材の育成及び基盤的な研究を継続的に行う必要がある。そこで、東京工業大学では、東海大学、芝浦工業大学及び東京都市大学を連携大学として、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の委託事業である本プログラム「廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化」を遂行することで廃止措置に関する人材を育成し、また関連する基盤的研究を推進している。ここでは、本プログラムの東京工業大学における実施状況を報告する。

2. プログラムの概要と実施状況

本プログラムの実施項目及び関係機関・会議体とプログラムとの連携状況を示した図を図 1 に示す。本プログラムの特徴は、実際に研究活動を実施している研究者が人材育成活動も行っている点である。また、本プログラムの取り組むに際しては、当該事業の採択 7 機関との連携・協力のもと推進している。

2-1. 人材育成活動における実施状況

学生実験として、①デブリ材料工学に関する人材育成(放射化材料を用いた材料実験)、②デブリ化学に関する人材育成(核燃料物質を用いた化学実験)、③シビアアクシデント後の遠隔計測技術に関する人材育成(計測技術とロボット技術を組み合わせた機械系実験)を行っており、④廃止措置の最新技術と基礎に関する人材育成として「原子炉廃止措置工学特論」及び「原子炉廃止措置工学」の授業項目及び⑤廃炉関連企業へのインターンシップ等を通じたキャリアパス活動を推進している。

2-2. 研究活動における実施状況

①難分析核種の分析、②汚染材木等の除染法の開発、③汚染土壌・焼却灰処理技術、④⑤Cs・Sr 同時回収固化技術、⑥シビアアクシデント後の遠隔計測技術、⑦デブリ取出し時の再臨界防止技術及び⑧メルトダウン炉心の臨界事故解析とその対策技術に関する基盤的研究を推進している。また、JAEA・CLADS と密に連携した取組を推進し、より実用的な研究を目指している。

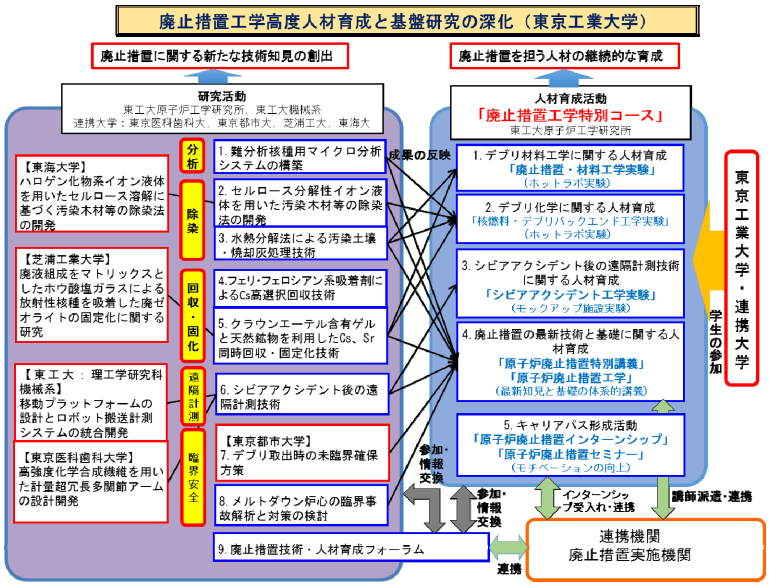


図 1　本プログラムの実施項目と連携状況

*Isamu Sato[1], Toru Obara[1], Toyohiko Yano[1], Kenji Takeshita[1], Yukitaka Kato[1], Hiroshi Akatsuka[1], Hiroshige Kikura[1], Takehiko Tsukahara[1], Katsumi Yoshida[1], Gen Endo[1], Koichiro Takao[1], Masayuki Harada[1], Saishun Yamazaki[1], Nobuyuki Iwatsuki[1], Koichi Suzumori[1], Noriko Asanuma[2], Tsuyoshi Arai[3], Kenji Kawashima[4] and Naoyuki Takaki[5]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tokai University, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Tokyo Medical and Dental University, [5]Tokyo City University

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動 (3)－東京大学「遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする 俯瞰的廃止措置人材育成」実施状況－

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development,
Human Resource Development and Research Program
for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(3) -The University of Tokyo, Current status of " Human Resource Development based on the development of remote control technology & nuclide analysis" -

*鈴木俊一[1]，岡本孝司[1]，淺間一[1]，高橋浩之[1]，田村雄介[1]，高橋隆行[2]，横小路泰義[3]
[1]東京大学，[2]福島大学，[3]神戸大学

東京大学の廃止措置基盤研究・人材育成事業である「遠隔操作技術及び核種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成」で行われた研究及び教育実施状況について報告する。

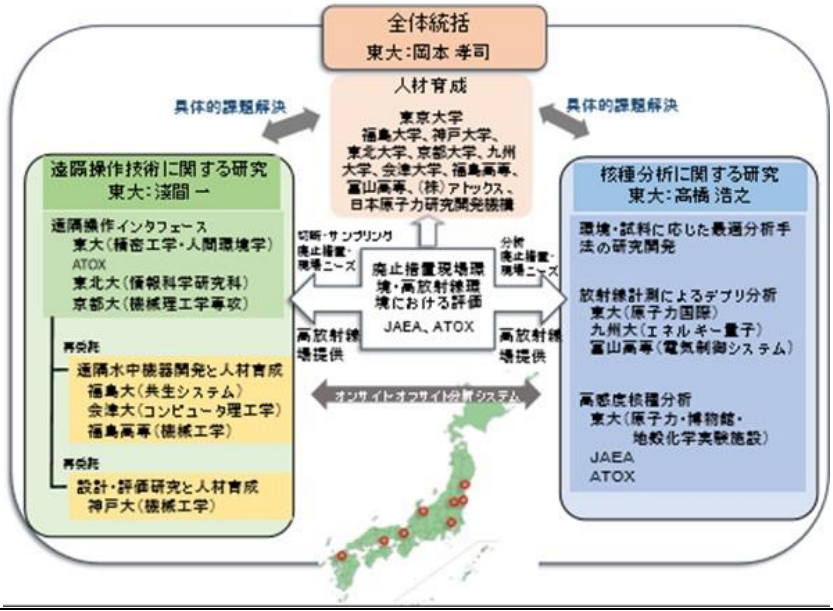
キーワード：原子炉廃止措置，人材育成，遠隔技術，分析技術

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃止措置は、溶け落ちた核燃料が最大のリスク源として存在するほか、 高放射線環境下、大量かつ多核種の放射性廃棄物といった非常に特殊な環境での作業となる。このため、廃止措置を安全着実に進めるにあたっては、ロボット工学、化学工学、原子力工学、物理工学など総合的な学術を俯瞰的に理解し、かつ、専門領域については世界トップクラスの実力を持つ人材が必要である。本人材育成事業においては、主として遠隔操作技術と核種分析技術に関する専門的な研究教育を推進するとともに、総合工学としての廃止措置を俯瞰的に理解できる人材を養成することを目的として実施している。

2. プログラムの概要と実施状況

体制としては、東京大学大学院を中核機関とし、福島大学、 神戸大学、日本原子力研究開発機構、福島高専、会津大学、京都大学、九州大学、東北大学、富山高専、アトックスと連携して遠隔操作技術及び核種分析に関する研究を実施するとともに、定期的なセミナーや協同の俯瞰的教育プログラム（含むサマースクール、インターンシップ）を進めている。また廃止措置に関する講義を実施し、学生の廃炉への理解・関心度を高めるとともに、現在あるいは将来の課題を解決するための新たな研究に取り組むことにより、基礎的研究並に廃炉人材育成を推進している。



*Shunichi Suzuki[1], Kouji Okamoto[1], Hajime Asama[1],Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[1], Takayuki Takahashi[2], Yasuyoshi Yokokohji[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Fukushima University, [3]Kobe University

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
(4)東北大学「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および中核人材育成プログラム」実施状況

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(4) Tohoku University "Current Status of Research and Human Resources Development Program for Nuclear Decommissioning related to Integrity Management of Critical Structures including Primary Containment Vessel and Reactor Building, and Fuel Debris Processing and Radioactive Waste Disposal"

*青木孝行[1]，渡邉 豊[1]，新堀雄一[1]，原 信義[1]
[1]東北大学

東北大学の廃止措置基盤研究･人材育成事業「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および中核人材育成プログラム」で行っている人材育成活動の実施状況を報告する。

キーワード：原子炉廃止措置，人材育成，原子炉廃止措置工学

1. 緒言

東北大学は東日本大震災からの復興・新生を先導することを歴史的使命であると考えており、平成 25 年に制定した全学ビジョン（里見ビジョン[1]）の中でも「復興・新生の先導」を２大目標の一つとし、この目標を達成するため、各種のプロジェクトを継続的に推進すると共に、復興を加速するための新規プロジェクトを立案・開始した。その一つが本事業を位置づけている「福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置に向けた基礎・基盤研究と人材育成の推進」である。

2. 人材育成の概要と実施状況

東北大学の伝統的な強みである材料分野のポテンシャルを活用すべく、工学系を中心とした広範な分野が連携した全学横断組織を形成し、さらに福島大学及び福島高専の専門家の協力を得て、本事業を実施している。具体的には、(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基盤研究、(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基盤研究に取組むとともに、その基盤研究のプラットフォーム上に学生教育カリキュラムを構築し、長期にわたる安全な廃止措置をリードできる中核人材の育成を図っている。さらに、人材育成活動の一環として外部専門家との専門的議論を行う専門家会議、原子炉施設を直接訪問して各種現場の実情を体感する現地調査、外部専門家を招聘し各種の専門的知見を学ぶセミナーなどを行い、幅広い素養を身に着けられるようにしている。[2]

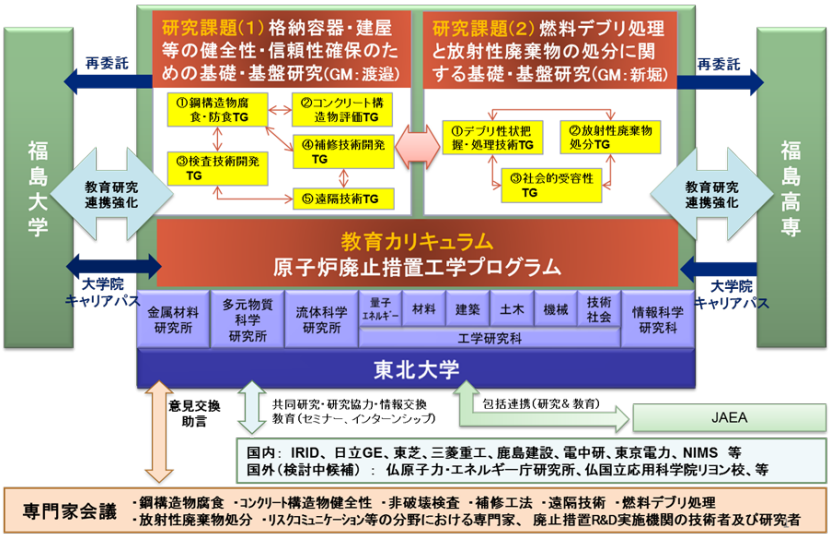


図１　教育カリキュラム「原子炉廃止措置工学プログラム」と実施体制

本事業は既に５年プログラムの３年目を迎えており、本格的な基盤研究及び人材育成を順調に実施している。今後も福島第一原子力発電所の廃止措置に貢献すべく、基盤研究及び人材育成に積極的に取り組んでいく予定である。

参考文献

[1] 里見ビジョン（SATOMI VISION 2013）
（http://www.tohoku.ac.jp/japanese/profile/president/01/president0101/SATOMI_VISION2013.pdf）
[2] 東北大学 原子炉廃止措置事業ホームページ（http://dec.tohoku.ac.jp/）

*Takayuki Aoki[1], Yutaka Watanabe[1], Yuichi Niibori[1] and Nobuyoshi Hara[1]
[1]Tohoku University

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動　(5)「福井大－福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」実施状況と課題

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station), (5) Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants, state of achievement and subject

*宇埜正美[1]、安濃田良成[1]、中島健[2]、大石佑治[3]、有馬立身[4]、宮丸広幸[5]、砂川武義[6]、峰原英介[7]、勝山幸三[8]
[1]福井大、[2]京大炉、[3]大阪大学、[4]九州大学、[5]大阪府立大学、[6]福井工業大学、[7]若狭湾エネルギー研究センター、[8]JAEA

抄録：福島第一原子力発電所の廃炉に向けて代表機関である福井大が阪大、京大、大阪府大、九大、福井工大、若エネ研および JAEA と連携し、廃止措置技術、燃料デブリ分析、廃炉技術開発の３つのコースについて行う研究と教育を紹介

キーワード：廃止措置、人材育成、廃止措置技術、燃料デブリ分析、廃炉技術開発

1. 緒言

福井大学が中心となり西日本の大学や研究機関が連携し、原子力機構、原子力損害賠償・廃炉等支援機構、技術研究組合国際廃炉研究開発機構、東京電力との情報交換を密にして、現場のニーズを踏まえた「廃止措置技術」、「燃料デブリ分析」及び「廃炉技術開発」に関する基盤研究及び人材育成を行う。

2. 研究・人材育成内容

2-1. 廃止措置技術コース（福井大、若狭湾エネルギー研究センター）

多様に変化する状況の中で廃炉工程全体を俯瞰して意思決定するための手法の開発行うとともに、人材育成では、福島第一原子力発電所見学を含む楢葉遠隔技術開発センターでのマニュピュレータ技術の最適化や遠隔操作技術実習、米国、英国ドイツとの情報交換を兼ねた国際セミナーおよび全国の学生および若手研究者を対象として学生サミットなどを行う。

2-2. 燃料デブリ分析コース（福井大、京大炉、大阪大学、九州大学、大阪府立大、JAEA）

熱力学計算に基き模擬燃料デブリを作成し、革新的な分析手法を開発・使用して未知のデータを取得し燃料デブリ取り出しに必要なデータを集約する研究を行うとともに、人材育成では、関西の J-ACTINET グループによる模擬燃料実習､JAEA 大洗の施設を用いた燃料デブリ実習および京大炉を用いた臨界管理実習を行う。

2-3. 廃炉技術開発コース（福井大、福井工大、若狭湾エネルギー研究センター）

非破壊検査、プラズマを用いた放射線物質の捕集等多様な分野の研究者が先進的技術と産官学連携により、１F 廃炉の課題解決に挑戦する。人材育成としては、非破壊検査実習、放射線管理計測実習、放射性核種分析実習などを行う。

---

*Masayoshi Uno[1], Anoda Yoshinari[1], Ken Nakajima[2], Yuuji Oishi[3], Tatsumi Arima[4], Hiroyuyki Miyamaru[5], Takeyoshi Sunagawa[6], Eisuke Minehara[7], Kouzou Katuyama[8]
[1]University of Fukui, [2]Kyoto Univ. Research Reactor Institute, [3]Osaka Univ. [4]Kyushu Univ., [5]Osaka Prefecture Univ., [6]Fukui. Univ. Technology. [7]WERC, [8]JAEA

英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃止措置研究・人材育成等強化プログラムにおける人材育成活動
(6)福島高専「廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム -高専間ネットワークを活用した福島からの学際的チャレンジ-」実施状況

The Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development, Human Resource Development and Research Program for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS (Nuclear Power Station)
(6) NIT Fukushima College R&D and Education Program for the Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP under the Collaboration of Nationwide NIT colleges, Universities, National Institutes and the Local Private Companies

*實川 資朗、佐藤 正知、芥川 一則、鈴木 茂和
福島工業高等専門学校

抄録 多くの高専間の協力、さらに大学、原子力機構、地元企業などの協力を得て、炉内遠隔操作機器開発、性状分析用遠隔操作機器の開発、廃棄物・処理・処分研究、性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発、炉内生成物推定、リスク評価を主な項目とする研究開発を通じた人材育成プログラムを、原子力安全などに関する多様な講義、さらに廃炉ロボコンなどの活動を含めて進めている。

キーワード：廃炉、過酷事故、福島第一原子力発電所、教育プログラム、廃炉ロボコン

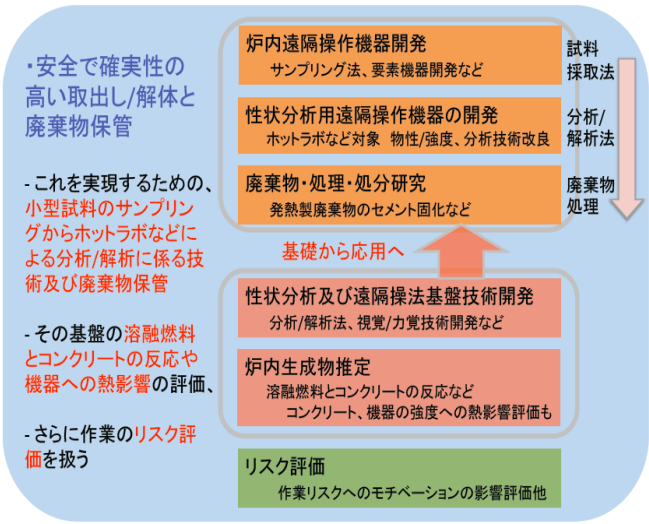
1. はじめに

福島高専は、廃止措置事業などに関する「研究開発を通じた人材育成」について、全国の高専からなる高専間ネットワークによる、さらに大学、原子力機構、地元企業などからの支援と協力を頂ける関係を構築してきている。これは地元である福島の復興への学生の意欲、地域の要請(例えば、イノベーションコースト構想)などに応える基盤を形成するものである。これまで文科省の「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」の FS 事業を受託し(H26 年度)、廃止措置に資することを目的とした、「研究開発を通じた課題解決型の人材育成」を進めた。H27 年度からは、紹介する本プログラム(5 年間)を開始した。

2. 研究開発を通じた人材育成について

高専などの教育機関が対処できる事柄を考慮すれば、溶融/凝固燃料などの取出しのための大型機器の開発よりは、そのような技術の構築に資する基盤的な課題を中心とすることが適当と考え、炉内状況把握のためのサンプリング技術などに向けた(i)炉内遠隔操作機器の開発、取出したサンプルなどの放射性物質の分析/解析技術に資する(ii)性状分析用遠隔操作機器の開発、取出した発熱性廃棄物などの安全な保管技術に資する(iii)廃棄物・処理・処分研究を取り上げることとし、さらに、これらの課題の基礎領域として、(iv)性状分析及び遠隔操作法基盤技術開発、及び(v)炉内生成物推定を設定した。加えて、社会科学的アプローチの一つとして、作業安全とモチベーションの関係の解析方法を扱う(vi)リスク評価を設定した。

本プログラムにおいては、溶融燃料とコンクリートの反応生成物の検討、また被削性を含む物性、強度特性を小型の試料(サンプル)から評価する手法の検討を行う。これらを基礎として、この結果を廃棄物の保管、ホットラボ機器の高度化、サンプルの切出しなどの応用的な領域に適用する。このようにして、全体として、サンプルの取りだしから評価までに必要になる手法や技術を、ホット試験技術の範囲に焦点を当てつつ扱うものである。もちろん、ここでの技術は、ホット試験よりも規模が大きい廃炉の解体作業などへの適用も期待できよう。これらの関係を図に示す。なお、並行して、文理統合的なアプローチを用いた作業リスクに関する課題も進める。



このような研究開発では、学生が重要な役割を担い、様々な課題に取り組む体験を数年間にわたり課す(課題解決型教育)。これが「人材育成」の主な部分となるが、このような活動への導入や動機付けとして、低学年から原子力安全、廃炉と社会に関わりなどについて、講義や実習を数年間かけて行う。これをさらに効果的に進めるべく、「廃炉ロボコン」、海外を含むインターンシップを行うプログラムとしている。

*Shiro Jitsukawa, Seichi Sato, Kazunori Akutagawa and Shigekazu Suzuki NIT Fukushima college

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology/203-2 Beam Measurements

[3N01-05] Accelerator and beam technologies

Chair: Heishun Zen (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[3N01] Development of 10 MeV Ridgetron

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3] （1.IIR, Tokyo Tech, 2.Tokyo Tech, 3.TIME）

9:30 AM - 9:45 AM

[3N02] Four-beam IH-RFQ cavity design

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hyashizaki[2] （1.Tokyo tech, 2.Tokyo tech Institute of Innovative Research ）

9:45 AM - 10:00 AM

[3N03] Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*Takeru Ohkubo[1], Yasuyuki Ishii[1] （1.QST）

10:00 AM - 10:15 AM

[3N04] Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*Aki MURATA[1], Shota Ikeda[1], Brian O'Rourke[3], Noriyosu Hayashizaki[2] （1.Tokyo Institute of Technology , 2.Tokyo Institute of Technology Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, 3.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[3N05] Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

１０ＭｅＶリッジトロンの開発

Development of 10 MeV Ridgetron

*林崎 規託[1]，村田 亜希[2]，池田 翔太[2]，山内 英明[3]
[1]東工大研究院，[2]東工大院，[3]タイム

電子線滅菌用の高周波電子加速器として，高い処理能力のために 100 kW 以上のビームパワーを出力できる性能をもつ，リッジトロン 10 MeV 実用機の開発をおこなっている。
キーワード：電子線滅菌，リッジトロン

１．緒言

医療機器や衛生用品に安全と安心を与えるために，増殖性の微生物を除去する「滅菌」という技術が利用されている。電子線滅菌法は放射線滅菌の一つであり，加速器のスイッチ ON/OFF で管理でき，温度上昇がほとんどなく，フィルム包装やプラスチック容器に対応が可能で，最終包装，梱包のまま瞬時に処理ができる特長がある。これまでは注射器などの医療機器や医薬品容器，実験用器材などの滅菌を中心に利用されてきたが，近年では電子線滅菌を用いた医薬品（無菌製剤）の製造も厚生労働省により承認され始めている。

医療機器の電子線滅菌では 25 kGy が標準的な滅菌線量とされている。この線量を満たし，ダンボールなどによる梱包状態のままでも照射可能な透過深度を確保し，かつ被照射物の放射化を回避する，実用的な電子線エネルギーは 5 ～10 MeV とされ，近年では照射品質の観点から 10 MeV の利用がスタンダードになっている。したがって，高周波型の電子加速器が必須であり，最もポピュラーで長い歴史をもつ電子線形加速器と，これに対して 10 倍以上の処理能力をもつことで業界標準となったロードトロンの利用が普及している。本研究は，電子線滅菌用の高周波電子加速器として，高い処理能力のために 100 kW 以上のビームパワーを出力できる性能をもつ，リッジトロン 10 MeV 実用機を開発するものである。

２．リッジトロン

リッジトロンは，円筒形の高周波空洞共振器の内部に，リッジと呼ばれる 2 本の電極が向かい合って取り付けられた，リッジ付加速空洞を利用しており，電子加速器として，①リッジ電極の部分に高周波電場が集中するため効率が高い，②リッジ電極を持たない通常の加速空洞と比較して共振周波数が低い，③リッジ電極の形状変化により電磁場分布の最適化が容易，という特徴をもつ。電子銃より引き出され，ビーム収束用のソレノイドレンズを通過して加速空洞に入射した電子ビームは，リッジ電極の内部を加速ギャップに向けて進み，最初の加速がおこなわれる。そのまま直進して加速空洞を通り抜けた電子ビームは，偏向電磁石によって加速空洞の方向に反転され，再び加速ギャップに到達する。このとき半周期の時間経過により高周波電圧の位相が反転しているため再加速がおこなわれ，以降同様に加速が連続的に繰り返される。

３．１０ＭｅＶ実用機の開発

リッジトロン 10 MeV 実用機は，過去に開発され原理実証試験に成功した 2.5 MeV プロトタイプ機の技術をベースに設計がおこなわれた。加速エネルギーがプロトタイプ機の 4 倍になることから，実用機では加速空洞が長くなり，偏向電磁石の台数も増加する。大電力真空管（Eimac/CPI 4CW150000E）を使用した高周波源（動作周波数 100 MHz，定格ピーク出力 450 kW）の仕様に基づき，加速電圧と空洞損失の関係の最適化をおこない，電子ビームの加速回数が 11 回のデザインを得た。ビーム電力と空洞損失のピーク値の和は 406 kW であり，定格ピーク出力 450 kW に対して約 10 %の余裕を有している。そして，デューティ 50 % のパルス運転をおこなうことで，平均ビーム電力として 100 kW 以上を出力可能である。

謝辞

本研究の一部は国立研究開発法人科学技術振興機構（JST）の研究成果最適展開支援プログラム（A-STEP）の支援によって実施されました。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Aki Murata[2], Shota Ikeda[2], Hideaki Yamauchi[3]
[1]IIR, Tokyo Tech, [2]Tokyo Tech, [3]TIME

4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の空洞設計

Four-beam IH-RFQ cavity design

*池田　翔太 [1]，村田 亜希 [1]，林崎 規託 [2]
[1] 東工大院，[2] 東工大研究院

低エネルギー大強度重イオン加速を目的とした 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機について、ビーム軌道解析と高周波電磁場解析による物理設計、高周波発熱による電極の変形を抑えるための冷却水路設計、これらを総合した加速空洞の全体設計をおこなった。

キーワード： IH-RFQ 線形加速器、マルチビーム加速、イオンビーム加速技術

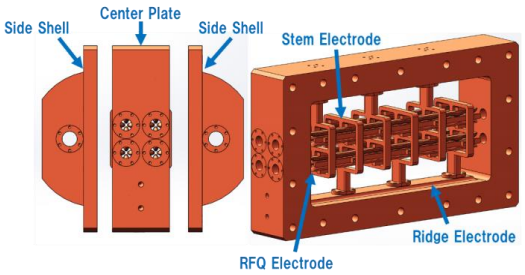
１．緒言

RFQ（高周波四重極）線形加速器は空洞内部に対向する 4 つの電極を備えており、その間に四重極電場を発生させることでビーム集束をおこなう。また、各電極の先端にモジュレーション（凹凸の波形）を徐々に与えることで、ビームの進行方向にも電場成分が生じ、イオン源から入射した直流ビームをバンチング（集群化）しながら加速することができる。これらの特徴から、低エネルギーの大強度イオンビーム加速に適しており、大型加速器の入射器や小型中性子源用加速器として用いられている。しかし、イオンビームの空間電荷効果はビーム電流量に比例し、ビーム速度の 2 乗に反比例する性質があり、さらに四重極電場の強度にも上限があることから、従来の RFQ 線形加速器では 100 mA 級の重イオンビーム加速が困難であった。

その解決策として、大強度ビームを複数のビームに分割することで空間電荷効果の影響を緩和させ、1 台の加速器で同時加速した後に分割ビームを再び統合する、マルチビーム RFQ 線形加速器のアイディアがあり、実際に東京工業大学において 2 ビーム IH-RFQ 線形加速器が開発され、108 mA（ビーム 1 本あたり 54 mA）の炭素ビーム加速に成功している[1]。本研究は、さらなる発展型として 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を開発し、高強度重イオンビーム加速の実現と特性解明を目的としている。

２．設計結果

RFQ デザインコード RFQUICK と粒子軌道計算コード PARMTEQM により RFQ 電極パラメータを検討し、運転周波数 48 MHz において、ビーム 1 本あたり 40.2 mA の炭素ビームを 3.6 keV/u から 41.6 keV/u まで加速する結果を得た。これをもとに 3 次元高周波電磁場解析をおこない、全長 650 mm の加速空洞を設計した。また、高周波損失による発熱の分布や、それに伴う電極の変形量も解析し、複雑な形状をもつステム電極内部に冷却水路を設計した。



4 ビーム IH-RFQ 線形加速器

３．今後の予定

現在、設計結果を総合した原理実証機の製作を進めており、その完了後は低電力試験として共振周波数、Q 値、電場分布を測定し、設計値との比較検証と最終調整をおこなう。そして最終的には、並行して開発中の 4 ビームレーザーイオン源と組み合わせたマルチビーム加速試験を計画している。

参考文献

[1] T. Ishibashi, N. Hayashizaki, and T. Hattori Phys. Rev. ST Accel. Beams 14, 060101 (2011)

*Shota Ikeda[1], Aki Murata[1], Noriyosu Hayashizaki[2]
[1]Tokyo Tech, [2]IIR, Tokyo Tech

小型イオンマイクロビーム装置の引出条件の改良によるビーム径縮小

Beam diameter reduction by improvement of an extraction condition in a compact ion microbeam system

*大久保　猛[1]，石井　保行[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

数百 keV プロトンマイクロビームを形成する小型イオンマイクロビーム装置において、イオン源からのビーム引出部の電極間距離をこれまでより短くする改良を行った結果、ビーム径 1.8μm を形成できた。

キーワード：マイクロビーム，加速レンズ，PBW，PIXE

大型装置により形成される MeV 級プロトンビームによる加工及び分析技術は、1μm レベルの空間分解能による微細構造体製作や微量元素分布計測を可能にし、Lab-On-Chip 製作や生物細胞の高空間分解能分析を通じて医療分野や食品衛生分野への貢献が期待されている。しかし、大型装置ではこれらの技術の普及は困難であることから、この解決策として、量研機構高崎研では数百 keV 級の小型イオンマイクロビーム装置の研究開発を行っている[1]。この装置では加速機能と集束機能を同時に発揮できる加速レンズとデュオプラズマトロン型イオン源を用いており、このレンズ系ではイオン源からの引出ビーム、即ち入射ビームのエネルギーをより小さくした方がより大きな縮小率を得ることができる[2]。しかし、イオン源の引出電圧を小さくすると、電場が弱くなることにより入射ビームの輝度が低下するため、最終的なマイクロビーム形成に必要である高品質なビーム成分が少なくなる問題があった。

そこで本研究では、イオン源のビーム引出に関与しているアノード電極と引出電極の間の距離をこれまでより短くすることで、より小さな引出電圧を印加しても同等の引出電場を生成できるようにした。これにより、入射ビームの輝度の向上を行い、加速レンズ系の縮小率を増強してビーム径の縮小を図った。放電耐圧等を考慮して電極間距離をこれまでの三分の二程度にした結果、図 1 に示すようにビーム径が 5.8μm から 1.8μm へとおよそ三分の一に縮小した。これは、入射ビームのエネルギーの縮小により想定される縮小率増大の効果を上回る結果である。その一つの要因として、電極間距離が短くなったことにより、ビームがそこを通る際に起こる中性ガスとの衝突が減少したことで、より高品質なビームが引き出されて最終的に形成するマイクロビームのハロー成分が小さくなったことが考えられる。詳細は当日発表する。

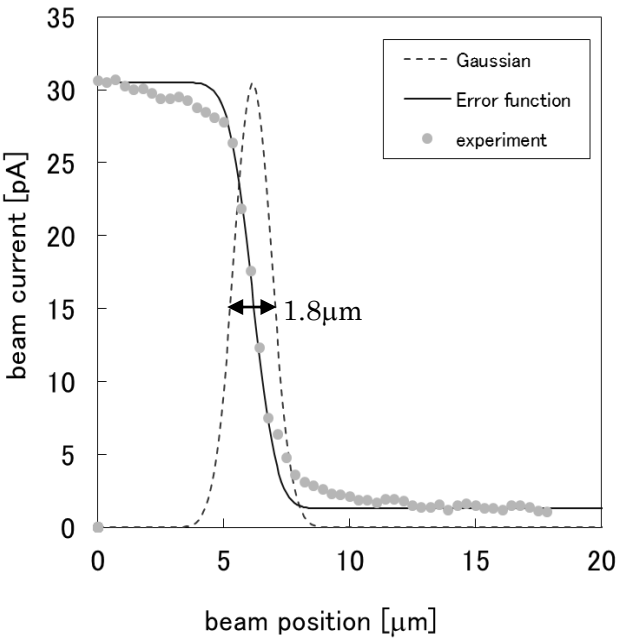


図 1：ナイフエッジ法を用いたビーム径測定データとフィッティングの結果

参考文献

[1] T. Ohkubo and Y. Ishii: Rev. Sci. Instrum., 86, 036102 (2015).

[2] T. Ohkubo, Y. Ishii, Y. Miyake and T. Kamiya: AIP Conf. Proc., 1525, 370 (2013).

*Takeru Ohkubo[1] and Yasuyuki Ishii[1]

[1] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

小型中性子源用Ｓバンド電子リニアックの設計

Design of an S-band electron linac for compact neutron sources

*村田　亜希[1]，池田　翔太[1]，林崎　規託[2]，Brian O'Rourke[3]
[1]東工大院，[2]東工大研究院，[3]産総研

核物質の核種分析などの用途のために，運転周波数が S バンド（2.856 GHz）の電子リニアックと ^{9}Be ターゲットの組み合わせによる小型加速器中性子源の開発を進めている。

キーワード：光核反応，S バンド電子リニアック，^{9}Be ターゲット，核セキュリティ

１．緒言

核不拡散・核セキュリティのための取り組みのひとつとして，貨物などに隠された核物質や放射性物質を検知し，その不法移転を防止するプロジェクトが国際的に展開されており，放射線ポータルモニターや放射線スキャンなどによる非破壊検査が国境や港湾を中心におこなわれている。検知した核物質の，さらに詳細な核種分析のためには，ガンマ線や中性子線をプローブとして照射することにより生ずる共鳴散乱や核分裂中性子を計測する必要があることから，本研究では電子リニアックを用いた小型加速器中性子源の開発を進めている。

２．基本仕様

加速器駆動型の小型中性子源は，①陽子加速器とリチウムまたはベリリウムターゲットの組み合わせによる陽子核反応，あるいは，②電子加速器とタンタルまたは鉛ターゲットの組み合わせによる光核反応を利用するタイプに大別される。そして，後者の光核反応のターゲット材料としては，一般的に反応断面積の大きい重金属が利用されるが，特定の原子核では比較的低いエネルギーで中性子が直接的に発生する場合があり，^{9}Be の中性子発生しきいエネルギーは 1.67 MeV となっている。これは代表的な重金属ターゲットである鉛のしきい値エネルギーの 1/4 以下である。そこで本研究では，小型化が可能な電子リニアックと ^{9}Be ターゲットの組み合わせを採用することにした。中性子発生量は市販されている D-T 中性子管と同等の 10^{8}～10^{9} n/s 以上を目標としている。加速器の小型化のためには，^{9}Be の光核反応のしきい値近くのエネルギーを用いることが好ましいが，入射光子エネルギーが 5 MeV 程度のときに 200 keV の D-T 反応と同程度の中性子収量となる[1]。また，その場合の発生中性子は MeV オーダーの高速成分も含むことから，減速材により適切なエネルギーまで減速させてから核物質を測定する。

３．電子リニアック

小型電子リニアックとしては，医療・産業分野で利用実績のある，運転周波数が 2.856 GHz の S バンド高周波電子銃（RF-Gun）を採用した。その基本構造は，フォトカソード型 RF-Gun として全長 245mm で 5.5 MeV の電子ビームを加速した実績がある[2]。しかし，フォトカソードのパルス繰り返しはレーザーの性能に依存するため，本研究では高繰り返し運転が可能な熱陰極型に方式と構造を変更した。加速エネルギーは 5 MeV と 10 MeV の 2 種類について設計し，^{9}Be の光核反応による中性子発生量とともに，小型加速器中性子源としての得失を比較評価した。

参考文献

[1] M. R. Hawkesworth, Atomic Energy Review 15 (1977) 169-220.

[2] N. Terunuma, A. Murata et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 613 (2010) 1-8.

*Aki Murata[1], Noriyosu Hayashizaki[2] and Brian O'Rourke [3]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Institute of Innovative Research(IIR), Tokyo Institute of Technology, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

超短パルス電子ビーム発生のためのバンチ圧縮の研究

Bunch compression study for generation of ultrashort electron beams

*野澤一太[1]、菅晃一[1]、楊金峰[1]、近藤孝文[1]、神戸正雄[1]、吉田陽一[1]
[1]大阪大学産業科学研究所

本研究では、General Particle Tracer (GPT) code を使用して、フェムト秒・アト秒のパルス幅を持つ電子ビームの発生に不可欠なバンチ圧縮条件を検討した。当日は GPT シミュレーションの結果及び阪大産研における超短パルス電子ビーム発生・計測実験の現状を報告する。

キーワード：バンチ圧縮、超短パルス電子ビーム、ビームトラッキングシミュレーション

1. はじめに

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃・磁気パルス圧縮器を用いて超短パルス電子ビームを発生することで、フェムト秒パルスラジオリシス法の時間分解能の向上を目指している。また、これまでに利用拡大を目指した RF 電子銃ライナックの移設・アップグレードを行ってきた[1]。本研究では、移設後のライナックについて、バンチ圧縮条件を General Particle Tracer (GPT)[2]を用いて検討するとともに、超短パルス電子ビーム発生・計測実験を行い、パルス幅の評価を実施した。

2. ビームトラッキングシミュレーション

以下では、阪大産研のレーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを対象にビームトラッキングシミュレーションを実施した結果を示す。ビーム軌道計算には GPT を使用し、空間電荷効果を考慮したシミュレーションを行っている。また、計算に用いたフォトカソード RF 電子銃・ソレノイド・加速空洞に関しては、Poisson/Superfish[3]で計算した電磁場を採用している。また、マクロ粒子数は 10000 個とした。

図 1 に、磁気パルス圧縮器出口（0.15 m）での縦方向位相空間分布の例を示す。縦方向位相空間分布から、rms パルス幅を計算すると 7.7 fs となった。本ライナックでは、アーク型の磁気パルス圧縮器に六極電磁石を配置することで、二次効果によるパルス幅の増加を抑制している。また、カソードの励起に用いるレーザーのパルス幅が rms で 60 fs と短く電荷量も 1 pC と小さいことから、縦方向エミッタンスや空間電荷効果によるパルス幅の増長も抑制されていると考えられる。しかし、図 1 に示した計算結果は電磁石の磁場や径方向のエミッタンスに関して十分な最適化ができておらず、径方向エミッタンスは 0.18 mm-mrad 程度となっている。径方向エミッタンスもパルス幅の増長に寄与するため、今後は径方向を含む圧縮条件の最適化を図る予定である。また、当日は、GPT でのシミュレーション及び超短パルス電子ビーム発生・計測実験について報告する。

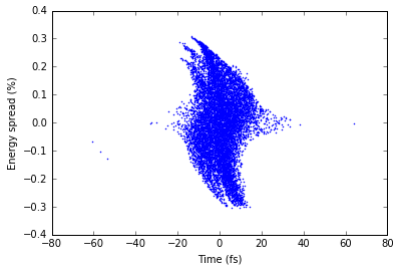


図 1　縦方向位相空間分布

参考文献

[1] J. Yang et. al., Proc. PASJ, SAP118 (2014). [2] http://www.pulsar.nl/gpt/ [3] J.H. Billen, L.M. Young, Proc. PAC-93, p. 790 (1993).

*Itta Nozawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1]
[1]ISIR, Osaka University

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-2 Beam Measurements/203-4 Synchrotron Orbital Radiation, Laser

[3N06-09] Measurement and analysis

Chair: Noriyosu Hayashizaki (Tokyo Tech)

Fri. Sep 9, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[3N06] Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*Daisuke Ishikawa[1], Kyunghun Jung[1], Yuta Yamamoto[1], Shuichi Hasegawa[1] （1.the Univ. of Tokyo）

10:50 AM - 11:05 AM

[3N07] Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3], Akira Uritani[3] （1.AIST, 2.BEAMX, 3.Nagoya University）

11:05 AM - 11:20 AM

[3N08] Study on LCS Gamma-ray Beam Profile Monitor by Using Conventional 2D-FPD

Hideaki Ohgaki[1], *Heishun Zen[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3], Hiroaki Utsunomiya[4] （1.Kyoto University, 2.Pony Industry Co.,Ltd., 3.University of Hyogo, 4.Konan University）

11:20 AM - 11:35 AM

[3N09] Measurement of electron beam using interferometer and photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Itta Nozawa[1], Yoichi Yoshida[1] （1.ISIR, Osaka Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プラズマを利用したレーザー分光分析の開発

Development of laser spectroscopic apparatus for trace analysis in plasma

*石川 大裕 [1]，鄭 京勲 [1]，山元 祐太 [1]，長谷川 秀一 [1]，
[1] 東大院工

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムを構築している。これにより様々な試料の分析を可能にするものである。さらに放電ガスとして He・Ne・Ar を用いての放電を行い，電離気体がレーザー光を吸収することを確認し，本システムの基本的特性を検討した。

キーワード： レーザー，放電プラズマ，希ガス

直流高電圧印加により発生したプラズマ中では,電子衝突により，原子の様々なエネルギー準位への励起が可能である。これにより，励起準位間の光遷移を利用できること期待される。そこでプラズマ発生が可能な真空セルの製作を行った(図 1)。このセルにより,配管を通じて気体試料の導入が可能になる上に，液体・固体試料も放電電極上に塗布することで導入できるようになる。バッファガスとして,希ガスである He・Ne・Ar を導入してそれぞれの放電を確認した。本研究では吸収分光を用いた分析手法の開発を目指している。今回提案したシステムの機能を確認するために，Ne と Ar プラズマのレーザー光吸収の測定を行った。吸収遷移としては, Ne プラズマ(遷移：$2p^5(^2P°_{3/2})3s\ ^2[^3I_2]° \rightarrow 2p^5(^2P°_{3/2})3p\ ^2[^1I_2]$)及び Ar プラズマ(遷移：$3p^5(^2P°_{3/2})4s\ ^2[^3I_2]° \rightarrow 3p^5(^2P°_{1/2})4p\ ^2[^3I_2]$)[1]を用いた (図 2・3)。特に Ne は Ne-20 (90 %)，Ne-22 (10 %)という同位体が存在し，各同位体からの信号が期待される。本装置により取得したスペクトル信号に対してガウシアンフィッティングを行った結果, それぞれの同位体由来の信号が得られ, その同位体シフトは 1.29 GHz であった。今後は Ar を放電ガスとして，試料の吸収を確認する予定である。

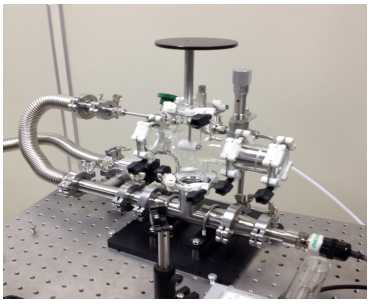


図 1　製作したプラズマセル

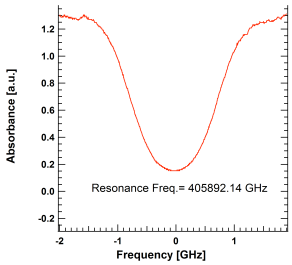


図 2　Ar の吸収信号

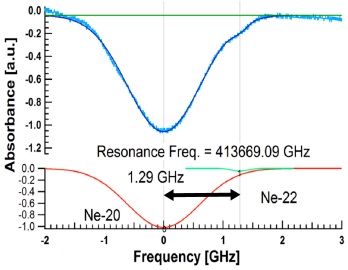


図 3　Ne の吸収信号

参考文献

[1] NIST Atomic Spectra Database Lines Form

*Daisuke Ishikawa[1], Jung Kyunghun[1] , Yuta Yamamoto[1] and Shuichi Hasegawa[1]
[1] Univ. of Tokyo.

0.9 MeV テーブルトップ C バンド電子加速器を用いた後方散乱 X 線イメージング

Backscatter x-ray imaging with table-top 0.9 MeV C-band electron accelerator

*豊川弘之 [1]，藤原　健 [1]，萬代新一 [2]，伊佐英範 [2]，大橋和也 [3]，山崎　淳 [3]，渡辺賢一 [3]，瓜谷章 [3]
[1] 産総研，[2] BEAMX，[3] 名古屋大学

0.9 MeV テーブルトップ C バンド電子加速器を開発し、X 線発生装置としてシステムを構築した。コンクリート構造物内部を可視化する目的で後方散乱 X 線を用いたイメージング手法の開発に取り組んでいる。加速器の詳細および鉄筋コンクリートブロックを用いたイメージング実験について紹介する。

キーワード：X 線，後方散乱，インフラ診断

1. 緒言

国内の道路橋（2m以上）は約 70 万橋あり、竣工後 50 年以上の割合は、現在 16%程度であるが、10 年後に 40%、20 年後に 65%と飛躍的に増加する。これらの 7 割は地方の市区町村の管轄下で保守・点検・改修が行われているが、財源等の不足によって維持管理が難しくなっている。特に我が国では塩害による鉄筋腐食、融雪剤による道路床版の劣化、プレストレストコンクリートを固定する PC 鋼材の破断などの事例が多く、これらの早期診断技術が求められている。

2. 研究内容

我々は道路橋やトンネルなどの重要な社会インフラを放射線計測と電子加速器技術を用いて検査する技術を開発している [1]。X 線の利点である高精細画像と、電磁波レーダーの利点である片側アクセシビリティの簡便性を併せ持つ後方散乱 X 線イメージング装置を開発し、道路床版や橋梁の検査等で利用できるように小型・軽量なシステムとすることが目標である。そのために電子加速器をベースとした管電圧 900 kV のテーブルトップ C バンド X 線源システム（図 1)、及び一次元マルチスリットを用いた新規・X 線検出器を開発している。

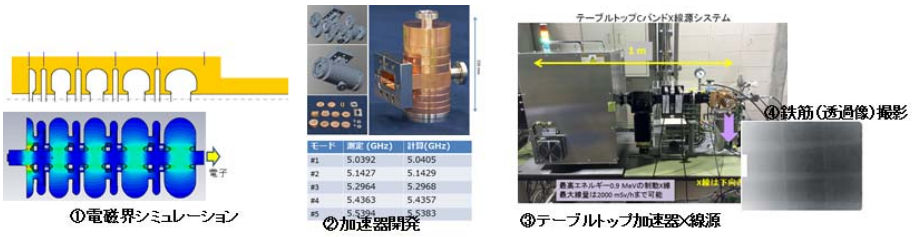


図 1　0.9 MeV – C 帯（5.3 GHz）電子加速器ベースの X 線源

3. 結論

電磁界シミュレーションソフトを用いて設計した C バンド電子加速空洞に RF 入力カプラーや真空引きポートを取り付け、ロウ付けによって加速部を製作した。当該加速部に 5.3 GHz、ピーク出力 600 kW のマイクロ波を投入して実際に電子加速を行ったところ、ピーク電流 400 mA の電子銃を装着して duty 0.1%の条件で、線源から 1 m の地点で最大線量 2 Gy/h を得た。講演では検出器システムの説明と、後方散乱 X 線イメージング実験の結果について報告する。

参考文献

[1] 豊川他、第 63 回応用物理学会春季学術講演会、平成 28 年 3 月 22 日、東工大

*Hiroyuki Toyokawa[1], Takeshi Fujiwara[1], Shinichi Mandai[2], Hidenori Isa[2], Kazuya Ohashi[3], Atsushi Yamazaki[3], Kenichi Watanabe[3] , and Akira Uritani[3]
[1]AIST, [2]BEAMX, [3]Nagoya University

2 次元 FPD の LCSγ線ビームプロファイルモニタへの応用に関する研究

Study on 2 Dimensional Flat Panel Detector to the LCS gamma-ray Beam Monitor

大垣 英明[1]、*全 炳俊[1]、藤本 慎也[2]、金井 大樹[2]、宮本 修治[3]、宇都宮 弘章[4]
[1]京都大学、[2]ポニー工業、[3]兵庫県立大学、[4]甲南大学

抄録：高エネルギーX 線用 FPD の、装置としての簡便性及びリアルタイムでのイメージングを利用した、LCSγ線用のビームプロファイルモニタへの応用に関して、5 MeV と 17 MeV の異なるエネルギーの LCSγ線に対して行った。

キーワード：フラットパネル検出器、LCSγ線、ビームプロファイルモニタ

1. 緒言

現在建設中の ELI-NP（ルーマニア）のレーザーコンプトン散乱ガンマ線施設において、ガンマ線ビームのビームプロファイルモニタとして、シンチレータと CCD カメラを組み合わせたモニタが検討されている[1]。更に ELI-NP では産業利用のために、ラジオグラフィや CT 用ビームラインが建設中であり、ここでの空間分解能は 100μm 以下のものが産業界からは要求されている。しかしながら、このような高分解能の高エネルギー用 2 次元検出器は存在しない。我々は、ELI-NP の大線量性を活かして、通常の X 線用 2 次元検出器（Flat Panel Detector, FPD）の使用を提案している。

2. 5-MeV 及び 17-MeV の LCS ガンマ線に対する X 線用 2 次元検出器の応答

数 MeV のガンマ線に対して、高空間分解能の画像を得る方法として、検出器における多重散乱が大きな要因であり、検出素子部を可能な限り薄くしてガンマ線との反応を抑える事を考える。このため、検出効率は低下するものの、ELI-NP の線量は非常に大きいため、十分な信号を得ることが可能である。この方針に従い、1mm 厚の CdTe 素子を持つ X 線用 FPD（ポニー工業㈱製 SID-A50）を使用する事にした。まず 5.4 MeV の LCSγ線を UVSOR-III にて発生させ、SID-A50 に照射した。図 1 に 1 ショット（500ms、2 フレーム/秒）での画像を示す。直径 5mm の鉛コリメータを通過した LCSγ線の形状がはっきり確認できる。更にこの画像から、この時の LCSγ線がコリメータ中心から少しずれた位置にあることも見て取れる。なお、画面上のビームサイズはコリメータの位置関係から、約 2 倍の拡大像となっている。17 MeV の LCSγ線に関しては、New SUBARU の LCSγ線を用いて同様の画像取得を行う。

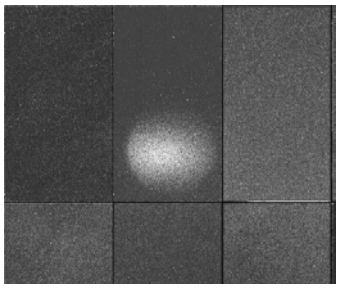


図 1　5.4 MeV LCSγ線のビームプロファイル画像

3. 結論

以上のように、数 MeV の LCSγ線のビームプロファイルモニタとして CdTe 素子を用いたX線用 FPD を利用する事は非常に現実的である。更に分解能に関しても、シンチレータ＋CCD のシステムに劣らないものがシミュレーション結果からも可能と考えられる。本会においては、空間分解能に関するシミュレーション等の結果も含めて報告を行う予定である。

参考文献

[1] Weller H R et al. 2016 Rom. Rep. in Phys. 68 S447.

Hideaki Ohgaki[1],*Zen Heishun[1], Shinya Fujimoto[2], Daiki Kanai[2], Shuji Miyamoto[3] and Hiroaki Utsunomiya[4]
[1]Kyoto Univ., [2]Pony Industry Co., Ltd., [3]Univ. of Hyogo, [4]Konan Univ.

干渉計と光伝導アンテナによる電子ビーム計測

Measurement of Electron Beam Using Interferometer and Photoconductive Antenna

*菅 晃一，楊 金峰，近藤 孝文，神戸 正雄，野澤 一太，吉田 陽一
阪大産研

超短パルス高エネルギー電子ビームは、光源開発や時間分解分光等の応用のために必要とされている。本研究では、干渉計と光電導アンテナを用いた、電子ビーム（35 MeV）のコヒーレント遷移放射（CTR）により得られるテラヘルツパルスの同時測定について述べる。

キーワード：マイケルソン干渉計，光電導アンテナ，フェムト秒電子ビーム，テラヘルツ波

1. はじめに

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2-4]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]等が挙げられる。また、最近では、電気光学サンプリングとは異なる手法で、時間領域で CTR を計測可能な光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[5,6]を用いる手法も報告されている。そこで、本研究では、CTR を時間・周波数領域測定（PCA と干渉計を組合せた同時測定）する事により、従来よりも詳細な CTR のテラヘルツ波解析の可能性について研究した。

2. 干渉計と光伝導アンテナによる電子ビーム計測

電子ビームからの CTR によるテラヘルツパルスを測定するために、フォトカソード高周波電子銃加速器[3,4]を用いてエネルギー35 MeV、電荷量<1 nC のフェムト秒電子ビーム発生を行った。図 1 に本研究の CTR 測定光学系の構成図を示す。発生した CTR をビームスプリッタ（BS）により分岐し、PCA と干渉計を用いて、CTR を時間・周波数領域測定を行った。発表では、両手法の CTR 同時測定結果の詳細を報告する。

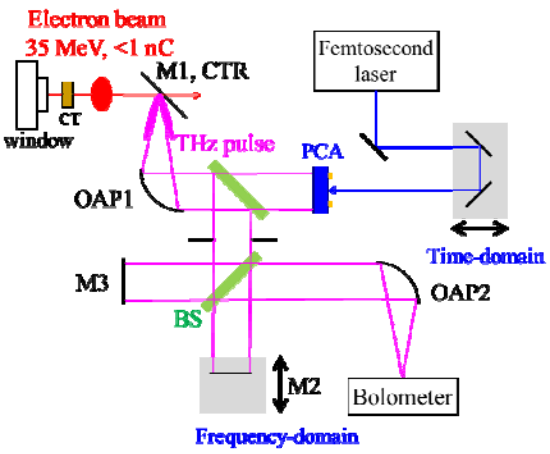


図 1：CTR の測定光学系。M：平面鏡、OAP：非軸放物面鏡、BS：ビームスプリッタ。

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa, K. Kan et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Electron. Comm. Jpn. 99, 22 (2016). [5] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013). [6] 菅ら, M01, 日本原子力学会「2014 年秋の大会」 (2014).

*K. Kan, J. Yang, A. Ogata, T. Kondoh, M. Gohdo, I. Nozawa, and Y. Yoshida
ISIR, Osaka Univ.

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

[3O01-05] Imaging

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 9:35 AM - 10:55 AM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[3O01] Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2], Shiro Sogabe[2] （1.TNES, 2.SHIEI）

9:35 AM - 9:50 AM

[3O02] Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7], Ryoji Enomoto[2,7], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[4,7], Mika Kagaya[1,7], Hiroshi Muraishi[5,7], Tatuo Yoshida[1,7], Ryo Wakamatsu[1,7], Takara Watanabe[6,7] （1.Ibaraki Univ., 2.ICRR, University of Tokyo, 3.Fuji electric Co., Ltd, 4.KEK, 5.Kitasato Univ., 6.Tokyo Metropolitan Univ., 7.Open-It）

9:50 AM - 10:05 AM

[3O03] Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (Part 3)

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], Tadashi Yamasaki[2] （1.NAGOYA University, 2.Chubu Electric Power Co., Inc.）

10:05 AM - 10:20 AM

[3O04] Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Eiji Takada[3], Hideki Tomita[1], Tetsuo Iguchi[1] （1.Nagoya University, 2.Tokyo City University, 3.National Institute of Technology, Toyama College）

10:20 AM - 10:35 AM

[3O05] Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*kazuhiro kondo[1], tadahiro kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], ryo sasaki[1], yuta nagata[2], yukinobu watanabe[1] （1.Kyushu Univ.AEES, 2.Kyushu Univ.Faculty of Engineering）

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

X 線用 IP を用いた転写法による中性子ラジオグラフィ

Neutron Radiography of Transfer Exposure Method using the X-ray Imaging Plate

*日塔　光一[1]，園田　幸夫[1]，川島　正俊[1]，
鵜野　浩行[2]，上本　龍二[2]，曽我部　志郎[2]
[1]TNES，[2]SHIEI

金属箔を放射化し、一般の X 線用 IP に転写する手法で、広いダイナミックレンジを有し純粋な中性子イメージングができることを初めて確認した。また、金属箔の種類で共鳴中性子の違いによる異なるエネルギー領域のイメージングについても確認した。

キーワード：中性子ラジオグラフィ、非破壊検査、放射化、イメージングプレート、転写法

1. 緒言

高γ線放出物質並びに高γ線環境下で有効な中性子ラジオグラフィ法の一つに、金属箔を放射化してフィルムに転写する像転写法(または間接法)がある。フィルムのラチチュードは比較的狭く、フィルムを使ったレントゲン撮影も日本で開発された輝尽性蛍光体を用いたイメージングプレート(IP)に代わっている。この IP は、X 線用として高感度と高ダイナミックレンジを実現し医療分野で広くデジタルラジオグラフィとして用いられている。IP の高感度と広いダイナミックレンジに着目し、金属箔を放射化し、X 線用 IP に転写する手法について検討した。また中性子との反応断面積の大きい Gd を混ぜた中性子用 IP(NIP)も開発されており、撮影画像の違いも検討した。

2. 金属箔 IP 転写法確認試験

放射化に用いる金属箔には、半減期や中性子反応断面積から主に Dy、Au、In 箔が用いられる。中性子源に SHIEI のサイクロトロン加速器を用い、中性子照射エリアで 4.9×10^{2}~1.5×10^{5}(n/cm^2/s)までフラックス(金箔測定)、照射時間、転写時間をパラメータにして IP の画像と転写濃度を評価した。また、NIP 上に In、Dy 箔を順番に重ね、ASTM 規格インジケータと In 試験片を置き、更に一部 Cd 箔を重ねて照射し、それぞれの箔を IP に転写してイメージ画像を求めた。(図 1)

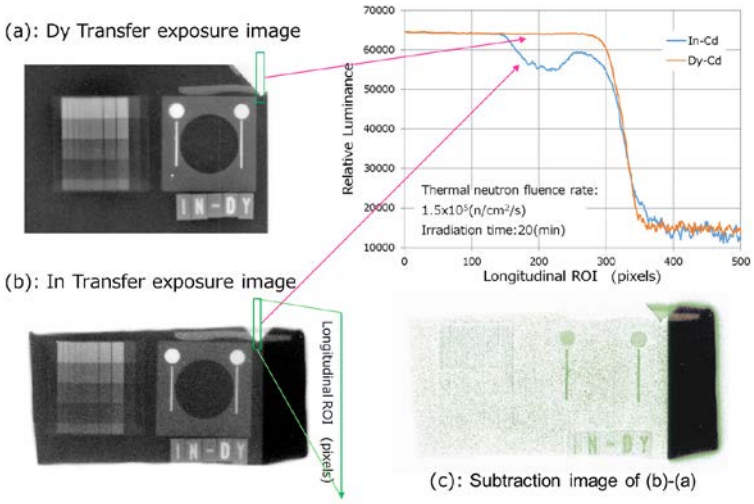


図 1　Dy 箔、In 箔の IP 転写画像と差分演算結果

3. 結論

Dy 箔転写法で、中性子の照射時間並びに転写時間を一定にすると IP 濃度は広いダイナミックレンジ 4.9×10^{2}~1.5×10^{5}(n/cm^2/s)で比例して測定できることを確認した。また、Dy 箔を IP に転写した画像で、Cd フィルター内では見えていない In 試験片が、In 箔の転写では確認できており、In の中性子共鳴エネルギー 1 eV 付近による転写イメージであることを確認した。

*Koichi Nittoh[1], Yukio Sonoda[1], Masatoshi Kawashima[1], Hiroyuki Uno[2], Ryuji Uemoto[2] and Shiro Sogabe[2]
[1]Toshiba Nuclear Engineering Services Corp., [2]S.H.I. Examination & Inspection, Ltd.

シンチレータを用いた高線量場用コンプトンカメラの開発

Development of a scintillator-based Compton camera for gamma-ray imaging under high dose-rate environments

*佐藤亘 [1,7]，片桐秀明 [1,7]，榎本良治 [2,7]，和田清人 [3], 内田智久 [4,7]，加賀谷美佳 [1,7]，村石浩 [5,7]，吉田龍生 [1,7]，若松諒 [1,7]，渡辺宝 [6,7]，武田徹 [5]，田中真伸 [4,7]，他オープンソースコンソーシアム（Open-It）

茨城大理 [1]，東大宇宙線研 [2], 富士電機株式会社 [3]，KEK 素核研 [4]，北里大学医衛 [5], 首都大学東京 [6]，オープンソースコンソーシアム（Open-It）[7]

本研究では、福島第一原発建屋外や加速器施設に存在する数十μSv/h～1 mSv/hという高線量場をイメージングできるシンチレータを用いたコンプトンカメラを開発している（目標：検出器設置場所にて1 mSv/hの測定）。この検出器はシンチレーションカウンターの配置を工夫することで、全方向のイメージングを可能とした。今回は高線量校正場施設での高線量照射測定について報告する。

キーワード：放射線測定器、コンプトンカメラ、シンチレータ

1. 緒言

福島第一原発建屋外や重粒子加速器施設などには数十 μSv/h～数 mSv/h という高線量場が存在する。このような高線量場でもガンマ線のイメージングができればガンマ線の遮蔽や放射性物質の除染などを効率的に行うことが可能になり、作業員の被ばくを大幅に抑えることが期待できる。そこで、本研究では 6 個のシンチレータを用いて高線量場でも測定可能なコンプトンカメラを安価に開発している(目標: 検出器設置場所で 1 mSv/h)。また、今回 6 個の CsI (Tl)の配置を工夫することで通常のコンプトンカメラよりも大幅に視野を広げ、全方向(視野 4π)においてのイメージングを可能とした。

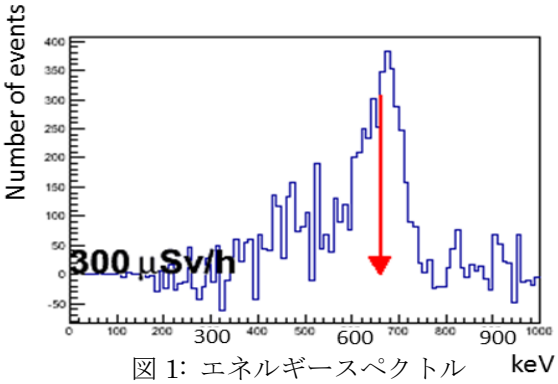


図 1: エネルギースペクトル

2. 実験

高線量校正場(富士電機東京工場)において、^{137}Cs 線源を用いてどのくらいの高線量までスペクトルの取得、及びイメージングができるか実測で確認した。また全方向のイメージングができるか、検出器を回転させて測定を行った。

3. 結果・考察

現状で 300 μSv/h までスペクトルの取得 (図 1)、及びイメージング (図 2)に成功した。また、全方向において±10%以下で等方的な応答を示すことを確認した。今後、CsI (Tl)から NaI (Tl)に改良をし、さらなる高線量場での測定を目指す。

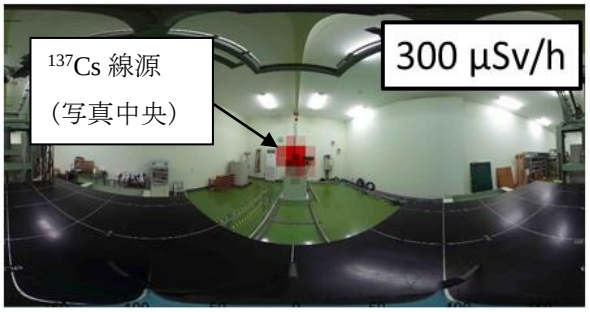


図 2: ガンマ線の再構成画像

*Wataru Satoh[1,7], Hideaki Katagiri[1,7] , Ryoji Enomoto[2,7] , Kiyoto Wada[3] , Tomohisa Uchida[4,7] , Mika Kagaya[1,7] , Hiroshi Muraishi[5,7] , Tatsuo Yoshida[1,7] , Ryo Wakamatsu[1,7] , Takara Watanabe[6,7] , Toru Takeda[5] , Manobu Tanaka[4,7] , Open-it consortium

[1]Ibaraki Univ., [2]ICRR, University of Tokyo, [3]Fuji electric Co., Ltd, [4]KEK, [5]Kitasato Univ., [6]Tokyo Metropolitan Univ., [7]Open-it

原子核乾板を用いた透過型ミューオンラジオグラフィによる浜岡原子力発電所２号機格納容器下部の観測（その３）

Measurement of lower part of PCV of Hamaoka Nuclear Power Plant by using cosmic-ray muon radiography with nuclear emulsion (part3)

*森島 邦博[1]，中村 光廣[1]，辻 建二[2]，山崎 直[2]
[1]名古屋大学，[2]中部電力（株）

宇宙線ミューオンラジオグラフィにより原子力発電所の原子炉圧力容器・格納容器下部を遠隔非破壊にて検知するため、“電源不要かつコンパクトかつ防水性に優れた”検出器である原子核乾板を浜岡原子力発電所２号機周辺の立坑内に設置し観測を行った。本講演では観測データの解析結果について報告を行う。

キーワード：ミューオンラジオグラフィ，透過型，原子核乾板，宇宙線，原子炉格納容器

1. 緒言

福島第一原子力発電所１号機及び２号機の原子炉内燃料デブリを遠隔非破壊にて検知するために、透過型ミューオンラジオグラフィの適用されている。これらの観測では、いずれも地上部にミューオン検出器を設置している。上空から飛来する宇宙線ミューオンを用いて原子炉圧力容器(RPV)底部及び原子炉格納容器(PCV)底部の観測を行うには、より低い位置となるように検出器を地下に設置する必要がある。

我々は、電源不要・コンパクト・防水性・高い角度分解能という性能を有する原子核乾板を用いて、浜岡原子力発電所２号機の原子炉建屋地下２階（**図１中の①**）で観測を実施し、RPV 底部および PCV 下部を視野にとらえた[1]。また、原子炉建屋周辺の排水用立坑（サブドレン）の下部（**図１中の②**）に検出器を設置し、観測を行った[2]。本講演では、サブドレンに設置した検出器の解析結果について報告を行う。

2. 観測結果の概要と展望

原子核乾板を軽量なアルミハニカム製の治具に固定してサブドレン内のタラップに掛ける構造とし、浜岡 2 号機原子炉建屋周辺のサブドレン（3 ヶ所）下部に設置した。設置にあたっては、原子核乾板が RPV 底部および PCV 下部に向くように、水平および垂直状態であることを確認した（**図 2**）。

観測は、2016 年 1 月 28 日～2 月 19 日（3 週間）と 1 月 28 日～3 月 10 日（6 週間）に実施した。

サブドレン内の設置は、原子炉建屋地下２階に設置したときと比較し以下の点が異なると推察される。

・RPV および PCV からの距離が大きくなる分、視野角が小さくなる
・観測対象となる RPV および PCV の背景（２号機タービン建屋あるいは１号機原子炉建屋）も写り込む
・原子炉建屋の壁厚さや、原子炉建屋とサブドレンの間の土（厚さ約 2m）の影響も考慮する必要がある

今回は、これらを考慮し、観測で得られたデータとシミュレーション結果との比較分析などについての報告を行う。

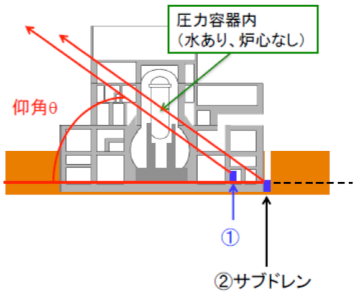


図１　原子核乾板設置場所と RPV・PCV との位置関係

図 2　サブドレン内の原子核乾板設置状況

参考文献

[1] 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集（P18）
[2] 日本原子力学会 2016 年春の大会予稿集（2K04）

*Kunihiro Morishima[1], Mitsuhiro Nakamura[1], Kenji Tsuji[2], and Tadashi Yamasaki[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CHUBU Electric Power Co., Inc.

全方向ガンマ線イメージャのための逆投影手法の開発

Development of back projection method for 4π Gamma-ray Imager

*高橋 時音 [1]，一ノ瀬裕一郎 [1]，上間康平 [1]，河原林順 [2]，富田英生 [1]，高田英治 [3]，井口哲夫 [1]
[1]名古屋大学，[2]東京都市大学，[3]富山高専

原子力事故時に放射性物質が漏えいした際に有効であると考えられる全方向ガンマ線イメージャの開発を行っている。シンチレータスタック型ガンマ線イメージャを用いた実験を行い、リアルタイムの全方向イメージングに向けたイメージング手法を検討した。

キーワード：全方向イメージング、コンプトンイメージング、シンチレータ、原子力事故

1. はじめに

原子力施設におけるシビアアクシデントの際に多量の放射性核種が環境中に放出された場合、作業員や付近の住民の被ばくを低減するために、放射性物質の空間分布を迅速に取得することが求められる。本研究では、広視野、高効率を持つため広い範囲の空間分布測定に特に有効であると考えられるコンプトンイメージングに基づいた全方向ガンマ線イメージャを用いたリアルタイム測定のための逆投影手法の開発を行った。

2. 実験体系

2.8×2.8×50 mm^3 の GAGG シンチレータロッドを 8×8 本、8 mm ピッチで並べた検出器を全方向ガンマ線イメージャとして用いた。シンチレータ光はロッドの両端に取り付けた MPPC によって検出され、それぞれの波高値の比からロッド長軸方向の相互作用位置を推定する。得られた 3 次元位置情報と付与エネルギーを用いてコンプトンイメージングを行う。検出器中心から 30 ㎝の距離に ^{137}Cs 線源を設置し、同心球面上の 3 点について測定を行った。また、^{60}Co、^{22}Na の測定も行った。

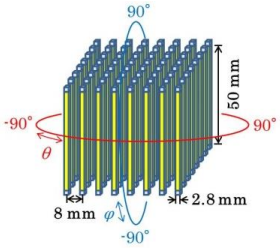


図 1　シンチレータスタック型全方向ガンマ線イメージャ

3. 全方向イメージング法

図 2 に ^{137}Cs の 3 点での逆投影図を示す。線源の設置方向は上から(θ, φ) = (0°, 0°)、(θ, φ) = (-90°, 0°)、(θ, φ) = (0°, -90°)となっており、線源位置にピークを確認でき、ピーク強度も線源位置に依らずおよそ一定値となった。また、イメージングに使用するエネルギー領域を選択することで、^{137}Cs、^{60}Co、^{22}Na を同定し、イメージングできることが示された。ここで、全方向イメージングでは、コンプトン散乱角の大きさによって像の現れ方に大きな差異が生じる。散乱角が 65°~100°の領域では、逆投影図全体にわたる大きなコーンが描かれ、線源方向に鋭いピークを作るが、正反対の方向に弱い疑似ピークが現れる。一方それ以外の散乱角ではサイズの小さいコーンが描かれ、比較的広がったピークが線源方向のみに現れる。このため、後者を前者の重みとみなすし掛け合わせることで、より明確な逆投影図を得ることができる。図 3 は(θ, φ) = (0°, 0°)に設置した ^{137}Cs の測定結果について、重みづけ逆投影法を用いた結果であり、角度分解能を 64°から 22°に改善できることが分かった。また、^{60}Co、^{22}Na 線源についても同様の手法が適用できた。このような重みつけ手法では、反復計算手法を用いないため、リアルタイム測定に応用することができると考えられる。

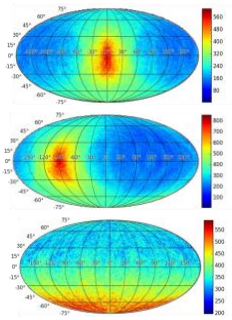


図 2　^{137}Cs 線源の逆投影図
線源設置方向は上から(θ, φ) = (0°, 0°)、(θ, φ) = (-90°, 0°)、(θ, φ) = (0°, -90°)

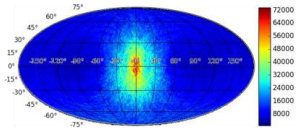


図 3　重みづけ逆投影法を用いた ^{137}Cs の逆投影図

4. まとめ

GAGG シンチレータロッドを用いた全方向ガンマ線イメージャについて、^{137}Cs、^{60}Co、^{22}Na 線源を用いた基礎実験により、線源同定と全方向イメージングを実証した。また、コンプトン散乱時の散乱角の違いによる逆投影図の違いを用いて、反復計算手法を用いることなく、より精確な方向推定が可能であることを示した。

謝辞　本研究は、原子力システム研究開発事業、JSPS 科研費（特別研究員）26010826 の助成を受けたものです。

*Tone Takahashi[1], Yuichiro Ichinose[1], Kouhei Uema[1], Jun Kawarabayashi[2], Hideki Tomita[1], Eiji Takada[3], Tetsuo Iguchi[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo City Univ., [3]National Institute of Technology, Tomaya College

地中空洞探査用ミュオグラフィ検出器の空間・密度分解能の検証

Validation of spatial and density resolution of a portable muography detector for underground cavity exploration

*近藤 和博 [1]，金 政浩 [1]，Kullapha Chaiwongkhot[1]，佐々木 瞭 [1]，永田 悠太 [2]，渡辺 幸信 [1]
[1] 九大院・総理工，[2] 九大・工

地中空洞構造探査に向け、可搬式ミュオグラフィ検出器の開発を行っている。鉛ブロックで模擬した実計測体系の測定を行い、地中空洞探査の空間分解能・密度分解能について検証した。

キーワード： ミュオグラフィ，地中空洞探査，宇宙線ミューオン

1. 序論

近年、宇宙線ミューオンを用いたラジオグラフィ(ミュオグラフィ)の研究が盛んに行われている。ミュオグラフィは、地盤沈下防止のための地中空洞探査の分野でも注目されている[1]。我々は、地中空洞探査が可能なミュオグラフィ検出器の開発を行ってきた[2]。今回は、鉛ブロックを用いた模擬体系の計測を行い、その空間・密度分解能について検証を行うことを目的とした。

2. 実験

土壌中のミューオンの飛程は、鉛中に比べて 4.5 倍長い。このことを利用すれば、簡易的に小規模な体系で土壌中のミューオンの強度変化を模擬することができる。空間・密度分解能を検討するため、検出器上部に鉛を置かない条件と、厚さ 20cm および 52cm の鉛を配置した条件で、各々鉛直方向からのミューオン計数率を測定した。

3. 結果・考察

実計測では、深度 10m より浅い領域に存在する、直径 2m 以上の、空洞(0.0g/cm^3)、地下水(1.0g/cm^3)、土壌(2.6g/cm^3)の密度差を明確に分解できることが重要である。本検出器は地下 20m 付近での使用を予定しており、空洞がない場合は、5.0kg/cm^2、地下水が存在する場合は 4.7kg/cm^2、空洞が存在する場合は 4.5kg/cm^2 に対応する。今回の計測結果より、図 1 のような結果が得られる。鉛の厚さを土壌の面密度に換算することで、実計測体系における計数率を求めることができる。また必要な空間・密度分解能が得られる計測時間を導出した。当日の発表では、実験データと解析手法の詳細について報告する。

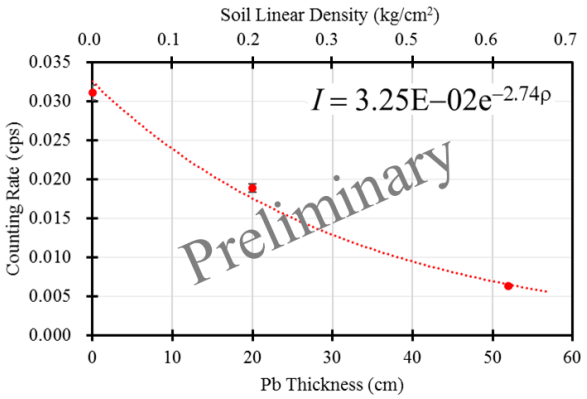


図1 計測で得られた宇宙線ミューオンの鉛直成分の計数率

参考文献

[1] 財団法人エンジニアリング振興協会，“ミュー粒子の工学応用による地中空洞化調査システムに関する調査研究報告書” (財団法人機械システム振興協会, Tokyo (2009).

[2] 大野裕明, “可搬性の高い小型ミュオグラフィ検出器の開発研究” 放射線, Vol42, No1 (2016).

*Kazuhiro Kondo[1], Tadahiro Kin[1], Kullapha Chaiwongkhot[1], Ryo Sasaki[1], Yuta Nagata[2], and Yukinobu Watanabe[1]
[1]Kyushu Univ. AEES, [2]Kyushu Univ. Faculty of Engineering.

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

[3O06-09] Medical applications

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)

Fri. Sep 9, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[3O06] Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] （1.Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital, 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology）

10:55 AM - 11:10 AM

[3O07] Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*Mitsuhiro Nogami[1], Eiji Takada[1], Hideyuki Imai[1], Toshimasa Tyaki[1], Fumihiko Nishikido[2], Shigeki Naka[3], Hiroyuki Okada[3] （1.National Institute of Technology, Toyama College, 2.National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3.University of Toyama）

11:10 AM - 11:25 AM

[3O08] Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*YUHO HIRATA[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5] （1.Graduate School of Engineering Nagoya University, 2.National Institute of Radiological Sciences, 3.Nagoya Proton Therapy Center, 4.Nara Institute of Science and Technology, 5.Tokuyama Corp.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3O09] X-ray detector for two-dimensional energy-resolved CT with high spatial resolution 2

*Ikuo Kanno[1], Kazuki Yamauchi[1], Takumi Hamaguchi[1] （1.Kyoto Univ.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Ir-192 密封小線源ケロイド治療における吸収線量の評価

Evaluation of absorbed dose in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*太田 真緒[1,4]，中尾 徳晶[2]，栗林 茂彦[3]，宮下 次廣[3]，茂松 直之[4]，林崎 規託[5]
[1]東工大院，[2]清水建設，[3]日医大病院，[4]慶大医，[5]東工大先導原研

Ir-192 密封小線源を用いたケロイド治療における患部への吸収線量を放射線輸送計算コード PHITS により評価した。また、その計算精度を確認するため組織等価ファントムを用いた線量測定を行い、計算値と実測値を比較検証した。

キーワード：ケロイド、小線源治療、吸収線量、モンテカルロシミュレーション、線量測定

１．緒言

ケロイドの再発防止を目的とした術後照射として電子線照射が用いられているが、複雑な形状や広範に及ぶ手術創に対しては均一な線量を照射することが難しく、辺縁線量が不足する可能性がある。そこで、患部に密着させることで線量集中性に優れ、多様な形状の患部に順応して治療できるという利点をもつ、Ir-192 密封小線源を用いた表在照射治療法の研究に取り組んでいる。そしてこれまでに、線量評価用人体ファントムとして MIRD ファントムを用いた照射体系において、Ir-192 密封小線源治療における患部の吸収線量と、照射に伴う各臓器への被ばくを、放射線輸送計算コード PHITS により評価した。本研究は、計算によって得られた吸収線量の精度を確認するための取り組みとして、組織等価ファントムと蛍光ガラス線量計を用いた実験体系を準備し、実際に Ir-192 密封小線源からの吸収線量を測定することで、計算値と実測値の比較検証を行ったものである。

２．線量測定実験

本研究では、Ir-192 密封小線源を用いたケロイド治療法の標準的な処方線量として、皮下 2 mm の線量評価点に対して 18 Gy/3 回を検討してきている。今回の線量測定では、これまでの PHITS による線量評価に準じた照射体系として、組織等価ファントムにタフウォーターファントム WD 型（京都科学）を使用し、ファントム表面にケロイド術創（4 cm×4 cm）と照射野（5 cm×5 cm）を仮定した。タフウォーターファントム（30 cm×30 cm×20 cm）は表面を加工し、蛍光ガラス線量計素子（φ0.28 cm×長さ 1.3 cm）を面状（4.2 cm×3.9 cm）に配置し、さらに上部をタフウォーターファントム（30 cm×30 cm×2 mm）で覆い、ファントム表面に設定した照射野の上に照射専用アプリケータである Freiburg flap applicator（Nucletron 社）を 5 列配置する照射体系とした。また、PHITS より算出した Ir-192 密封小線源の吸収線量分布から、蛍光ガラス線量計素子配置面において均一に 1 回線量 6 Gy が照射されるのに必要なアプリケータ内腔の各線源停止位置における線源停留時間を算出するプログラムを作成した。これらの準備のもと、密封小線源照射装置マイクロセレクトロン HDR（Nucletron 社）を用いて Ir-192 密封小線源からの放射線照射を行い、蛍光ガラス線量計の読み取り値と PHITS の計算値を比較検証した。

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Mao Ohta[1,4] , Nakao Noriaki[2] ,Shigehiko Kuribayashi[3] ,Tsuguhiro Miyashita[3] , Naoyuki Shigematsu[4] , Noriyosu Hayashizaki[5]
[1]Tokyo Tech, [2]Shimizu Corporation, [3]Nippon Medical School Hospital, [4]Keio University, [5]LANE, Tokyo Tech

インクジェット塗布装置を用いた有機半導体放射線検出器の製作

Fabrication of Organic Semiconductor Based Radiation Detector with Ink-jet Technology

*野上光博 [1], 高田英治 [1], 今井英之 [1], 茶木智勝 [1], 錦戸文彦 [2], 中茂樹 [3], 岡田裕之 [3]
[1] 富山高専,[2] 量子機構,[3] 富山大学

有機シンチレータと有機フォトダイオード(OPD)を組み合わせた検出器について検討している。著者らのグループでは、従来、OPD の製作にはスピンコート法を使用してきたが、OPD を様々な形状に製作するため、本研究ではインクジェット塗布装置による素子製作可能性を検討した。製作した素子に対して白色 X 線照射実験を行ったところ、X 線強度と X 線誘起電流間に線形に近い関係が得られた。今後は製作条件の最適化を行う予定である。

キーワード： 放射線計測　有機フォトダイオード(OPD)　プラスチックシンチレータ　X 線　生体等価　インクジェット技術

１．緒言

有機フォトダイオード(OPD)は、窒素や炭素などの軽元素で構成され組成が人体に近いため、X 線透過像への映り込みが小さい。そこで、画像下治療(IVR)実施時の被曝量測定への適用を目指し、有機シンチレータと OPD を組み合わせた検出器を開発している。実際に医療現場で使用される検出器には、形状の可変性や大面積化に対応することが求められるが、スピンコート法ではこれらの要求を満たすことが原理上難しい。そこで本研究では、インクジェット法による OPD の製作と X 線計測への適用可能性を検討した。

２．製作した素子の構造

厚さ 1mm、大きさ 10mm 角のプラスチックシンチレータ(SAINT-GOBAIN:BC-408)上にインクジェット塗布装置を用いて直接 OPD を製作した。素子構造は Al(70nm)/PCBM:P3HT(200nm)/PEDOT:PSS(30nm)/IZO(100nm)とした。塗布された OPD 表面の撮影結果を Fig.2 に示す。画像の視野は 1.8mm×2.4mm である。Fig.2 中に見られる白い線は吐出された液滴が重なることにより見られる現象である。

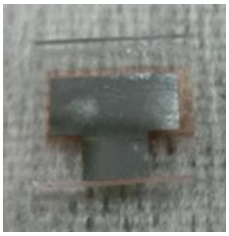


Fig.1 製作した素子の形状

３．白色 X 線照射実験

白色 X 線発生装置(GE:ERESCO 160MF-4_R)を用い、X 線の強度を変更しながら素子に対する X 線照射実験を行った。加速電圧は 50kV とした。素子からの発生電流はデジタルエレクトロメータ(ADCMT:8240)を用いて計測した。比較のため、スピンコート法を用いて製作した素子に対しても同様の実験を行った。白色 X 線照射実験の結果を Fig.3 に示す。インクジェット装置を用いて製作した素子から X 線強度と X 線誘起電流間に線形に近い関係を得ることができた。一方で、インクジェット塗布装置を用いて製作した素子はスピンコート法を用いて製作した素子より、X 線誘起電流が小さい結果となった。今後はインクジェット塗布装置による素子の製作条件の最適化を行う予定である。

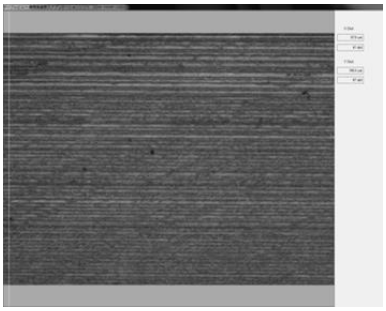


Fig.2 OPD 表面の撮影結果

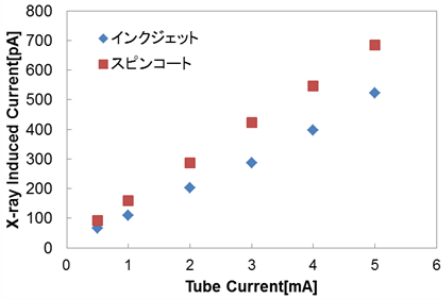


Fig.3 X 線誘起電流と X 線強度の関係

*Mitsuhiro Nogami[1],Eiji Takada[1],Hideyuki Imai[1],Toshimasa Tyaki[1],Fumihiko Nishikido[2],Shigeki NAKA[3] and Hiroyuki Okada[3]
[1] NIT, Toyama College,[2] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology,[3] University of Toyama

光刺激蛍光体を用いた光ファイバ型小型線量計のヘリウム線に対する基礎的な応答の評価

Basic response evaluation of optical fiber type small size dosimeter using optically stimulated luminescence for helium ions

*平田悠歩[1]，山﨑淳[1]，渡辺賢一[1]，吉橋幸子[1]，瓜谷章[1]，古場裕介[2]，松藤成弘[2]，歳藤利行[3]，柳田健之[4]，福田健太郎[5]
[1]名古屋大学大学院工学研究科，[2]放射線医学総合研究所，[3]名古屋陽子線治療センター，
[4]奈良先端科学技術大学院大学，[5]株式会社トクヤマ

粒子線などの放射線治療において、体内に挿入し照射中にオンラインで線量評価を行う目的で、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した小型線量計の開発を行っている。現在は、その線量計の実用化に向けて様々な特性の評価や改良を行っている。使用している線量計は粒子線のもつ LET に対して依存性をもつことが分かっている。今回はヘリウム線照射実験を行い線量計の基礎的な応答の調査を行った。

キーワード：重粒子線治療、線量評価、光刺激蛍光体、光ファイバ

１．緒言　粒子線治療は精細な線量分布を形成するため、正常組織に対する余分な被曝を低減することが可能である。その一方で照射位置のわずかなずれは患部への線量を大幅に低下し、重大な事故を引き起こす可能性を含んでいる。このような事故を防ぐため、体内の患部により近い場所で、リアルタイムに線量評価を行うことが望まれている。我々の研究グループでは、体内に挿入可能な小型線量計として、光ファイバの先端に光刺激蛍光体を配した線量計の開発を進めている。これまでに我々は小型線量計の炭素線や陽子線の照射実験を行ってきた。高い線エネルギー付与（LET）領域で光刺激蛍光体に発生する消光現象は粒子により異なる挙動を示す。今回は消光現象の線種による変化を調査するためヘリウム線照射時の小型線量計の応答を評価した。

２．実験・結果　粉末状にした光刺激蛍光体を、コア径 400 μm の石英ファイバの先端に配して蛍光体プローブを作製した。炭素線、ヘリウム線は放射線医学総合研究所の HIMAC において、陽子線については名古屋市陽子線治療センターにて水やアクリル減速材を用いた線量分布測定実験を行った。作製した小型線量計と比較するため基準線量計となる電離箱を、線量計プローブと一緒に設置した。光刺激蛍光体に Eu:BaFBr を用いた蛍光体プローブと電離箱により得られた信号強度を比較したところ、消光現象により Bragg peak にて蛍光体プローブは応答が落ち込むことが分かった。電離箱に対する蛍光体プローブの応答の比とした発光効率の LET に対する変化を図１に示す。陽子線と炭素線を照射した場合では異なる変化を示した。

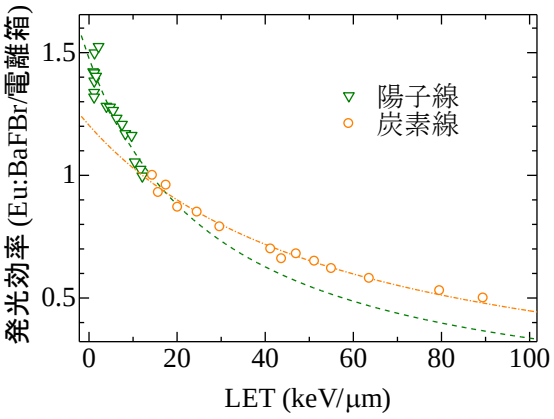


図１　陽子線と炭素線照射時の Eu:BaFBr 小型線量計の発光効率の LET に対する変化

*Yuho Hirata[1], Atsushi Yamazaki[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Yusuke Koba[2], Naruhiro Matsufuji[2], Toshiyuki Toshito[3], Takayuki Yanagida[4], Kentaro Fukuda[5]
[1]Nagoya Univ., [2]National Institute of Radiologcal Sciences, [3]Nagoya Proton Therapy Center,
[4]Nara Institute of Science and Technology, [5]Tokuyama corp.

高空間分解能を有する 2 次元エネルギー分解 X 線 CT 用検出器 2

Two-dimensional Detector for Energy-resolved X-ray CT with High Spatial Resolution 2

*神野郁夫，山内一輝，濱口　拓
京都大学大学院工学研究科

2 種のリボン状吸収体を格子状および帯状に配置し，2 次元 X 線検出器の前面に設置することで，エネルギー分解 CT 用検出器とできる．以前，格子状と帯状検出器の空間分解能を評価した．今回はより詳細な検討結果を報告する．

キーワード：X 線，コンピュータ断層撮影，エネルギー分解，コーンビーム CT，空間分解能

1. 緒言　X 線コンピュータ断層撮影(CT)においてヨウ素造影剤のコントラストを向上し，また実効原子番号測定による組織識別を行うため，エネルギー分解 CT 測定が望まれる．このため複数の要素検出器を X 線の入射方向に積層した transXend 検出器を開発した [1]．さらに，コーンビーム CT に対応すべく，2 次元 transXend 検出器を開発した．これは 2 種のリボン状吸収体を 2 次元検出器の前に設置し，構成した 4 種の吸収体領域をそれぞれ要素検出器(チャンネル)とみなす方法である[2]．格子状または帯状の配置が可能である．帯状配置においてはリボン状シンチレータも利用できる[3]．2015 年秋には 2 種の吸収体配置を用いた transXend 検出器の空間分解能評価を報告した[4]. 今回はより詳細な検討について報告する．

2. 実験・解析　2 次元検出器として，Gd_2O_2S(Pr)シンチレータを装着した Si 製フラットパネル検出器 Rad-Eye2 (Rad-icon Imaging Co.)を用いた．厚さ 0.1mm の Cu と Sn のリボン状吸収体を用い，格子状配置ではそれぞれ 0.5mm 幅，帯状配置では Cu は 0.5mm，Sn は 1mm 幅とした．1cm 角の穴を持つ直径 3cm のアクリルファントムを用いた．図 1 に格子状，帯状配置の透過撮影図を示す．図中の白線で示すように，格子状配置では各チャンネルの中心 9 画素，帯状配置では 4 画素の画素値をデータとした．図 2 に各吸収体配置による CT 画像を示す．図 2(b)に示す白線上の CT 値プロファイルから空間分解能を，またコントラストノイズ比(CNR)を求めた．空間分解能は帯状配置のほうが約 9 倍高いが，CNR は約 1/24 である．そこで，帯状配置の画素を左右方向に結合し，画素結合数の関数として空間分解能と CNR とを評価した．結果を図 3 に示す．

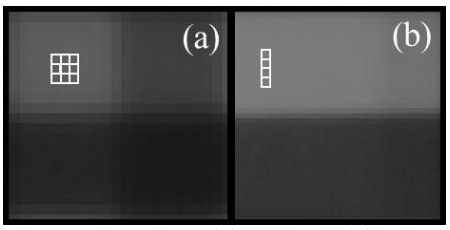


図 1.　吸収体の(a)格子状，(b)帯状配置における使用画素．

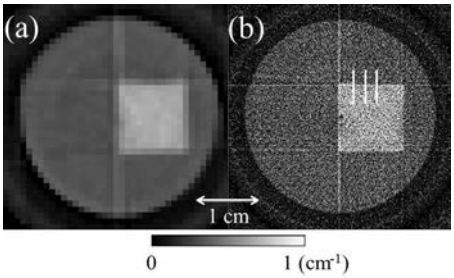


図 2.　(a) 格子状，(b) 帯状 transXend 検出器で取得した CT 画像．白線は空間分解能評価位置．

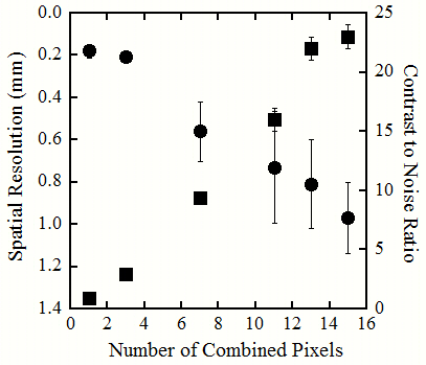


図 3.　帯状 transXend 検出器の結合画素数の関数としての空間分解能(●)と CNR(■).

3. 結果　帯状配置において 13 画素を結合した場合，格子状配置と同様の CNR 値が得られ，その時の空間分解能は格子状配置の 2 倍である．チャンネルの境界におけるクロストークのため，チャンネル内の画素をすべて有効には利用できない．これを解決するため，リボン状シンチレータが有望であると考える．

参考文献　[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 45 (2008) 1165. [2] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53 (2016) 258. [3] 濱口，他，応用物理学会 2015 年秋 16a-2W-7. [4] 神野，他，日本原子力学会 2015 年秋 P31.

*Ikuo Kanno, Kazuki Yamauchi and Takumi Hamaguchi　Kyoto Univ.