Wed. Sep 13, 2017

Room A

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

[1A01-06] Nuclide separation and recovery 1

Chair:Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)
10:25 AM - 12:00 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A01] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA[1,2], Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:25 AM - 10:40 AM

[1A02] Decontamination of rare earth metals from surface of glass by the emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

10:40 AM - 10:55 AM

[1A03] Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*Haruka Tateno[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[1A04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], tohru kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)

11:10 AM - 11:25 AM

[1A05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

*Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[1A06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1A07-11] Treatment of Secandary Waste from Water Treatment

Chair:Yuji Sasaki (JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A07] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institite of Electric Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*Shoichi Ono[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1], Hajime Kinoshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Sheffield)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Ines Garcia Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mohoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A12-15] Debris Treatment 1

Chair:Akihiro Uehara (Kyoto Univ.)
4:05 PM - 5:10 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A12] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE , 2. Mitsubisi Materials)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A13] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE, 2. Mitsubishi Materials)

4:20 PM - 4:35 PM

[1A14] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Hitachi-GE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1A15] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Tohoku University, 2. Hitachi-GE)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1A16-19] Debris Treatment 2

Chair:Koichiro Takao (Tokyo Tech)
5:10 PM - 6:15 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A16] Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Sasaki[2], Nobuaki Sato[1] (1. IMRAM, tohoku univ., 2. Kyoto University garaduate school of engineering and faculty of engineering)

5:10 PM - 5:25 PM

[1A17] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Atsushi Nezu[2], Nobuaki Sato[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1A18] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Nobuaki Sato[2] (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University)

5:40 PM - 5:55 PM

[1A19] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2] (1. Tokyo City University Graduate School, 2. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory)

5:55 PM - 6:10 PM

Room B

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

[1B01-08] Safety Improvement for Spent Fuel Storage Pool

Chair:Tomohiko Ikegawa (HGNE)
10:00 AM - 12:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B01] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakajima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], *Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1B05] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. Global Nuclear Fuel - Japan, Co., Ltd., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

[1B08] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], *Yuichiro Kubo[1] (1. NFI)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1B09-12] Risk Assessment for Fuel Reprocessing Plants

Chair:Hidetoshi Karasawa (IAE)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B09] Study on the combustion behaivior 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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B10] 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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B11] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2], Takahiro CHIKAZAWA[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2], Takashi KODAMA[2] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1B13-16] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 1

Chair:Masahiko Osaka (JAEA)
3:50 PM - 4:55 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B14] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Kanai Taizo[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B15] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B16] Development of the evaluation method for the

©Atomic Energy Society of Japan

advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1B17-20] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 2

Chair:Koichi Nakamura (CRIEPI)
4:55 PM - 6:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B17] Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*Hiroyuki Shiotsu[1], Jun Ishikawa[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B18] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato[1], Yuki Honda[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B19] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B20] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. The University of Tokyo)

5:40 PM - 5:55 PM

Room C

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

[1C01-04] Mitigation Measures Against Severe Accidents

Chair:Daisuke Yamauchi (TEPCO HD)
10:00 AM - 11:05 AM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C01] Development of hydrogen treatment system in severe accident

*Akira Yamada[1], chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[2] (1. Toshiba Corporation Power and Industrial Systems Research and Development Center, 2. Toshiba Corporation Isogo Engineering Center)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[1] (1. Toshiba corporation)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C03] Development of a method for Mitigating Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1], Marco Pellegrini[2] (1. TOHOKU ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. The Institute of Applied Energy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries, LTD)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1C05-07] Safety Assessment for Light Water Reactors 1

Chair:Masahiro Ishigaki (JAEA)
11:05 AM - 11:55 AM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C05] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:05 AM - 11:20 AM

[1C06] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

*Toru Sakamoto[1], Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. Tepsys)

11:20 AM - 11:35 AM

[1C07] Plant incident progress scenario analysis for

©Atomic Energy Society of Japan

nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*ikuo kawasaki[1], akira nakamura[1], shunsuke takahashi[2], yasuhiro tateda[2], yasunori yamamoto[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[1C08-12] Safety Assessment for Light Water Reactors 2

Chair:Isobe Yoshihiro (NFI)

2:45 PM - 4:05 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C08] Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*Eto Junji[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1] (1. MRI, 2. MRA, 3. THC, 4. Nagoya Univ., 5. NIES)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2], Nozomu Murakami[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature (2)

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1C11] Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3], Yinsheng Li[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C12] Uncertainty evaluation for fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masaki Amaya[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1C13-18] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 1

Chair:Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

4:05 PM - 5:45 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents using GOTHIC

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C14] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents with GOTHIC

*Keisuke Okawa[1], Daisuke Fujiwara[1], Yun Gao[1], Achihiro Hamano[1] (1. TEPSYS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C15] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

4:35 PM - 4:50 PM

[1C16] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1], Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power)

4:50 PM - 5:05 PM

[1C17] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:05 PM - 5:20 PM

[1C18] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:20 PM - 5:35 PM

Room D

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3

©Atomic Energy Society of Japan

Decommissioning Technology of Nuclear Facilities

[1D01-08] Standards Related to Decommissioning Planning

Chair:Koichi Kitamura (JAEA)
10:00 AM - 12:10 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D01] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Akio Tamura[1] (1. JANSI)
10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6] (1. JANSI, 2. IAE, 3. NEL, 4. MHI NS eng, 5. Hitachi-GE, 6. MHI)
10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Kazuo Mizukoshi[1] (1. NEL)
10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Seiichi Kudo[1] (1. MHINSeng)
10:45 AM - 11:00 AM

[1D05] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Hirofumi Kadobayashi[1] (1. MHINSeng)
11:00 AM - 11:15 AM

[1D06] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Muneyuki Nakada[1] (1. HitachiGE)
11:15 AM - 11:30 AM

[1D07] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)
11:30 AM - 11:45 AM

[1D08] Improvement of standards related to decommissioning planning
*Yusuke Shimizu[1] (1. NEL)
11:45 AM - 12:00 PM

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

[1D09-16] Decontamination &Dismantling Technology

Chair:Nobutake Horiuchi (MMC)
2:45 PM - 4:50 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D09] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3], Yuto Awatani[3] (1. Hitachi Zosen Corporation, 2. Ultra Finish Technology Co.,Ltd., 3. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1D10] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi Zosen Corporation, 3. Ultra Finish Technology Co., Ltd.)
3:00 PM - 3:15 PM

[1D11] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part2)
*Daisuke TSUCHIDA[1], Hiroshi TAKAHASHI[2] (1. JAEA, 2. Fuji Furukawa Engineering &Construction Corp.)
3:15 PM - 3:30 PM

[1D12] Design Consideration on the range extender and functionality expansion of the fully-automated laser decontamination device
*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai[2], Atsuo Yamada[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)
3:30 PM - 3:45 PM

[1D13] Irradiate energy dependence for surface state of concrete by laser decontamination
*Ryuichiro Yamagishi[1] (1. WERC)
3:45 PM - 4:00 PM

[1D14] Application of the laser cutting technology in Reactor facility
*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

[1D15] Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN
*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1], Kazuhiro Okuzawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1D16] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

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

[1D17-21] Other Decommissioning Technology

Chair:Eisuke John Minehara (LDD)
4:50 PM - 6:10 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D17] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yumi Yaita[1], Yuki Inoue[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

4:50 PM - 5:05 PM

[1D18] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation , 2. The Japan Atomic Power Company)

5:05 PM - 5:20 PM

[1D19] Operation of installation of air conditioner during decommissioning phase.

Manabu Ohkubo[1], *Ryo Shimizu[1], Masakazu Hatori[1], Takanori Kobayashi[1], Ryoichi Uekura[1] (1. JAEA Monju)

5:20 PM - 5:35 PM

[1D20] Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2], Minoru Masuda[2] (1. Hitachi, 2. Hitach-GE, 3. Hitachi-Urban)

5:35 PM - 5:50 PM

[1D21] Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

5:50 PM - 6:05 PM

Room E

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

[1E01-07] Thermal-Hydraulics in Fuels

Chair:Takeshi Takeda (JAEA)
10:05 AM - 12:00 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E01] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], Masahiro Furuya[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:05 AM - 10:20 AM

[1E02] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE)

10:20 AM - 10:35 AM

[1E03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:35 AM - 10:50 AM

[1E04] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[3] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:50 AM - 11:05 AM

[1E05] Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2] (1. KEPCO, 2. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM

[1E06] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1E07] Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

*Keito Kamei[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1E08-12] Severe Accident of Fukushima Daiichi 1

Chair:Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2], Takeshi Sakai[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1E13-17] Severe Accident of Fukushima Daiichi 2

Chair:Tadashi Fujii (HGNE)
4:05 PM - 5:25 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

4:20 PM - 4:35 PM

[1E15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Alexandre Ezzidi[1], Masanori Naitoh[1], Hide Okada[1], Chiaki Kino[1] (1. IAE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1E16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Daisuke YAMAUCHI[1], Hiroshi SHIRAI[2], Tami MUKOUHARA[2], Masaki SAKAMOTO[2], Yuki KIMURA[2], Takeshi HONDA[1], Kenichiro NOZAKI[1], Masato MIZOKAMI[1], Shinya MIZOKAMI[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. TEPCO Systems Corporation)

4:50 PM - 5:05 PM

[1E17] Fukushima Daiichi NPP Unit-2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*Fumiya Tanabe[1] (1. Sociotechnical Systems Safety Research Institute)

5:05 PM - 5:20 PM

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

[1E18-20] CCFL

Chair:Kenichiro Nozaki (TEPCO HD)
5:25 PM - 6:15 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E18] Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes

*KOJI NISHIDA[1], TAKAYOSHI KUSUNOKI[1], MICHIO MURASE[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Counter-current flow limitation at lower ends in vertical pipes

*Raito Goda[1], Katsuya Mori[1], Kosuke Hayashi[1], Shigeo Hosokawa[1], Akio Tomiyama[1] (1. Kobe University)

5:40 PM - 5:55 PM

[1E20] Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room F

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

[1F01-04] Dose reduction

Chair:Takumi Terachi (INSS)
2:45 PM - 3:50 PM Room F (C214 - C Block)

[1F01] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Hitachi GE, 3. Toshiba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

*Hideyuki Hosokawa[1], Naoshi Usui[4], Hiromitsu Inagaki[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Chubu Electric Power Co., Inc., 3. Toshiba Corporation, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electoric Power Co., Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F04] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

Tsuyoshi Ito[1], *Hideyuki Hosokawa[1], Makoto Nagase[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1F05-07] Stress Corrosion Cracking, Radiolysis

Chair:Hiromitsu Inagaki (Chubu Electric Power)
3:50 PM - 4:40 PM Room F (C214 - C Block)

[1F05] Mechanistc study for PWSCC in Alloy 690

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F06] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1F07] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

*Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1F08-11] Fuel Cladding Corrosion

Chair:Ryuji Nagaishi (JAEA)
4:40 PM - 5:45 PM Room F (C214 - C Block)

[1F08] Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Masami Uno[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] Evaluation of Long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*YASUO MORISHIMA[1,2], SHIGEAKI TANAKA[1,2], KOTARO MATSUOKA[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA, 3. TEPCO)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3], Yoshinori Etoh[4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Global Nuclear Fuel Japan, 4. Nippon Nuclear Fuel Development)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F11] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

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

5:25 PM - 5:40 PM

Room G

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G01-04] Damage and Failure Analysis

Chair:Masaaki Tanaka (JAEA)
10:00 AM - 11:00 AM Room G (C213 - C Block)

[1G01] Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid
*Masaaki Suzuki[1] (1. Tokyo Univ. of Science)
10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Speciments
*Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact
*Kosuke Namba[1], Koji Shirai[1], Kazukuni Niwa[2], Kunio Takekoshi[2], Tatsuro Takahashi[2] (1. CRIEPI, 2. Terrabyte)
10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles
*Haruji Tsubota[1], Yoshimi Ohta[1], Akemi Nishida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:45 AM - 11:00 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G05-08] High Performance Computing

Chair:Masahiro Tatsumi (NEL)
11:00 AM - 12:00 PM Room G (C213 - C Block)

[1G05] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility
*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)
11:00 AM - 11:15 AM

[1G06] Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method for Parallel Finite Element Method
*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. The University of Tokyo)
11:15 AM - 11:30 AM

[1G07] Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER
*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. RIKEN AICS)
11:30 AM - 11:45 AM

[1G08] Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method
*Naoyuki Onodera[1], Yasuyuki Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
11:45 AM - 12:00 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G09-12] Seismic and Fuel Analysis

Chair:Akemi Nishida (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room G (C213 - C Block)

[1G09] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building
*Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1], Hiroki Takahara[3] (1. Hitachi-GE, 2. HiICS, 3. Tokyo Institute of Technology)
2:45 PM - 3:00 PM

[1G10] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building
*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] (1. Hitachi GE, 2. HiICS)
3:00 PM - 3:15 PM

[1G11] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning
*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)
3:15 PM - 3:30 PM

[1G12] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning
*KAZUKI ISHITANI[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company)
3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G13-16] Accident Analysis

Chair:Kei Ito (Kyoto Univ.)
3:50 PM - 4:55 PM Room G (C213 - C Block)

[1G13] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor
*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Hideki

©Atomic Energy Society of Japan

Nariai[1] (1. University of Tsukuba)
3:50 PM - 4:05 PM

[1G14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
*Kenta INAGAKI[1] (1. CRIEPI)
4:05 PM - 4:20 PM

[1G15] Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow
*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2] (1. Univ. Tokyo, 2. Imperial College London)
4:20 PM - 4:35 PM

[1G16] Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model
*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1] (1. The University of Tokyo)
4:35 PM - 4:50 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G17-21] Microscopic Analysis

Chair:Masaaki Suzuki (Tokyo Univ. of Sci.)
4:55 PM - 6:15 PM Room G (C213 - C Block)

[1G17] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)
Daiki Nakanishi[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)
4:55 PM - 5:10 PM

[1G18] Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals
*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mituhiro Itakura[4] (1. School of Engineering, the University of Tokyo , 2. Department of Engineering, the University of Tokyo , 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 4. Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency)
5:10 PM - 5:25 PM

[1G19] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)
*KOHEI DOIHARA[1], TAIRA OKITA[2], MITSUHIRO ITAKURA[3] (1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

[1G20] Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe
*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo , 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, 5. Oak Ridge National Laboratory)
5:40 PM - 5:55 PM

[1G21] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method
*Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3] (1. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Department of Mathematics, Shibaura Institute of Technology, 3. Mizuho Information &Research Institute)
5:55 PM - 6:10 PM

Room H

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

[1H01-03] Liquid Waste Treatment

Chair:Hisakazu Nakata (JAEA)
10:05 AM - 10:55 AM Room H (C212 - C Block)

[1H01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant.
*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)
10:05 AM - 10:20 AM

[1H02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant
*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shimane University)
10:20 AM - 10:35 AM

[1H03] Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste
*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University)
10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1H04-07] Characterization of Waste Package

Chair:Keita Irisawa (JAEA)
10:55 AM - 12:00 PM Room H (C212 - C Block)

[1H04] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:55 AM - 11:10 AM

[1H05] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1], Yutaka Kameo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[1H06] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM

[1H07] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1H08-13] Performance Assessment and Scenario

Chair:Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:20 PM Room H (C212 - C Block)

[1H08] Geosphere Stability Project

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (pr.:AIT))

2:45 PM - 3:00 PM

[1H09] Geosphere Stability Project

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (Pr.: AIT))

3:00 PM - 3:15 PM

[1H10] Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], Kyoko Ichikawa[2] (1. Nuclear waste management organization of Japan, 2. JAPAN NUS CO.,LTD.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H11] Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1] (1. Japana Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H12] Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1H13] Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*Kota Kawai[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1H14-17] Solutes Transport

Chair:Hiromitsu Saegusa (NUMO)
4:20 PM - 5:25 PM Room H (C212 - C Block)

[1H14] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[1H15] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H16] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[1H17] Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*Teruki Iwatsuki[1], Kazuki Hayashida[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

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

[1H18-20] Alumina Solidified Body and Vitrified Waste

Chair:Ryo Nakabayashi (CRIEPI)

5:25 PM - 6:15 PM Room H (C212 - C Block)

[1H18] Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3], Tomofumi Sakuragi[4] (1. Kobelco Research Inst., 2. Kobe Steel, 3. Kyushu University, 4. RWMC)

5:25 PM - 5:40 PM

[1H19] Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2], Seiichiro Mitsui[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI)

5:40 PM - 5:55 PM

[1H20] Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], sakuragi Tomofumi[2], Tsutomu Sato[3], Toshihiro Kogure[4] (1. JGC Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. The University of Tokyo)

5:55 PM - 6:10 PM

Room I

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

[1I01-08] Radiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 12:10 PM Room I (C310 - C Block)

[1I01] Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corporation, 2. Nippon Nuclear Fuel Development CO., Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Thermal and irradiation effect on microstracture of duplex stainless steel in BWR environment

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corpration, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tokoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4], Suguru Ooki[4] (1. NFD, 2. Toshiba, 3. Hitachi-GE, 4. TEPCO)

10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*Takeshi Toyama[1], Can Zhao[1], Masaki Shimodaira[1], Keiko Tomura[1], Koji Inoue[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toshimasa Yoshiie[1] (1. IMR, Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Measurement of diffusion coefficient of carbon in pure zirconium

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1] (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI University)

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*Kazuhiro Tsuchida[1], Mai Dung Thi Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Akihiro Iwase[2] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University)

11:30 AM - 11:45 AM

[1I08] Reserach and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

*Hideo Watanabe[1], Katsuhito Takahashi[2], Yusaku Maruno[3] (1. Kyushu Univ.,, 2. NFD Co. Ltd., 3. Hitachi Ltd.)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1I09-14] Reactor Pressure VesselRPV

Chair:Takeshi Toyama (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 4:25 PM Room I (C310 - C Block)

[1I09] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2], shumpei uno[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mizuho Information &Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Koichi MASAKI[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA, 2. MHIR)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

3:30 PM - 3:45 PM

[1I13] Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

3:45 PM - 4:00 PM

[1I14] Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2], Tetsuya Toyota[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD., 2. Toshiba Corpration, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1I15-20] Corrosion Behavior

Chair:Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)

4:25 PM - 6:05 PM Room I (C310 - C Block)

[1I15] Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[3], Masatoshi Kondo[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Karlsruhe Institute of Technology, 3. Laboratory for Nuclear Energy)

4:25 PM - 4:40 PM

[1I16] Study on corrosion immunity of RPV inner welding

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Jian Xu[2], Zihao Wang[2], yoichi takeda[2], tetsuo shoji[2] (1. Chubu Electric Power Company, 2. Tohoku University)

4:40 PM - 4:55 PM

[1I17] Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*Terumitsu Miura[1], Takuya Fukumura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Instuitute of Nuclear Safety System)

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Nuclera Fuel Development)

5:10 PM - 5:25 PM

[1I19] Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Shinichiro Yamashita[1], Yoshiyuki Kaji[1], Masahiro Yamamoto[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[1I20] Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1], Toshiyuki Saito[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1. TOSHIBA Corporation）
5:40 PM - 5:55 PM

Room J

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

[1J01-04] Innovative Reactors and Technologies

Chair:Tetsuo Matsumura (CRIEPI)
10:50 AM - 12:00 PM Room J (C309 - C Block)

[1J01] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1], Kuniaki Ara[1]（1. Japan Atomic Energy Agency）
10:50 AM - 11:05 AM

[1J02] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1]（1. Japan Atomic Energy Agency）
11:05 AM - 11:20 AM

[1J03] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
*Ryota Taguchi[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2]（1. Tokyo University of Marine Science and Technology , 2. The University of Tokyo）
11:20 AM - 11:35 AM

[1J04] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2], Shinichi Morooka[1]（1. Waseda Univ., 2. Tokyo Univ. of Marine Science and Technology）
11:35 AM - 11:50 AM

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

[1J05-08] Pu-burning Gas-cooled Reactor

Chair:Masatoshi Kuroda (Kumamoto Univ.)
2:45 PM - 3:55 PM Room J (C309 - C Block)

[1J05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4]（1. The University of TOkyo, 2. Fuji Electric Co., Ltd., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 4. Japan Atoic Energy Agency）
2:45 PM - 3:00 PM

[1J06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1]（1. The University of Tokyo）
3:00 PM - 3:15 PM

[1J07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Wataru SAGAWA[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1]（1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo(currently working at JAEA)）
3:15 PM - 3:30 PM

[1J08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1]（1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo (Currently working at JAEA)）
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1J09-12] Gas-cooled Reactors

Chair:Masaki Honda (NFI)
3:55 PM - 5:05 PM Room J (C309 - C Block)

[1J09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Minoru Goto[1], Yoshitomo Inaba[1], Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yuji Fukaya[1], yukio Tachibana[1], Koji Okamoto[2]（1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo）
3:55 PM - 4:10 PM

[1J10] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2]（1. Fuji Electric, 2. The University of Tokyo）
4:10 PM - 4:25 PM

[1J11] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Takashi Okamoto[2]（1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. The University of Tokyo）
4:25 PM - 4:40 PM

[1J12] Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR
*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2]（1. JAEA, 2. Univ. Tokyo）
4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1J13-16] Gas-cooled Reactor Fuel

Chair:Masaaki Nakano (Fuji Electric)
5:05 PM - 6:15 PM Room J (C309 - C Block)

[1J13] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3] (1. JAEA, 2. NFI, 3. Kumamoto University)

5:05 PM - 5:20 PM

[1J14] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1] (1. JAEA, 2. NFI)

5:20 PM - 5:35 PM

[1J15] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2] (1. Nuclear Fuel Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:35 PM - 5:50 PM

[1J16] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

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

5:50 PM - 6:05 PM

Room K

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

[1K01-07] Experiment, Detector, Radioactive Inventory Evaluation

Chair:Masahiro Taniguchi (TAISEI)
10:00 AM - 11:55 AM Room K (N301 - N Block)

[1K01] Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*Noriaki Nakao[1], Motoyuki Asada[1], Yoshihiko Susuta[1], Masakazu Iwabuchi[1], Shimada Tomoo[1] (1. Shimizu Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2], Seung-Woo HONG[3], Tae-Sun PARK[3], Koan Sik JOO[4], Cheol Woo LEE[5] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Sungkyunkwan Univ., 4. Myongji Univ., 5. Korea Atomic Energy Research Institute)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*Jun Ueno[1], Kazuki Isitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. The Japan Atomic Power Co., 3. The Institute of Applied Energy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K04] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

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

10:45 AM - 11:00 AM

[1K05] Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2], Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3], Hiroaki Watanabe[1,2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. J-PARC Center, 3. Tokyo Nuclear Services)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K07] Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kohei Iwanaga[1], Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1] (1. Nuclear Regulation Authority, 2.

©Atomic Energy Society of Japan

KEK）
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1K08-14] Shielding Calculation, Monte Calro Code

Chair:Masayuki Hagiwara (KEK)
2:45 PM - 4:40 PM Room K (N301 - N Block)

[1K08] The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)
*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1] （1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION）
2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1
*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1] （1. JAEA）
3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room
*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Takashi Nakamura[1] （1. Shimizu Corporation）
3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] 2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding
*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Matsui Yuusuke[2], Osamu Kubota[2], Daisuke Takano[2] （1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION）
3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy
*Noriyuki Motoyoshi[1], Hirotaka Sato[2], Michihiro Furusaka[2] （1. Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., 2. Fac. of Eng., Hokkaido Univ.）
3:45 PM - 4:00 PM

[1K13] Evaluation of biological effects of BNCT driven with an accelerator with PHITS code
*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Hiroki Tanaka[2] （1. Kyushu Univ., 2. KUR）
4:00 PM - 4:15 PM

[1K14] Current status of egs5 code
*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1], Takeshi Sugita[2] （1. KEK, 2. SSL）
4:15 PM - 4:30 PM

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

[1K15-20] Shielding Material

Chair:Yoshihito Namito (KEK)
4:40 PM - 6:15 PM Room K (N301 - N Block)

[1K15] Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation
*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], Kyohei Nishiyama[1] （1. TAISEI CORPORATION）
4:40 PM - 4:55 PM

[1K16] The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding
*Nishiyama Kyohei[1], Masahiro Taniguchi[1], Masanori Tokiyoshi[1] （1. TAISEI CORPORATION）
4:55 PM - 5:10 PM

[1K17] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] （1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization）
5:10 PM - 5:25 PM

[1K18] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
*Hidenori Kawano[1], Tsurumaki Asami[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] （1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization）
5:25 PM - 5:40 PM

[1K19] Discussion on the standardization of shielding material Investigation of hydrogen contents in concrete body concrete
*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3] （1. TAISEI CORPORATION, 2. ATOX Corp., 3. Nuclear Safety Technology Center）
5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles
*Hirotaka Ino[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Takeo Ebina[5], Masayoshi Kawai[6], Yoko Iwamiya[4], Takeyoshi Sunagawa[1] （1. Fukui Univecity of Technology, 2. Nuclear Technology, 3. QST, 4. CHOETSU KAKEN, 5. AIST, 6. KEK）
5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room L

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

[1L01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tatsuya Fujita (NRA)
2:45 PM - 3:50 PM Room L (N302 - N Block)

[1L01] Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core

*Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1], Toshikazu Takeda[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun KIM[1], Cheol Ho PYEON[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method.

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1], Shintaro Okumura[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic in statistical geometry model of MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1L05-09] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)
3:50 PM - 5:10 PM Room L (N302 - N Block)

[1L05] Study on the impact of thermal scattering law data improvements on nuclear calculation for light water reactor

*Satoshi Takeda[1], Mikiihko Muta[1], Hikaru Yamaguchi[1], Takanori Kitada[1], Yasunori Ohoka[2], Matsuoka Shogo[2], Nagano Hiroaki[2] (1. Osaka University, 2. NUCLEAR FUEL INDUSTRIES, LTD.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1L06] Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1L07] Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1], Yuji Fukaya[2], Yuki Honda[2] (1. Kyushu university, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[1L08] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

*Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki iwahashi[1] (1. S/NRA/R)

4:35 PM - 4:50 PM

[1L09] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1L10-13] Code Development and Varidation 1

Chair:Satoshi Wada (TOSHIBA)
5:10 PM - 6:15 PM Room L (N302 - N Block)

[1L10] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1L11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], Akio Yamamoto[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nagoya University)

5:25 PM - 5:40 PM

[1L12] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

*Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], Hiroyuki Fujime[2] (1. MHI, 2. MHI NSE)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1L13] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

*Hiroyuki Fujime[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[2], Daisuke Sato[2], Shinya Kosaka[2] (1. MHI NSE, 2. MHI)

5:55 PM - 6:10 PM

Room M

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

[1M01-05] Nuclear Transmutation of LLFP 1

Chair:Satoshi Chiba (Tokyo Tech)
10:00 AM - 11:15 AM Room M (N304 - N Block)

[1M01] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[4], Hiroyoshi Sakurai[3] (1. JST, 2. UTokuo, 3. RIKEN, 4. RIST)

10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hideaki Otsu[1], Wang He[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiahui Sun[1] (1. RIKEN Nishina Center)

10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Junki Suwa[1], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Takashi Nakamura[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. TITech)

10:30 AM - 10:45 AM

[1M04] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], Satoshi Takeuchi[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Titech)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M05] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] (1. Tokyo Tech, 2. RNC, 3. Kyushu Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[1M06-08] Nuclear Transmutation of LLFP 2

Chair:Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)
11:15 AM - 12:00 PM Room M (N304 - N Block)

[1M06] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shisuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], for ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University, 4. Tokyo Institute of Technology)

11:15 AM - 11:30 AM

[1M07] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IWAMOTO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Uehara AKIHIRO[2], Toshiyuki FUJII[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Osaka University)

11:30 AM - 11:45 AM

[1M08] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1M09-13] Nuclear Transmutation of LLFP 3

Chair:Tatsuhiko Ogawa (JAEA)
2:45 PM - 4:00 PM Room M (N304 - N Block)

©Atomic Energy Society of Japan

[1M09] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Kyoto Univ., 5. Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M10] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hiroyoshi Sakurai[1] (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M11] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Koji Niita[1], Kazuo Takeda[1], Yukihiro Hasegawa[1] (1. Research Organization for Information Science and Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M12] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

Shuichiro EBATA[1], *Masayuki AIKAWA[1], Koji NIITA[2] (1. Hokkaido University, 2. RIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M13] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Koji Niita[3] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1M14-16] Nuclear Transmutation of LLFP 4

Chair:Masayuki Aikawa (Hokkaido Univ.)
4:00 PM - 4:45 PM Room M (N304 - N Block)

[1M14] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], Kosho Minomo[3] (1. University of Tsukuba, 2. Hokkaido University, 3. Osaka University)

4:00 PM - 4:15 PM

[1M15] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

[1M16] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

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

4:30 PM - 4:45 PM

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

[1M17-22] Neutron Capture Cross Sections, Photonucleear Reactions

Chair:Satoshi Kunieda (JAEA)
4:45 PM - 6:15 PM Room M (N304 - N Block)

[1M17] Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:45 PM - 5:00 PM

[1M18] Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], Yosuke Toh[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:00 PM - 5:15 PM

[1M19] Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

5:15 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1M20] Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3,4], Ronald Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JIFS, 4. Hokkaido Univ., 5. HZDR)

5:30 PM - 5:45 PM

[1M21] Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

5:45 PM - 6:00 PM

[1M22] Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*Ayano Makinaga[1,2] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University)

6:00 PM - 6:15 PM

Room N

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion/501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1N01-06] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Plasma Engineering, Irradiation Behavior of Material)

Chair:Yasuyuki Itoh (Fukui Univ. of Tech.)
2:45 PM - 4:20 PM Room N (N307 - N Block)

[1N01] Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud AbdelAziem Bakr[1], Kai Masuda[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[4], Masaya YOSHIDA[3], Atsushi MATSUDA[4], Kiyoshi YOSHIKAWA[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University , 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 4. Pony Industry Co. Ltd)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N02] Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], Shun-ichi Oikawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. NIFS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N03] Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*Tomonobu Itagaki[1], Kohei Okutomo[1], Eiki Hotta[1], Jun Hasegawa[1], Kei Takakura[1], Toshiyuki Kohno[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N04] Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2], Takeo Muroga[1,2], Takeshi Toyama[3], Masanori Yamazaki[3] (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1N05] Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM

[1N06] Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Jingjie Shen[1], Zishou Zhao[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/501-5 Fusion Neutronics/501-6 Fusion Reactor System, Design, Application

[1N07-12] Engineering and Design for Nuclear Fusion Heat-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teruya Tanaka (NIFS)
4:20 PM - 6:00 PM Room N (N307 - N Block)

[1N07] Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Osaka Prefecture University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N08] Control of heat flux distribution in tungsten monoblocks on divertor plates

*Yasuyuki Itoh[1] (1. Fukui University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1N09] Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*Hideaki Yao[1], Ryuta Kasada[1], Tetuyuki Konishi[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Hiroyuki Noto[3], Yoshimitu Hishinuma[3], Takeo Muroga[3] (1. Kyoto University, 2. Hokkaido University, 3. National Institute of Fusion Science)

4:50 PM - 5:05 PM

[1N10] Present Status of JT-60SA Tokamak Assembly

*Fuminori OKano[1], Masaki Kei[1], Jun-ichi Yagyu[1], Yusuke Shibama[1], Shinji Sakurai[1], Masaya Hanada[1], Akira Sakasai[1], JT-60SA Team Team[1], Atsuro Hayakawa[2], Keiichi Sagawa[2] (1. QST, 2. Toshiba Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM

[1N11] Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Nippon Advanced Technology Co.,Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM

[1N12] Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery

*Okino Fumito[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

5:35 PM - 5:50 PM

Room O

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O01-05] Communication

Chair:Ryuta Takashima (Tokyo Univ. of Sci.)
10:35 AM - 12:00 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O01] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

*Isshin Takenaka[1], Hiroshi Kimura[1], Noriko Kanzaki[1] (1. Public Outreach, NPO)

10:35 AM - 10:50 AM

[1O02] Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*Masayuki Takizawa[1], Seiich Koshizuka[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[1O03] Structurizing public understanding on nuclear energy

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[1O04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

*Tetsuo Sawada[1], Natsumi KImura[2], Chieko Nakayama[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Tech., 2. Tohoku Univ., 3. Kanagawa Univ. High School, 4. Iwaki High School)

11:20 AM - 11:35 AM

[1O05] Result of Radiation Education Class on Demand

*Hiroko Miyuki[1] (1. Kyoto University)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O06-09] Public Opinion Survey

Chair:Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (11)

*Atsuko Kitada[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

2:45 PM - 3:00 PM

[1O07] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5], Kawakami Kazuhisa[6] (1. The Univ. of Tokyo, 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. Tokyo Uni. of Sci., 5. PONPO, 6. IUHW)

3:00 PM - 3:15 PM

[1O08] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Ryuta Takashima[3], Kazuhisa Kawakami[4], Masayuki Tomiyama[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6], Makoto Funakoshi[6] (1. PONPO, 2. The Univ. of Tokyo, 3. Tokyo Uni. of Sci., 4. IUHW, 5. Okachimachi-Taito J.H.S., 6. JAERO)

3:15 PM - 3:30 PM

[1O09] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki

©Atomic Energy Society of Japan

Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kawakami Kazuhisa[5], Takeshi Iimoto[6] (1. Tokyo Uni. of Sci., 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. PONPO, 5. IUHW, 6. The Univ. of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O10-14] Nuclear energy and law, politics, safety culture

Chair:Tetsuo Sawada (Tokyo Tech.)
3:50 PM - 5:10 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O10] Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard Update

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1. Kindai Univ. Atomic Energy Research Institute)

3:50 PM - 4:05 PM

[1O11] Study on Engineering Roles for Judicial Discussion on Nuclear Safety

*Go Kikuchi[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Tokyo University)

4:05 PM - 4:20 PM

[1O12] Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced FUKUSHIMA

*Masayoshi Kawai[1] (1. High Energy Accelerator Research Organization)

4:20 PM - 4:35 PM

[1O13] Development of educational textbook of Safety culture

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM

[1O14] Examination of basic framework for fostering safety culture

*noriyuki maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2] (1. INSS, 2. The Ohara Memorial Institute for Science of Labour)

4:50 PM - 5:05 PM

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O15-18] Education and Human resorce development

Chair:Toshikazu Yano (Yano Environment and Energy Research Inst.)
5:10 PM - 6:15 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O15] Enhancing Team Resource Management Skills

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O16] Education of energy mix by active learning

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O17] Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[1O18] Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

Room P

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

[1P01-04] Environmental Safety Evaluation

Chair:Masahiko Machida (JAEA)
10:00 AM - 11:05 AM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P01] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Satoshi Utsunomiya[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[4], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth Law[6], Rodney C Ewing[7] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Inst. Tech., 3. Fukushima Univ., 4. Tsukuba Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1P02] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima

©Atomic Energy Society of Japan

Univ., 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[1P03] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts
*Yuriko Nakano[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[3], Kenji Nanba[4], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utusnomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Tech., 3. Tsukuba Univ., 4. Fukushima Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

[1P04] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts
*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford University)
10:45 AM - 11:00 AM

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

[1P05-07] Application to Medicine and Biology

Chair:Satoshi Utsunomiya (Kyushu Univ.)
11:05 AM - 12:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P05] Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation
*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[1P06] Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning
*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Akihiro Sakoda[2], Yu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA)
11:20 AM - 11:35 AM

[1P07] Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system
*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku Univ.)
11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[1P08-12] Robot, Instrumentation, Support System

Chair:Hiroshi Shimoda (Kyoto univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P08] Performance Confirmation of MONJU Falied Fuel Detection and Location System
*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1], Keitaro Muto[1] (1. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[1P09] Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System
*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], keisuke Ishi[2], Akihiro Kitamura[3] (1. JAEA, 2. JEOL Ltd., 3. Labosoltech LLC)
3:00 PM - 3:15 PM

[1P10] Electrical Isolation Supporting System
*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)
3:15 PM - 3:30 PM

[1P11] Electrical Isolation Supporting System
*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)
3:30 PM - 3:45 PM

[1P12] Fundamental study on ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport
*Ryo Nishiwaki[1], Syun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo tech)

©Atomic Energy Society of Japan

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1P13-15] Human factors

Chair:Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)
4:10 PM - 5:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P13] Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1], Kazukiyo Ueda[2] (1. Tohoku University, 2. BWR Operator Training Center Corporation)

4:10 PM - 4:25 PM

[1P14] Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*Daisuke Takeda[1], Yuko Hirotsu[1] (1. CRIEPI)

4:25 PM - 4:40 PM

[1P15] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

4:40 PM - 4:55 PM

Room Q

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

[1Q01-04] Environmental Dynamics

Chair:Haruyasu Nagai (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q01] Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1Q02] Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*Shunsuke Nakamura[1], Endo Satoru[1], Kajimoto Tsuyoshi[1], Tanaka Kenichi[1], Maeda Makoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1Q03] The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*Yukiko Okada[1], Koiti Murakami[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kinichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5] (1. Tokyo City University, 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. Gunma University, 4. National Institute for Environmental Studies, 5. Musashi University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1Q04] Radioactive nuclide transport in coastal area including the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1Q05-09] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki (CRIEPI)
3:50 PM - 5:10 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q05] Fundamental research in for deformable scintillation materials

*hidehito nakamura[1], nobuhiro sato[1], daisuke maki[1], yoshiyuki shirakawa[2], sentaro takahashi[1] (1. Kyoto Uiversity, 2. Waseda University)

3:50 PM - 4:05 PM

[1Q06] A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*Akihiro Kimura[1], Akane Ishihata[1], Setsuo Ito[1], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] (1. MERMC)

4:05 PM - 4:20 PM

[1Q07] Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*Hirokuni Sasaki[1], Takao Ohtomo[1], Junichi Taira[1], Hiroaki Saneshige[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1Q08] Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter

©Atomic Energy Society of Japan

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Jyunichi Taira[1], Hiroaki Sanesige[1] (1. Tokyo Erectric Power Company Holdings, Inc.)

4:35 PM - 4:50 PM

[1Q09] Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1Q10-13] Environmental Radioactivity and Dynamics

Chair:Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

5:10 PM - 6:15 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q10] Isotopic Abundance of ^{40}K ($^{40}K/K$) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] (1. Hokkaido University)

5:10 PM - 5:25 PM

[1Q11] Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2], Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Pornnumpa Canis[2], Hiromi Kudo[2], Kumar Sarata Sahoo[5], Dadong Iskandar[6] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. NIFS, 4. SOKENDAI, 5. NIRS, 6. BATAN)

5:25 PM - 5:40 PM

[1Q12] R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires and assessment of the environmental impact

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency , 2. Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.)

5:40 PM - 5:55 PM

[1Q13] Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*Tadakazu Suzuki[1], Takesi Sugita[1], Sakae Kinase[2], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. NAIS Co. Ltd., 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1A01-06] Nuclide separation and recovery 1

Chair:Hajime Kinoshita (Univ. of Sheffield)

Wed. Sep 13, 2017 10:25 AM - 12:00 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A01] Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA[1,2], Tatsuya ITO[1], Seong-Yun KIM[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:25 AM - 10:40 AM

[1A02] Decontamination of rare earth metals from surface of glass by the emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

10:40 AM - 10:55 AM

[1A03] Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*Haruka Tateno[1], Takehiko Tsukahara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

10:55 AM - 11:10 AM

[1A04] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], tohru kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)

11:10 AM - 11:25 AM

[1A05] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

*Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[1A06] Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech, 2. Research Reactor Institute, Kyoto Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

CMPO 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

Study on Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using CMPO-Impregnated Adsorbents

*川村 太冴[1,2]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]

[1]東北大学・工、[2]日本原燃(株)

^{90}Sr の娘核種である ^{90}Y は、高レベル放射性廃液に含まれている有用核種の一つであり、医療応用が期待されている。HLLW より回収した ^{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、酸性溶液中における Y(III)の吸着挙動について検討を行った。

キーワード：ストロンチウム、イットリウム、CMPO 含浸吸着材、分離、抽出クロマトグラフィー

1. 緒言　使用済核燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃液(HLLW)は、含有する元素ごとに分離することで、最終処分の負荷軽減と資源創出が可能であると考えられている。その中でも ^{90}Sr の娘核種である ^{90}Y は、医療分野で利用することが期待されており、そのための HLLW 中からの ^{90}Sr の分離及び ^{90}Sr-^{90}Y の混合溶液中からの ^{90}Y の分離が重要な課題である。そこで我々は、Y(III)を Sr(II)から分離するため、CMPO (Octylphenyl(*N*,*N*-diisobutyl carbamoylmethyl)phosphineoxide)含浸吸着材を調整し、酸溶液中における Sr(II)及び Y(III)の吸着･分離特性を検討してきた[1]。本研究では、Y(III)を Sr(II)から分離するため、Y(III)の分離が可能であった硝酸及び過塩素酸中における Y(III)吸着の吸着速度、温度依存性及び飽和吸着量を調査し、新規 ^{90}Y 精製技術の評価を目的とする。

2. 実験　吸着材は、CMPO を SiO_2-P（多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子）に含浸担持させた CMPO/SiO_2-P 及び 1-ドデカノールを改質剤として添加した(CMPO+Dodec)/SiO_2-P をそれぞれ調製して用いた。吸着特性は、バッチ吸着試験から評価した。酸（硝酸及び過塩素酸）及び Y(III)濃度を所定の濃度に調整した溶液 4 mL と吸着材 0.2 g をガラスバイアルに封入し、恒温振とう水槽を用いて振とうした。フィルタを用いて吸着材と溶液を分離した後、溶液中の金属イオン濃度を、ICP-AES を用いて測定した。

3. 結果及び考察　(CMPO+Dodec)/SiO_2-P と初期 Y(III)濃度を 10～160 mM （M = mol dm^{-3}）の範囲で変化させた過塩素酸溶液を用いて吸着試験を行い、吸着後の Y(III)濃度に対して吸着量 Q_{eq} をプロットした結果を図 1 に示す。この結果を用いて、Langmuir、Freundlich および D-R の各吸着モデルについて吸着等温式のパラメータを求めたところ、各モデルにおける決定係数は、Langmuir: 1.00、Freundlich: 0.94、D-R: 0.84 であり、(CMPO+Dodec)/SiO_2-P に対する Y(III)の吸着は Langmuir モデルに良く従うことが判明した。また、硝酸条件及び CMPO /SiO_2-P においても同様に Langmuir モデルに従うことが判明した。飽和吸着量を求めると 0.20 mmol g^{-1} であった。

以上の結果に加え、接触時間依存性、温度依存性等の吸着特性について報告する。

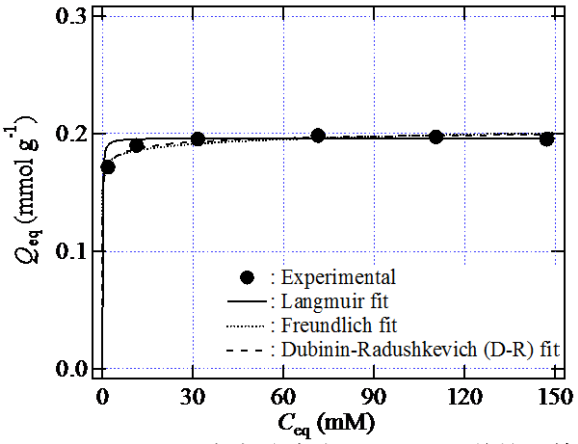


図 1. Y(III)の過塩素酸溶液における吸着等温線
（[$HClO_4$]: 1 M, [Y(III)]: 10~160 mM, Time: 5h, Temp.: 25℃, Phase ratio: 20 mL g^{-1}）

参考文献

[1] 川村太冴、他、日本原子力学会 2017 年春の年会、3L02 (2017).

*Taiga Kawamura[1,2], Seong-Yun1 Kim and Tatsuya Ito[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

HDEHPと硝酸から成るエマルションによるガラス表面に付着した希土類金属の除去

Decontamination of rare earth metal from the surface of the glass by emulsion consisting of HDEHP and nitric acid

*安江亮磨[1]，澤田佳代[1]，榎田洋一[1]
[1]名古屋大学

ファインバブル発生装置を用いて抽出剤であるジエチルヘキシルリン酸（HDEHP）を硝酸中に微細油滴として分散し，安定なエマルションを作製した．ガラスに付着した酸化ネオジムに対するこのエマルションの溶解力を評価した．

キーワード：液液抽出，エマルション

1. 緒言　金属酸化物粉末を取り扱う燃料加工施設等では，粉末がグローブボックス内部に付着する．これらの金属を回収するための新たな手法として，有機溶媒の微細油滴と硝酸から成るエマルションの利用を提案している[1]．本法では，旋回液流法によってエマルションを形成し，金属酸化物粉末を溶解すると同時に金属の抽出を可能とするものである．また，有機溶媒の微細化によって物質移動に係る界面積が増大し，抽出時間の短縮が期待できる．本研究では，金属酸化物を酸化ネオジムで代表し，そのガラス表面に付着した粉末をジエチルヘキシルリン酸（HDEHP）と硝酸から成るエマルションを用いて抽出した．

2. 実験　酸化ネオジム粉末を分散した純水をスライドガラスの端に 3.0×10^{-2} cm^3 滴下し，25℃で 7 日間以上乾燥してガラスに固着させて模擬除染試料をとした．界面活性剤としてポリエチレングリコール（平均分子量 400）（和光純薬）を 20 cm^3 加えた 0.1 mol dm^{-3} 硝酸水溶液 2 dm^3 に 2,2,4-トリメチルペンタン（和光純薬）で希釈した 30% HDEHP（東京化成）溶液 20 cm^3 をファインバブル発生装置（ECBL-S1，大巧技研）を用いて分散し，エマルションとした．エマルション 50 cm^3 をマグネットスターラーを用いて室温で撹拌しながら模擬試料を浸漬した．エマルションを採取し，硝酸水溶液で逆抽出し， ICP-MS（iCAP Qc，Thermo Fisher）を用いて Nd の濃度を測定し，次式で定義される回収率を求めた．

$$\text{回収率}(\%) = \frac{\text{溶液の Nd 濃度 } (\mathrm{g/m^3}) \times \text{ 溶液体積 } (\mathrm{m^3})}{\text{模擬試料が全量溶けた場合の Nd 量の計算値 } (\mathrm{g})} \times 100$$

また，比較実験としてエマルションの代わりに 0.1 mol dm^{-3} 硝酸を用いた実験を行った．

3. 結果・考察　図 1 にスライドガラスの浸漬時間と回収率の関係を示す. 溶媒にエマルションと硝酸を使った場合について，どちらも浸漬時間に対して単調に回収率が増加した．また，それぞれの溶解速度はエマルションで 2.0×10^{-5} g /s，硝酸で 2.6×10^{-5} g /s であった．これより HDEHP と硝酸から成るエマルションは硝酸と比べて殆ど変わらない溶解力を酸化ネオジムに対して示すことが分かった．

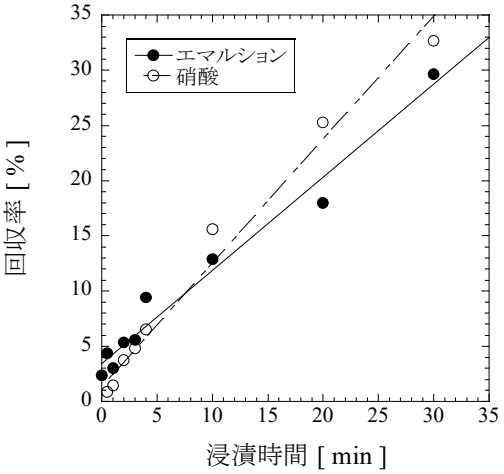


図 1　浸漬時間と回収率の関係

4. 結論　HDEHP と硝酸から成るエマルションを用いてガラスに付着した酸化ネオジムを溶解することができた．また，その溶解力は硝酸のみと比較して殆ど変わらないことが分かった．

参考文献

[1] 宮地裕基ら，日本原子力学会「2017 年春の年会」2L22(2017)

*Ryoma Yasue[1], Kayo Sawada[1] and Youichi Enokida[1]
[1] Nagoya University

相転移型水系溶媒抽出法による白金族元素の分離

Separation of platinum group metals by phase-transition-based aqueous solvent extraction

*舘野 春香[1]，塚原 剛彦[1]

[1]東京工業大学　科学技術創成研究院　先導原子力研究所

温度応答性ポリマーを用いた硝酸水溶液からの白金族元素の抽出実験を行い、抽出率に対する配位子、硝酸、及び硝酸ナトリウム濃度の依存性を明らかにした。

キーワード：温度応答性ポリマー、白金族元素、溶媒抽出

1. 緒言

ガラス固化に係る課題の解決には、高レベル放射性廃液から白金族元素（Ru, Rh, Pd）を選択的かつ効率的に分離回収する手法の確立が不可欠である。溶媒抽出やクロマト法に基づく分離技術が研究されているが、作業量や二次廃液の増加という点で課題がある。一方、温度応答性ポリマーPoly(*N*-isopropylacrylamide) (PNIPAAm)は、水中では 32℃付近に下限臨界溶解温度（LCST=Lower Critical Solution Temperature）を持ち、僅かな温度変化だけで親水・疎水性が変化するため、新しい分離媒体と成り得る。金属イオンを含む水溶液に疎水性抽出剤･PNIPAAm を導入し LCST 以上に昇温するだけで､PNIPAAm のゲル化が引き起こされ、そのゲル内に金属錯体として吸着・回収可能となる[1][2]。本研究では、PNIPAAm の相転移を利用した硝酸水溶液からの白金族元素の抽出特性の解明を目的とする。

2. 実験

白金族イオン(Ru(III)、Rh(III)、Pd(II))を含む 0～2 M 硝酸水溶液に、PNIPAAm 及び疎水性配位子である 1,3-dibutylthiourea（DBT）を添加して LCST 以下で攪拌し、白金族錯体を形成させた。その後、LCST 以上に昇温し、PNIPAAm を凝集・ゲル化させると共に、PNIPAAm ゲル内に白金族錯体を疎水性相互作用によって取り込ませ分離回収した。水溶液中に残存する白金族イオンの濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置にて定量し、抽出率及び分配比を算出した。

3. 結果・考察

Ru(III)、Rh(III)、Pd(II)の抽出率の配位子濃度及び硝酸濃度依存性を調べたところ、全体として、抽出率は配位子濃度の増加と共に増加した。Pd(II)はすべての硝酸濃度において 100%抽出されたが、Ru(III)と Rh(III)の抽出率は 0.1 M 硝酸水溶液において約 40%であり、硝酸濃度の増加と共に減少した。また、Ru(III)と Rh(III)の抽出率に対する硝酸ナトリウム濃度依存性を調べたところ、正の依存性を示した。硝酸濃度に対しては負の依存性を持つことから、H^+と NO_3^-は抽出率に対して逆の効果を持つことが明らかになった。さらに、分配比に対する配位子濃度及び硝酸イオン濃度の依存性から、Ru(III)及び Rh(III)の主な抽出種は、それぞれイオン対が解離した$[Ru(NO)(NO_3)(DBT)]^{2+}$及び多核錯体$[Rh_3(NO_3)_3(DBT)]^{6+}$あることが示唆された。

参考文献

[1] H. Tokuyama and T. Iwama, *Sep. Purif. Technol.*, **2009**, 68, 417–421.

[2] K. C. Park and T. Tsukahara, Jpn. Patent 2015–014508, **2015.**

---

*Haruka Tateno[1] and Takehiko Tsukahara[1]

[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の溶媒抽出分離
その３： ドデカンに代わる希釈剤の検討

Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides, Part III, Investigation of new solvent for the replacement of n-dodecane

*佐々木祐二[1], 鈴木伸一[1], 塩飽秀啓[1], 小林徹[1], 伊藤圭祐[1], 高橋優也[2], 金子昌章[2], 浅野和仁[2]
[1]原子力機構、[2]（株）東芝

ImPACT プロジェクトでは、高レベル廃液からの長半減期核種の分離回収及び核反応を用いる核変換処理を施し、環境負荷低減性が高く、有効な処分法を検討している。対象元素となる Pd, Cs, Zr 及び Se を溶媒抽出法で回収する方法に利用する新しい希釈剤について報告する。

キーワード：高レベル廃液、溶媒抽出、Pd, Cs, Zr, Se

１．緒言　ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）プロジェクトは高レベル廃液中の長半減期核種を効率的に回収し、核変換等の処分法の適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。我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を行っている。溶媒抽出で希釈剤に *n*-ドデカンを利用する際、抽出剤の溶解困難な場面や抽出後に第三相や有機相中が懸濁するケースが散見される。Zr 抽出に注目すると、Zr は入手の模擬廃液中に 89 mM と高い濃度で存在している。Zr 抽出に用いる抽出剤は HDEHP か TODGA であり、双方ともに *n*-ドデカンには可溶である。しかし、抽出後の有機相中に懸濁（第三相）が発生するため、プロセス利用は難しい。これらを根本的に回避するために、*n*-ドデカンに代わる新しい希釈剤の利用を検討した。

２．実験方法　希釈剤組成は炭素、水素、酸素からなるものに限定し、またここでは環状化合物を付加した有機物は検討から外した。元素組成から、希釈剤としてアルコール、ケトン、エステル、エーテルと炭化水素系に限定できる。その中から沸点、融点、及び引火点の文献値を調べ、室温で液体かつ引火点 50 度以上の有機溶媒を中心に検討した。100 mM Zr を含む 2 M 硝酸の溶液を用いて、0.5 M HDEHP を溶解した抽出溶媒を用いて、高濃度（80 mM 以上）で抽出可能な希釈剤の種類を調べた。

３．結果　今回利用した希釈剤による結果の一例を表 1 に示す。アルコール 4 種、エーテル 2 種、エステル 3 種とケトン 4 種の結果である。表より、分子量増加とともに融点、引火点の上昇がみられる。Zr 抽出量と懸濁（第三相）生成について分子量との関連は明確でない。この結果から、アルコールは比較的懸濁を生成しやすいこと、目標の 80 mM 抽出可能な希釈剤はノナノール、ジペンチルエーテル、オクタン酸メチル、ノナン酸メチル、ヘプタナール、ノナナールに限定される。

表1　各有機溶媒の構造と融点、引火点とZr抽出

有機溶媒名称	構造式（分子量）	融点	引火点	Zr抽出	懸濁
1-ヘキサノール	$C_6H_{13}OH$ (102.18)	-52 ℃	59 ℃	83.6 mM	あり
1-ヘプタノール	$C_7H_{15}OH$ (116.2)	-36	70	75.1	あり
1-オクタノール	$C_8H_{17}OH$ (130.23)	-15	80	42.9	あり
1-ノナノール	$C_9H_{19}OH$ (144.26)	-8~-6	104	100	なし
ジペンチルエーテル	$(C_5H_{11})_2O$ (158.28)	−69	57	92	なし
ジヘキシルエーテル	$(C_6H_{13})_2O$ (186.33)	−43	78	52.6	なし
オクタン酸メチル	$C_7H_{15}COOCH_3$ (158.24)	−40	69	92.9	なし
ノナン酸メチル	$C_8H_{17}COOCH_3$ (172.26)	−30	87	87.3	なし
デカン酸メチル	$C_9H_{19}COOCH_3$ (186.29)	−14~-11	90	55.9	なし
1-ヘプタナール	$CH_3(CH_2)_5CHO$ (114.19)	-43.3	48	100	なし
1-オクタナール	$CH_3(CH_2)_6CHO$ (128.21)	-23	51	64.9	なし
1-ノナナール	$CH_3(CH_2)_7CHO$ (142.24)	-19.3	75	87.9	なし
1-デカナール	$CH_3(CH_2)_8CHO$ (156.27)	-3	85	77.8	なし

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

Yuji Sasaki[1], Shinichi Suzuki[1], Hideaki Shiwaku[1], Tohru Kobayashi[1], Keisuke Ito[1], Yuya Takahashi[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Toshiba Corporation

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（LLFP 分離回収技術）

(1)塩化物溶融塩による模擬核種の溶出挙動

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP separation)

(1)Extraction Behavior of Simulated Fission Products by Chloride Molten Salts

*上原章寛[1]，鷹尾康一朗[2]，芝原雄司[1]

[1]京都大学，[2]東京工業大学

アルカリ及びアルカリ土類塩化物溶融塩と模擬 LLFP を含むガラスを高温にて接触させ、模擬 LLFP の溶融塩相への溶出挙動を調べた。アルカリカチオンあるいはアルカリ土類カチオンの種類に依存して模擬 LLFP の溶出量が異なった。

キーワード：ImPACT，核変換，ガラス固化体，抽出，溶融塩

1. 緒言

原子力システムにおける使用済み核燃料再処理を行った後に発生する高レベル放射性廃棄物 (HLW) の処分方法として、そのガラス固化体を 300 m 以深に地層処分する方針が検討されている。しかし、HLW のガラス固化体中には半減期の長い核種が含まれていることから、処分後の安全性に対する不安の払拭が処分場選定における大きな課題として残されている。近年、HLW に含まれる 100 万年以上の半減期を持つ長寿命核分裂生成物 (LLFP) である Se-79, Zr-93, Pd-107, Cs-135 の 4 核種を選定し、これらを短寿命もしくは安定な核種に核変換することにより HLW の大幅な低減・資源化を目指した研究がはじめられた。本研究では、HLW が安定に封止された既存のガラス固化体から上記 LLFP 4 核種を分離・回収するため、加熱溶融したガラス固化体に対してハロゲン化物系溶融塩*を接触させることによってガラスマトリックスからの LLFP 直接抽出分離の可能性について検討した(*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)。

2. 実験

高模擬ガラス (IHI 製, 5523N17 , ガラス主成分として Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li、HLW 模擬核種成分として Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd、その他成分として P, Cr, Fe, Ni を含む) 1g と、アルカリ塩化物及びアルカリアルカリ土類塩化物溶融塩(LiCl, LiCl-KCl, LiCl-$CaCl_2$, NaCl-KCl, NaCl-KCl-$CaCl_2$, NaCl-KCl-$MgCl_2$) 2g を 12 時間、650°C にて接触し、溶融塩相とガラス相を分取、溶融塩相を酸にて溶解し、ICP-AES により、溶出した模擬成分の溶出率を見積もった。溶融塩実験は酸素及び水分が 1ppm 以下に制御された電気炉付きグローブボックス内で行った。

3. 結果と考察

LiCl 及び LiCl-$CaCl_2$ 溶融塩を用いた時、Pd 及び Se の溶出を観測した。LiCl-$CaCl_2$ を用いた時ガラス相の主成分は Ca_2SiO_4でLiClを用いた時、主成分はLi_4SiO_4でありガラス相の主成分と溶融塩が反応していることが分かった。一方、NaCl-KClでは金属元素の溶出はほとんど観測されず、ガラス相成分との反応も観察されなかった。模擬ガラスに及ぼすアルカリ土類金属イオンの影響を調査するために、NaCl-KCl 系（模擬 FP が溶出しない塩）に $MgCl_2$ 及び $CaCl_2$ を添加した。$MgCl_2$ 及び $CaCl_2$ が50 wt% で模擬ガラス中からPd 及び Rh の溶出を観察した。特に 50 wt% $MgCl_2$の添加による寄与が大きかった。アルカリ金属とアルカリ土類金属で比較すると、塩化物よりも酸化物が安定な序列は Mg > Ca > Sr > Li > Ba > Na > K > Cs である。CaO はある程度は溶解するが（Ca^{2+} とO^{2-} が塩中に共存）、 MgO は溶解度がかなり低く、結果として、ガラス成分の Na_2O、B_2O_3の酸素が Ca^{2+}、Mg^{2+} の添加によってスカベンジされガラスの構造が破壊されているためであると予測された。

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

* Akihiro Uehara[1], Koichiro Takao[2], Yuji Shibahara[1]

[1]Research Reactor Institute, Kyoto Univ. [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech.

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（LLFP 分離回収技術）（2）模擬ガラス固化体からの核種溶出挙動に対する酸濃度の影響

Reduction and Resource Recycling of High-level Radioactive Wastes through Nuclear Transmutation (LLFP Separation) (2) Effects of Acid Concentrations on Elution of Nuclides from Simulated Vitrified Wastes

*鷹尾 康一朗[1], 上原 章寛[2], 池田 泰久[1]
[1]東工大先導原子力研, [2]京大炉

ガラス固化体から長寿命核種を分離・回収するための湿式処理技術開発のため、水溶液系におけるガラス主成分元素および模擬核種の溶出挙動に対する塩酸および硝酸の各濃度の影響について検討を行った。また、溶出速度についても検討した。

キーワード：ガラス固化体, 溶出, 湿式処理, ImPACT

1. 緒言

ガラス固化体の主成分であるホウケイ酸ガラスは化学的耐久性の高い材料として広く知られており、地層処分環境を模擬した中性から塩基性条件でのガラス固化体からの核種溶出挙動について幅広く検討されている。一方、想定される処分環境としてあまり一般的でない酸性条件(*)における溶出挙動については、ホウケイ酸ガラスの耐酸性の高さもあってか詳細な検討はなされていない。ところが、ホウケイ酸ガラスベースの模擬ガラス固化体に含まれるガラス主成分および模擬核種の多くが酸性水溶液中に溶出することを我々は見出した[1]。これはガラス固化体の湿式処理により当 ImPACT プログラムで目指す長寿命核種(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs)回収の達成を期待させるものである。本研究では、模擬ガラス固化体からの各元素の溶出挙動に対する酸の種類と濃度の影響について検討を行った。(*現在の地層処分環境とは異なる反応場条件)

2. 実験

模擬ガラス固化体(IHI 製, P/N 5523N17, 破砕状, ガラス主成分：Na, Si, B, Ca, Al, Zn, Li; HLW 模擬核種成分：Se, Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd; その他成分：P, Cr, Fe, Ni)と様々な濃度の硝酸水溶液もしくは硝酸と塩酸の混合溶液を 1:15 (g/mL)の固液比で混合し、一定温度に保持した。各時間において液相に含まれる成分を ICP-AES により定性・定量した。また、SEM を用いて処理後のガラス残渣の表面観察を行った。

3. 結果と考察

配管等の腐食の観点から、ガラス固化体湿式処理で使用する塩酸濃度をなるべく低減することが望ましい。このため、硝酸と塩酸の混合溶液中での模擬ガラス固化体からの各元素溶出挙動を検討した。結果として、塩酸濃度 0.04~1.00 mol·dm^{-3} (M)の範囲における各元素溶出率はほとんど変化しないことが判明した。従って、塩酸濃度を 0.04 M まで低減できる見通しが得られた。また、硝酸濃度に対する溶出率の依存性および溶出速度についても検討し、ガラス固化体湿式処理の条件選定に資するデータを取得した。なお、本研究で扱った条件は HLW の処分環境とは全く異なるものである。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献：

[1] 鷹尾ら 「ガラス固化体からの核種分離方法及び得られた多孔質ガラス固化体」特願 2017-034766.

*Koichiro Takao[1], Akihiro Uehara[2] and Yasuhisa Ikeda[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, TokyoTech, [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

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

[1A07-11] Treatment of Secandary Waste from Water Treatment

Chair:Yuji Sasaki (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A07] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institite of Electric Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1A08] Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*Shoichi Ono[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1A09] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1], Hajime Kinoshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Sheffield)

3:15 PM - 3:30 PM

[1A10] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Ines Garcia Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[1A11] Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mohoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1] (1. University of Sheffield, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ゼオライト系ハイブリット吸着剤のセシウムとストロンチウムの吸着特性

Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

*土方 孝敏[1]，塚田 毅志[1]，小山 正史[1]，北河 友也[2]，松倉 実[2]，三村 均[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]ユニオン昭和株式会社

ゼオライトは、種類により吸着性能が Cs または Sr に偏る。Cs と Sr の個々に吸着性能が高いゼオライトを混合して成型することにより、Cs と Sr の同時吸着剤を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所，セシウム、ストロンチウム、吸着剤、ゼオライト

1．緒言

福島第一原子力発電所の高濃度放射性汚染水処理では、高価なチタン酸系吸着剤を使用して Cs と Sr を除去している。安価なゼオライト系吸着剤を使用できればコストの低減になるが、Cs と Sr を同時に吸着できるゼオライトはない。Cs と Sr の高い吸着性能を持つ種類の異なるゼオライトを一体成型した新しいゼオライト系吸着剤を開発し、平衡吸着特性を把握した。

2．試験方法

バッチタイプの吸着試験により吸着剤の性能を評価した。吸着剤は、A-51 ゼオライトと Na で改質した天然モルデナイトを混合（20%, 50%）して一体成型したものを用いた。試験溶液としては、純水中に CsCl と $SrCl_2$ を混合した（Cs 濃度と Sr 濃度は約 2 ～約 2000 ppm）溶液とした。吸着試験の条件としては、ゼオライトを 0.04 g、溶液を 40 cm^3(溶液体積/固体重量比:V/S=約 1000(cm^3/g))として、Cs と Sr を含む溶液と吸着剤を入れた容器を、2Hz の振盪機上にて 150 時間以上撹拌を行った。撹拌後、試料溶液を採取し、0.45μm のフィルターを通した後に、原子吸光度計にて Cs と Sr 濃度を測定した。溶液中の Cs と Sr 濃度変化から、吸着剤へ吸着された Cs と Sr 量(mmol/g)を求めた。

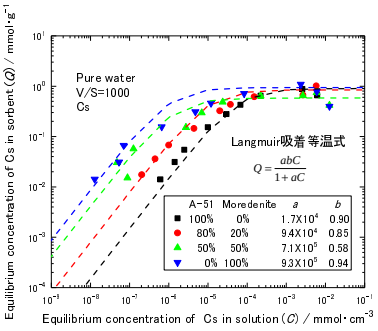


図 1　Cs の吸着等温図

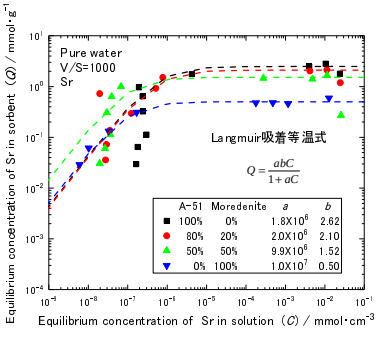


図 2　Sr の吸着等温図

3．結果及び考察

Cs と Sr の吸着等温図を図 1 と図 2 に示す。Cs と Sr は、ともに Langmuir 型の吸着(吸着等温式：$Q=\frac{abC}{1+aC}$)を示した。図 1 の Cs の吸着等温図では、モルデナイトの混合率により Cs 吸着平衡定数(*a*)が大きくなり、飽和吸着量(*b*)はあまり変化しなかった。図 2 の Sr 吸着等温図では、モルデナイトの増加により、Sr 吸着平衡定数(*a*)が大きくなり、飽和吸着量(*b*)が小さくなった。A 型ゼオライトに Na で改質したモルデナイトを混合して一体成型した吸着剤により、Sr 吸着だけでなく、Cs も同時に吸着するようになった。さらに、モルデナイトの混合率を変えることにより、Cs の吸着性能の調整が可能である。

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], and Hitoshi Mimura[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry., [2]Union Showa KK

鉄リン酸塩ガラスによる鉄共沈スラリーの安定化処理

Stabilization of Iron Coprecipitation Slurry by Iron Phosphate Glass

*小野昇一[1]　　東京電力 HD[1]

福島第一原子力発電所の放射性核種除去設備で発生した鉄共沈スラリーについて、自身を原料として溶融処理することで、鉄リン酸塩ガラスとして安定化できる可能性を明らかにした。

キーワード：鉄リン酸塩ガラス，ガラス固化，汚染水，二次廃棄物

1. 緒言

^{60}Co 等の放射性核種を含む鉄共沈スラリー自身を原料に鉄リン酸塩ガラスとして安定化する方法について検討した。水分を含む状態からの固化を想定したプロセス、および、脱水して FeOOH 粉体として乾いた状態で溶融固化するプロセスについて、市販の試薬を用いた小規模試験により適用性を検討した。

2. 実験

スラリー主成分である $Fe(OH)_3$ を出発形態とした試験では、$Fe(OH)_3$（含水率 70%）とリン酸を Fe/P モル比を 0.43 に調整し、廃棄物成分として 2mol%の CoO を混合して、約 50g を 100ml 容量のアルミナるつぼ（純度 99.7%）内に装填した。95～150℃の温度域で突沸しないよう脱水処理をした後、容量 4.3 L の小型電気炉内で 1200℃，2 時間の溶融処理を行い、電気炉内で自然冷却させた。FeOOH を出発形態とした試験では、FeOOH，P_2O_5 および CoO を混合し、同様の処理を行った。模擬廃棄物添加試験は、FeOOH を出発形態としたプロセスで行い、溶融温度, 時間および Fe/P を変化させて固化体を作製し、性状を比較した。

模擬廃棄物濃度[質量%]：CoO[2.4],SiO_2[10],Al_2O_3[7.0],TiO_2[2.9],ZnO[0.8],$Ca(OH)_2$[1.0],FeOOH[Bal.]

目視観察および粉末 XRD によりガラス化の評価を行うとともに、切断研磨面の目視観察および SEM/EDX 分析により均質性や廃棄物成分の溶け込み状況の評価を行った。

3. 結果

2 つのプロセスで作製した Co 含有固化体は、いずれもガラス光沢を呈し、XRD 分析で非晶質と確認されたことから、プロセスに依らず鉄リン酸塩ガラスを形成できることがわかった。模擬廃棄物を添加した試験では、より短時間での処理を試み、図に示すように、1200℃で 1 時間溶融することにより鉄リン酸塩ガラスが形成し、廃棄物成分もガラス相に溶解することがわかった。さらに、1100℃または 1000℃で 1 時間の溶融処理を試みたが、固化はするものの、リン酸鉄系結晶，未溶解 Fe, および SiO_2 等が偏析し、不均質であった。

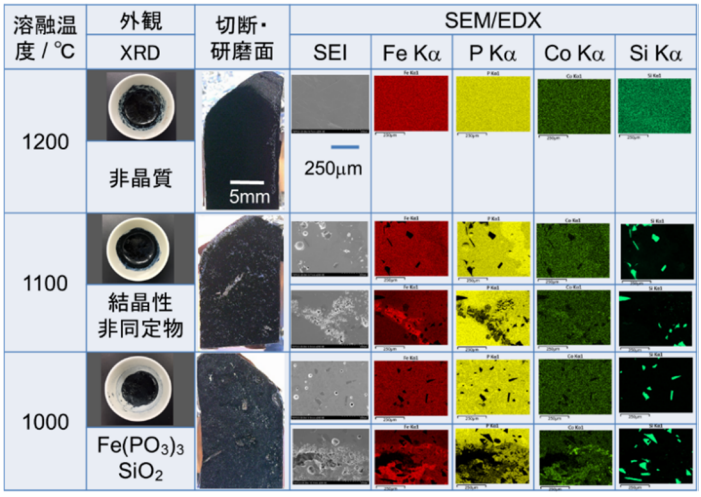


図　模擬廃棄物含有固化体の外観，結晶性および微細構造　(溶融 1 時間，Fe/P=0.43 [$FeOOH/P_2O_5$])

4. 結論

鉄共沈スラリーについて、自身を原料に 1200℃で 1 時間の溶融処理を行うことにより、鉄リン酸塩ガラスとして安定化できる可能性が示された。

*Shoichi Ono　　[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島汚染水処理二次廃棄物のための固定化技術の開発
(5) Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(5) Leaching rate of Sr^{2+} and Cl^-

*入澤 啓太[1], 谷口 拓海[1], 並木 仁宏[1], Garcia-Lodeiro Ines[2], 大杉 武史[1], 中澤 修[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漏えい、並びに水素ガス燃焼リスク低減を目的に、リン酸を用い、それらリスクを低減できる技術を開発している。ANSI/ANS16.1 に基づく浸出試験を実施し、Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度を調べた。本発表は、H28 年度文科省委託業務の成果の一部である。
キーワード：リン酸セメント、浸出試験、脱水、ストロンチウム、塩素

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、濃縮廃液、鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリー等が二次廃棄物として発生し、そのままの性状で貯蔵されている。それら汚染水処理二次廃棄物の貯蔵量は増大しており、それに伴い漏えい、水の放射線分解による水素ガス燃焼のリスクが増大している。二次廃棄物の長期貯蔵時におけるリスクを低減するため、脱水により水素ガス発生を抑制すると同時に、二次廃棄物中の放射性核種や海水成分を固定できる、リン酸を用いた固化技術の開発を目指している。これまでの結果から、90 – 100 °C の温度領域が水分量を最も低減でき、且つ Sr^{2+}及び Cl^-の置換が期待される $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$形成の可能性がある条件であると分かった[1,2]。本発表では、Sr^{2+}及び Cl^-を含むリン酸セメントの標準浸出試験(ANSI/ANS 16.1)を実施し、その浸出速度を調べた。

2. 実験

濃縮廃液の塩化物イオン濃度を参考に、5.0×10^4 ppm の Sr^{2+}及び 4.2×10^4 ppm の Cl^-を含む模擬廃液を作製した。その模擬廃液を用いて、Sr^{2+}及び Cl^-を含むリン酸セメント(CAP)を作製した。試料を 90 °C で 7 日間静置し、脱水させた。比較のため、同 CAP を 20 °C で 7 日間封緘養生した。その後、ANSI/ANS 16.1 に基づく標準浸出試験を実施した。浸出液を全量回収し、再度イオン交換水を投入する操作を 91 日目まで実施した。回収した浸出液中の Sr^{2+}及び Cl^-濃度を ICP-OES 及び IC を用いて分析した(2σ, n = 3)。

3. 結果と考察

図 1 に CAP 中の Sr^{2+}及び Cl^-の浸出速度を示す。浸出速度(NR_x, x = Sr, Cl)は以下の式を用いて算出した。

$$\mathrm{NR}_x = \frac{w_x}{Sct}$$

w_xは浸出したイオン種 x の量(mg)、S は試料の表面積(cm^2)、c は試料中のイオン種 x の濃度、t は浸漬期間(day)を示す。20 °C 及び 90 °C で作製された CAP における NR_{Sr}はいずれも<0.4 mg/day cm^2であった。また、90 °C で脱水した CAP の NR_{Sr}は 20 °C で封緘養生した CAP の NR_{Sr}と比較して有意な差がみられなかった。脱水の有無に関係なく同様な浸出挙動を示したことは、CAP 中の Sr^{2+}が $Sr_3(PO_4)_2$として不溶化された可能性がある。一方で、90 °C で脱水した CAP の NR_{Cl}は 20 °C で封緘養生した CAP の NR_{Cl}と比べて低下した。XRD 回折の結果から、CAP は 90 °C で脱水した際に微量の $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$を形成することが確認されており[1]、90 °C で脱水した CAP 中では Cl^-が $Ca_{10}(PO_4)_6Cl_2$として置換し、Cl^-の固定化を向上させた可能性がある。NR_{Sr}は NR_{Cl}と比較して約 100 倍小さかった。リン酸を用いた本技術は、Sr^{2+}の固定化に加え Cl^-の固定化の向上が見込まれ、脱水させたセメント系材料であることから、汚染水処理二次廃棄物の長期貯蔵時において漏えい・水素ガス燃焼リスクを低減できる可能性がある。

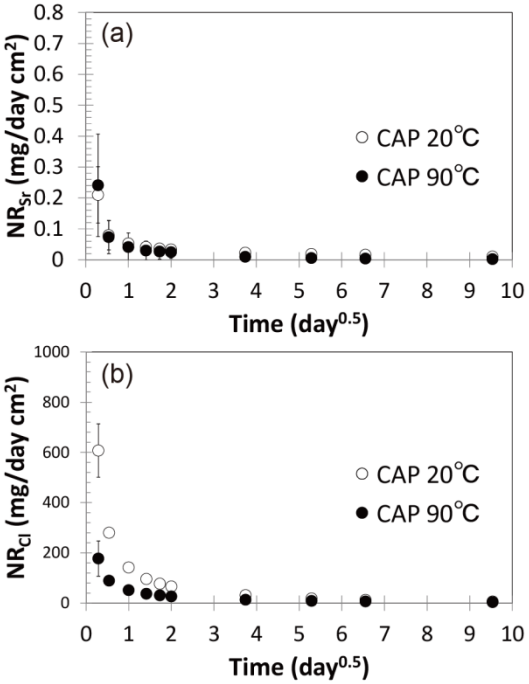


図 1. CAP 中の(a) Sr^{2+}及び(b) Cl^-の浸出速度.

[1] K. Irisawa et al., Proceedings of ICAPP 2017, 17618, 24-28 Apr. (2017)
[2] I. Garcia-Lodeiro et al., 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 7-9 Sep. (2016)

*Keita Irisawa[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Ines Garcia-Lodeiro[2], Takeshi Osugi[1], Osamu Nakazawa[1] and Hajime Kinoshita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Sheffield

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(6) Incorporation of simulated secondary aqueous wastes in CAC and CAP cements

*I. Garcia-Lodeiro[1], R. Lebon[1], D. Machoney[1], B. Zhang[1], K. Irisawa[2,] T. Ohsugi[2], O. Nakazawa[2], H. Kinosita[1]

[1]University of Sheffield, [2] Japan Atomic Energy Agency

Abstract

Incorporation of simulated secondary aqueous wastes was studied in the calcium aluminate cement (CAC) and calcium aluminate phosphate (CAP) with minimized water content. The inclusion of simulated secondary wastes did not disturb the fundamental reaction of the systems, but the significant salt contents resulted in Friedel's salt in CAC and chlorapatite in CAP.

Keywords: Calcium Aluminate Cements, Phosphates, Concentrated Effluent, Carbonated Slurry, Iron co-precipitated slurry

1. Introduction

Phosphates modified CAC cements (CAP) have been studied as an alternative matrix for the encapsulation of intermediate level wastes (ILWs) [1]. The use of phosphates allows not only to avoid the phase conversion reaction of the conventional CAC but also to generate a compact cementitious material with a reduced water content, which can be beneficial to avoid hydrogen gas generation associated with the radiolysis of water by radioactive wastes [2]. The present study investigates the incorporation of simulated secondary aqueous wastes (concentrated effluent, carbonated slurry and iron co-precipitated slurry) in these cements in terms of forming phases and microstructures.

2. Experimental

CAP pastes were prepared using the different secondary aqueous wastes as liquid of hydration. The water/cement ratio was 0.35 for all systems. CAC pastes were also prepared in the same manner as a reference. Samples were cured at either 35ºC or 90 ºC in open systems for 7 days. During this period the weight change of sample was monitored. After 7 days samples were characterized using XRD, TG, MIP and BSEM.

3. Results and Conclusions

Water content was found to be reduced to a larger extent in CAP cements cured at 90ºC than in CAC cured at 90ºC. Inclusion of simulated wastes did not significantly alter the formation of CAP or hydration of CAC. However, because of the high Cl content in the wastes, formation of chlorapatite was detected in all CAP systems cured at 90C. CAC containing simulated wastes, on the other hand, showed formation of the Friedel's salt.

References

[1] Swift P.D, Kinoshita H., Collier N.C, Utton C.A, Phosphate modified calcium aluminate cement for radioactive waste encapsulation Advances in 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

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
(7) Leaching test of CAC and CAP containing simulated secondary wastes

Ines Garcia-Lodeiro[1], Rodolphe Lebon[1], Dominic Mahoney[1], Boyu Zhang[1], Keita Irisawa[2], Takeshi Ohsugi[2], Osamu Nakazawa[2], *Hajime Kinoshita[1]

[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency

Leaching tests have been conducted on CAC and CAP systems prepared with minimised water content, containing simulated secondary aqueous wastes to investigate their feasibility as wasteforms. In CAC, the effect of reduction in water content on leaching was small whereas CAP system indicated a significant benefit of reduction in water content. CAP appears to be beneficial to retain alkaline earth elements such as Sr, when cured at elevated temperatures.

Keywords: Leaching, Phosphate Cement, Calcium Aluminate Cement, Concentrated Effluent, Carbonated Slurry, Iron Co-precipitated Slurry, Strontium.

1. Introduction

Phosphate cements have been studied as an alternative matrix for the encapsulation of ILWs [1]. Because they solidifies through acid-base reaction, differing from the hydration of conventional cement, water content of the system can be reduced once raw materials are mixed. This is highly beneficial to minimise the risk of hydrogen gas generation due to the radiolysis of water by the radioactive waste components. In the present study, leaching tests have been conducted on CAC and CAP systems prepared with minimised water content, containing simulated secondary aqueous wastes (concentrated effluent, carbonated slurry and iron co-precipitation slurry) to investigate their feasibility as wasteforms.

2. Experimental

CAC and CAP pastes containing the simulated wastes were prepared curing at 35 and 90ºC for 1 week. Leaching test was conducted in accordance with ASI/ANS procedure for up to 90 days [2]. Leachates were analysed using ICP-OES, together with pH values. The tested materials were characterised using XRD, TG, MIP and BSEM/EDX after 90 days.

3. Results and discussion

The CAC system indicated a similar results both when cured at 35 and 90ºC, suggesting the effect of reduction in water content on leaching is small. The pH of leachate was ~12.0 in all cases, and significant amount of Ca and Al leaching was observed. XRD data suggested this is likely due to the dissolution of CA, the main clinker phase in CAC remained unreacted in the system. Formation of AFm phases (stratlingite and monocarboaluminate) was also observed. The effects of the curing condition and reduction of water content was more significant in CAP system. Leaching of Sr and Ca were reduced, along with that of P, suggesting that they are forming solid phosphate products. pH of the leachates was increased from ~11.3 to 11.7 reflecting this. CAP appears to be beneficial to retain alkaline earth elements such as Sr, especially when cured at elevated temperatures. The porosity was increased in all systems after 90 days of leaching.

References

[1] P.D. Swift P.D, H. Kinoshita, N.C. Collier, C.A. Utton, Phosphate modified calcium aluminate cement for radioactive waste encapsulation, Advances in Applied Ceramics, 112 (2013) 1-8.

[2] ANSI ANS 16.1.2003 Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a short-term test procedure.

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

[1A12-15] Debris Treatment 1

Chair:Akihiro Uehara (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:10 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A12] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE , 2. Mitsubisi Materials)

4:05 PM - 4:20 PM

[1A13] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2] (1. Hitachi-GE, 2. Mitsubishi Materials)

4:20 PM - 4:35 PM

[1A14] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Mitsubishi Materials, 2. Hitachi-GE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1A15] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tetsuo Fukasawa[2] (1. Tohoku University, 2. Hitachi-GE)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(13) 模擬デブリ調製試験（その２）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(13) Simulated Debris Preparation Experiments (Part 2)

*遠藤 慶太[1]、渡邊 伸二[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリ調製試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリ調製試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、燃料デブリのフッ化反応性を評価するために調製した模擬燃料デブリの性状分析結果について報告する。

2. 実験

主要成分を含む UO_2-Fe 系模擬デブリとして UO_2-Fe-Na、UO_2-Fe-B_4C、UO_2-Fe-FP(Cs、Sr、Nd)、UO_2-Fe-Al_2O_3 の調製試験を行った。Na、Cs、Sr は調製の出発物質として炭酸塩を、Nd は酸化物を用いた。模擬デブリ原料粉を混合・加圧成型した後、ケラマックス炉を用いて模擬デブリ焼結体を調製し、調製した模擬デブリに対して種々の性状分析を行った。

3. 結果・考察

調製試験の 1 例として、UO_2-Fe-FP(初期組成モル比：UO_2/Fe/Cs/Sr/Nd＝48/48/0.87/0.17/2.96)の XRD 分析結果を図 1 に示す。分析結果から UO_2、Fe 相は同定されたが、FP 成分由来の化合物は検出されなかった。また、ICP-MS/AES 分析より UO_2-Fe-FP 中の各元素の存在量を調べた結果、Cs のみ初期装荷量の約 1/100 以下の存在量であり、Sr、Nd はほぼ全量残存していた。UO_2-Fe-FP と調製に使用した UO_2原料粉末の高角側における XRD 分析結果を図 2 に示す。UO_2-Fe-FP の UO_2 相ピークは、UO_2原料粉末より高角側に約 0.2° シフトしていた。また、UO_2-Fe-FP の格子定数を求めると 5.466Å となり、UO_2原料粉末(5.470Å)より小さかった。UO_2相ピークがシフトしたのは、UO_2-Fe-FP 中の UO_2 と FP 成分の固溶化によるものだと考えられる。

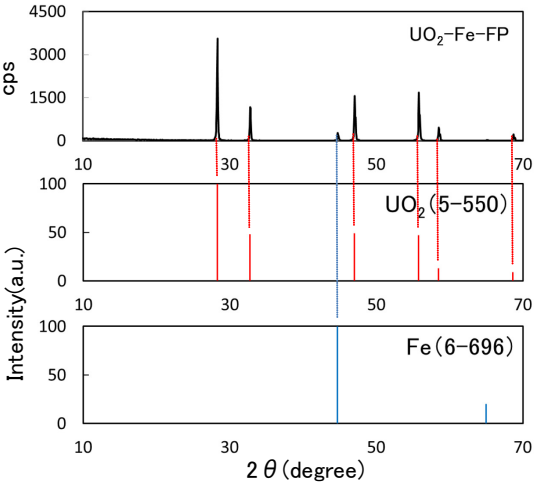


図1． UO_2—Fe—FP の XRD 分析結果

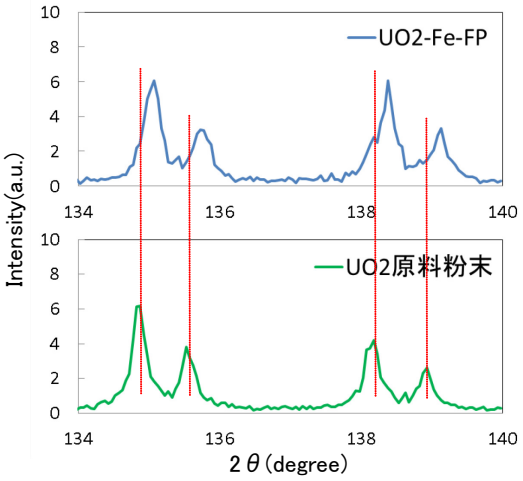


図2． 高角側における UO_2—Fe—FP と UO_2 原料粉末の X 線回折結果

参考文献； [1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56

*Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(14) 模擬デブリフッ化試験（その４）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(14) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 4)

*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]，渡邊 伸二[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

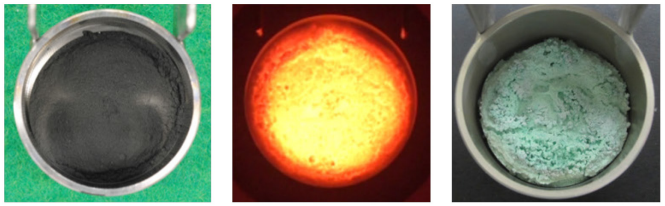
本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、主要成分含有模擬デブリのフッ化試験結果について報告する。

2. 実験

主要成分含有模擬デブリ(UO_2-Fe-Na、UO_2-Fe-B_4C、UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)、UO_2-Fe-Al_2O_3)のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%F_2ガスを 300ml/min で 60 分間供給した。フッ化反応で生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収、不揮発性フッ化物は試料ボート内でフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

主要成分含有模擬デブリの試験結果の 1 例として、UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。フッ化試験後の残渣は薄青色を呈しており、本試料を XRD 分析した結果を図 2 に示す。フッ化試験後の残渣は、Fe、Nd フッ化物となっていた。また、残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中の U は、ほぼ全量が U フッ化物（UF_6）で揮発したと考えられる。前報[2]のとおり本模擬デブリは固溶体を形成していたと考えられるが、燃料成分である U はフッ化揮発し、その他の構造物・FP 成分（Fe、Nd）から分離回収できる見通しが得られた。



(1)フッ化試験前　(2)フッ化試験中　(3)フッ化試験後

図1. UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況

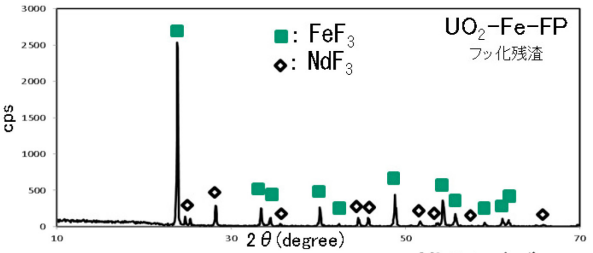


図2. UO_2-Fe-FP(Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験後のXRD分析結果

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56　[2]遠藤ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Shinji Watanabe[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(15) 多成分フッ化物の酸化物転換試験

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(15) Multi-component Fluorides Oxidation Experiments

*近沢 孝弘[1]、深澤 哲生[2]

[1]三菱マテリアル，[2]日立ＧＥ

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。多成分系フッ化物の酸化物転換試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、酸化物転換試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。燃料デブリをフッ素ガスと反応させることで、核燃料成分は揮発性フッ化物としてガス化回収し、構成材成分や核分裂生成物の大部分は不揮発性フッ化物として残渣側に残留する。この残渣フッ化物を酸化物に転換する条件について、これまでにフッ化物試薬を使った単成分系の試験によって、その基本的な反応性を確認した[2]。それら結果をもとに、代表的なフッ化物について多成分共存系試料による酸化物転換試験を行った。

2. 実験

燃料デブリをフッ化処理した際に残渣側に残留する主要 2 成分として FeF_3 - ZrF_4 系、それに核分裂生成物の代表 3 成分を加えた 5 成分として FeF_3 - ZrF_4 - CsF - SrF_2 - NdF_3 系の 2 種類の多成分系フッ化物試料を対象とした。これら試料について、湿潤ガスの導入が可能な熱天秤およびボート炉により、所定温度に加熱して高温加水分解反応を生じさせる酸化物転換試験を行い、転換反応性や残渣物性等のデータを取得した。

3. 結果・考察

主要 2 成分系試料では、各々の単成分試験結果と同様に、共存系においても容易に酸化物に転換されることを確認した。5 成分系試料では、熱的に安定な SrF_2 が、FeF_3 および ZrF_4 との共存によって、より低温で複合酸化物に転換されることがわかった。この反応により、処理中に揮発する CsF を除いた 4 成分は酸化物に転換されることを確認した（表 1）。SrF_2 などのアルカリ土類金属のフッ化物は、U_3O_8 や WO_3 と共存することで加水分解反応が促進されることが知られており、類似の反応が生じたものと考えられる。

表 1 多成分フッ化物の酸化物転換試験結果（1 グラム規模ボート炉）

フッ化物原料粉		主要 2 成分系 FeF_3 - ZrF_4	5 成分系 FeF_3 - ZrF_4 - CsF - SrF_2 - NdF_3
試験条件	温度条件	昇温 10℃/min → 温度保持 1200℃ × 3h	
	導入ガス	0.3atm - H_2O ／ N_2	
残渣形態	主要化学形態 （X 線回折）	Fe_3O_4, ZrO_2	Fe_3O_4, ZrO_2 $SrFe_{12}O_{19}$, $SrZrO_3$, Nd_2O_3
酸化物転換率	フッ素含有率より算出	99.9 %	99.9 %

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56， [2]菊池ら、日本原子力学会 2016 年春の年会 2I08

* Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa [2]

[1] Mitsubishi Materials, [2] Hitachi-GE

本報告は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 28 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(16) ウランおよび構造材のフッ化の熱力学的検討

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(16) Thermodynamic Evaluation of Fluorination of Uranium and Structural Materials

*佐藤修彰[1]，桐島　陽[1]，深澤哲生[2]

[1]東北大，[2]日立 GE

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。フッ素を用いた、ウランやジルコニウム酸化物、構造材のフッ化実験の結果について熱力学的評価を行い、それらの結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化挙動、安定化処理、フッ素

１．緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリおよび福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの、安定化処理技術を開発することである。処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U, Pu から大部分の不純物を除去して核物質含有量の低減と計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。その際、燃料デブリを構成する燃料酸化物や被覆管や圧力容器など構造材と、フッ素との反応について検討する必要がある。これまで、フッ素雰囲気の TG-DTA 法によりウランおよびジルコニウムや鉄系酸化物ともに、UO_2-ZrO_2 混合酸化物のフッ化挙動について調べ、報告してきた[1-3]。ここでは、個々の化合物のフッ化反応について熱力学的に評価するとともに、模擬デブリのフッ化挙動について検討した。

２．解析方法

ウランやジルコニウム、鉄などの金属および酸化物とフッ素との反応における自由エネルギー変化について MALT-II（科学技術社）を用いて計算するとともに、それらの元素の所定温度におけるフッ素-酸素系ポテンシャル状態図を作成して熱力学的検討を行い、実験結果と比較検討した。

３．結果・考察

ウラン酸化物とフッ素との反応について Gibbs 自由エネルギー変化を比較すると、酸化物から UF_4 や UF_6 といったフッ化物を生成するよも、UO_2F_2 のようなオキシフッ化物を生成する反応が起こりやすいことが分かった。U-F_2-O_2 系ポテンシャル状態図からは、UO_2 がフッ素により IV から酸化され価数が増加し、オキシフッ化物(UO_2F_2)を経由して、UF_6 として揮発することが考えられた。熱力データがないたえに 5 価に相当する UO_2F の領域が現れていないが、TG-DTA の結果からは、UO_2 からを UO_2F に相当する重量増加が見られており、このようなオキシフッ化物を経由して、フッ化が進行することが分かる。ジルコニウムの場合は、低温より低級フッ化物を経由して ZrF_4 を生成するが、フッ化実験におけるフッ素および酸素分圧下では、ZrF_4 が安定であることが分かった。金属鉄の場合には、低温より反応して FeF_2 や FeF_3 を生成するが、鉄系酸化物の場合には、FeO 領域が消失し、Fe_3O_4 および Fe_2O_3 から FeF_3 を安定に生成することが分かった。さらに、模擬デブリに含まれると考えられるいくつかの元素とフッ素との反応について、同様に熱力学的検討を行い、燃料デブリのフッ化挙動を評価した。

参考文献　[1] 佐藤ら，日本原子力学会 2015 年春の年会(茨城大), L17, [2]佐藤ら，同 2016 年春の年会(東北大), 2I09
[3] 同 2016 年秋の大会(久留米), 2F24

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishma[1] and Tetsuo Fukasawa[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi-GE.

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

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

[1A16-19] Debris Treatment 2

Chair:Koichiro Takao (Tokyo Tech)

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM Room A (B11 - B1 Block)

[1A16] Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Takayuki Sasaki[2], Nobuaki Sato[1] (1. IMRAM, tohoku univ., 2. Kyoto University garaduate school of engineering and faculty of engineering)

5:10 PM - 5:25 PM

[1A17] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Atsushi Nezu[2], Nobuaki Sato[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[1A18] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Nobuaki Sato[2] (1. Tokyo City University, 2. Tohoku University)

5:40 PM - 5:55 PM

[1A19] Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2] (1. Tokyo City University Graduate School, 2. Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究 (4)燃料デブリの組成とアクチノイド溶出挙動の関係

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(4)The effect of fuel debris composition on the actinide leaching behavior

*長友　彬人[1]，桐島　陽[1]，秋山 大輔[1]，佐藤　修彰[1]，佐々木　隆之[2]
[1]東北大多元研，[2]京大院工

ジルコニア、セメント構成成分または普通ポルトランドセメントを含むウラン酸化物に、MA(Np，Am)トレーサを添加した模擬燃料デブリを酸化あるいは還元雰囲気で加熱処理して調製した。これを海水及び純水に浸漬し、溶出率を求めるとともに、燃料デブリの組成とアクチノイド溶出挙動の関係を考察した。

キーワード：MCCI 燃料デブリ，アクチノイド，溶出挙動，汚染水

1. 緒言　2011 年 3 月に発生した、福島第一原子力発電所事故では、冷却材が喪失したことにより燃料が溶融し、被覆管成分であるジルカロイや構造材成分であるコンクリートと反応し、燃料デブリが形成した。さらに、燃料デブリが冷却水と接触したことでウランやマイナーアクチノイド(MA)、核分裂生成物(FP)の一部が汚染水に溶出した可能性がある。燃料デブリは生成時の温度や反応物、酸素濃度をはじめとする雰囲気の違いによって、さまざまな固相状態をとると考えられる。さらに、事故直後に非常用冷却水として注入された海水と、現在継続的に注入されている純水では化学組成が異なることを踏まえると、燃料デブリからの核種の溶出挙動は複雑なものになると予想される。本研究では、MA トレーサを添加した UO_2 を ZrO_2、$CaCO_3$、SiO_2 および普通ポルトランドセメントと異なる組成にて混合し、さらに異なる温度や雰囲気における熱処理により模擬燃料デブリを調製した。その後、海水および純水への溶出試験を行い、核種の溶出挙動に及ぼす加熱温度や雰囲気の影響を評価した。

2. 実験　^{237}Np，^{241}Am および ^{152}Eu トレーサを添加した UO_2 と ZrO_2、セメント構成成分($CaCO_3$，SiO_2)またはセメント粉を、当モル比(UO_2: ZrO_2=1:1, UO_2:CaO:SiO_2=1:1:1 等)になるように秤量し、磨砕・混合した。これを酸化雰囲気(2% O_2)もしくは還元雰囲気（10% H_2）のなかで、 1200 ºC または 1600ºC で熱処理を行い、模擬燃料デブリを調製した。この燃料デブリを人工海水もしくは純水に固液比 4 g / L で浸漬し、31 日間の溶出試験を行った。溶出試験後、試料を孔径 0.45 μm ニトロセルロースフィルタを用いて固液分離し、液相部分を 1M 硝酸により希釈してγ線測定試料を作製し、γ線スペクトロメトリを実施し ^{152}Eu の溶出率をもとめた。次に同試料を用いて、水酸化サマリウム共沈法によりα線測定試料を作製し、α線スペクトロメトリを実施し ^{238}U, ^{237}Np および ^{241}Am の溶出率をもとめた。

3. 結果・考察　UO_2, $CaCO_3$ および SiO_2 をモル比 1:1:1 で混合した試料(a)と UO_2, ZrO_2, $CaCO_3$ および SiO_2 をモル比 1:1:1:1 で混合した試料(b)を酸化雰囲気において 1600ºC で加熱処理して調製した模擬燃料デブリの場合、純水系、海水系における U の溶出率は、いずれの場合でも、試料(b)の方が試料(a)に比べて低い値となった。IV 価が極めて安定な Zr がデブリ中に存在することにより、デブリ中の UO_2 固溶体の安定性が増加したためと考えられる。セメント粉を用いた試料(c)についても同様の溶出試験を行い、デブリ中のセメントの微量成分が各核種の溶出率に及ぼす影響についても検討した。

謝辞　本研究は、科学研究費(基盤研究(A) 16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の一環として実施している。

*Akito Nagatomo[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1] and Takayuki Sasaki[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
(1)選択フッ化プロセス

Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(1)Selective fluorination process

*松浦 治明[1]、内山 孝文[1]、根津 篤[2]、佐藤 修彰[3]

[1]東京都市大，[2]東工大、[3]東北大

東京電力福島第一原子力発電所事故によって発生した燃料デブリの処理・処分法として選択フッ化と溶融塩電解を組み合わせた方法を我々は検討してきた。本研究では、燃料デブリに随伴する可能性のあるジルカロイ、およびステンレスの HF によるフッ化挙動を調査した。メタル成分がデブリに残留する場合はあらかじめ酸化処理を施しておく方が、その後のフッ化プロセスが単純化されることが分かった。

キーワード：燃料デブリ，フッ化水素，ジルカロイ，ステンレス，示差熱分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の炉心溶融に伴い生成した燃料デブリをいかに安全に取りだし安定化処理するかは、一連の廃炉工程における重要なプロセスのうちの一つである。我々はそのプロセスに乾式法の適用を検討し、選択フッ化と溶融塩電解を組み合わせ、2 次廃棄物発生量の少ないプロセス構築を目指している。デブリの主成分と目されている UO_2－ZrO_2 については既に、ウランを選択的にフッ化させるためには、組成や出来た当時の雰囲気によりどのようにフッ化条件を換えればよいかの指針をえることができた[1]。ここでは、ジルカロイ(Zry-2)やステンレスがそのまま残留しデブリと混在している場合、どのようなフッ化挙動を取るか明らかにするために HF 雰囲気下での反応の熱力学的な検討を行った。

2. 実験

フッ化実験は全て東北大学多元物質科学研究所のホットラボにて行った。HF ガスを安全に使用できるようにグローブボックス内に設置された示差熱天秤装置を用い、白金セル中に保持された数 mg の各試料を Ar40 ml/min をキャリアーガスとして HF 20ml/min で流しながら、500ºC まで 10ºC/min の昇温速度で熱重量測定(TG-DTA)を行った。測定後白金セルに残留した試料について X 線回折により生成物の同定を行った。

3. 結果と考察

Zry-2 を加熱したときの TG-DTA 結果を Fig.1(a)に示す。Zry-2 の質量増加および急激な発熱反応が 400℃付近で起きており，この時点で速いフッ化が始まったと考えられる．また、360℃付近にもわずかに質量増加が確認できる．この二段階の反応は ZrO_2 のフッ化の特徴と似通っていることから Zry-2 表面の酸化物層のフッ化反応も含まれていることが示唆される．

SUS304 粉末の TG-DTA 測定結果を Fig.1(b)に示す．重量増加はほとんどなく，測定後の試料の X 線回折でもフッ化物の有意量の存在は確認できなかったが，350 ℃付近での若干の発熱がフッ化の可能性を示唆している．よって SUS304 のフッ化は多成分の合金による安定化と表面酸化被膜の影響が結果に表れたものと考えられる。

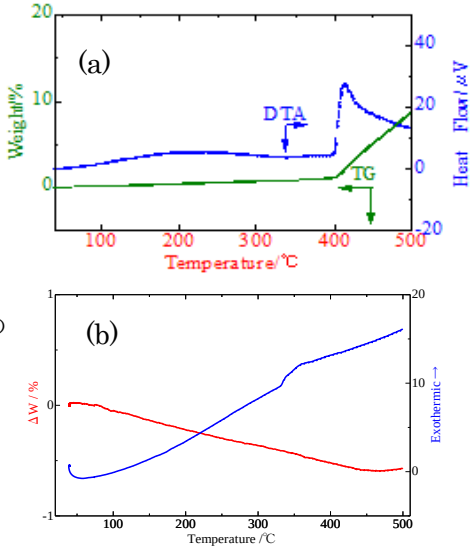


Fig.1 TG-DTA of Zry-2 (a) and SUS304 (b) in the presence of HF.

参考文献

[1] T.Ono, et al, *ECS Trans*. **75**, 87-93 (2016)

本研究は,JSPS 科研費 JP15K06665 による成果である。

* Haruaki Matsuura[1,2], Takafumi Uchiyama[2], Atsushi Nezu[3], Nobuaki Sato[4]

[1]Tokyo City University, [2]Tokyo Inst. Tech., [3]Tohoku University

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
（2）フッ化物溶融塩へのフッ化ジルコニウムの溶解挙動

Selective Fluorination and Molten Salt Electrolysis of Fuel Debris

(2) Dissolution Behavior of Zirconium Fluoride to Molten Fluoride

*佐藤　忠義[1]，松浦　治明[1]，内山　孝文[1]，佐藤　修彰[2]

[1]東京都市大学，[2]東北大学

燃料デブリの処理方法として検討されている乾式処理プロセス、溶融塩電解法の工程の前のプロセスである、選択溶解プロセスについて検討した。ここでは、作製した試料の上部と下部のジルコニウム含有量に着目し、フッ化物溶融塩（FLiNaK）中でのフッ化ジルコニウムの溶解挙動を評価した。

キーワード：フッ化ジルコニウム, FLiNaK, 蛍光 X 線分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所での事故により発生した炉心溶融に伴ってできた燃料デブリの処理方法が廃炉に向けた課題の一つになっている。従来の燃料再処理に用いられている湿式法と比較して臨界管理上の制約が緩和され、オンサイトでの処理も実行できる利点を持つ乾式処理プロセスが期待されている[1]。ここでは燃料デブリに混在するとされている燃料被覆管に含まれるジルコニウム由来の化合物が、選択溶融塩溶解プロセスにてどのような挙動をするかを考察するために、ZrF_4 とフッ化物溶融塩 FLiNaK [NaF-KF-LiF の共晶塩] を電気炉にて高温下で共存させ、炉冷後、試料の上部と下部の Zr 含有量を蛍光 X 線分析により定量することで FLiNaK 中での Zr の挙動を調査した。

2. 実験方法

LiF-KF-NaF=46.5:42:11.5mol%[2]を一定量グラッシーカーボン(以下 GC) 製のルツボに測り取り、正確な重量を記録した。加熱は Ar 雰囲気のグローブボックス(以下 GB)内の電気炉にて 800℃まで昇温させ、6 時間保持させた。室温まで電気炉の温度が下がった後に取り出し、タングステンカーバイド製のルツボで粉砕し FLiNaK とした。次に、ZrF_4 を GC 製のルツボに入れ、上からその FLiNaK を被せた。試料の物質量比は ZrF_4-FLiNaK=1:99,3:97,5:95,10:90,11:89 の計 5 試料である。試料を GB 内の電気炉にて 800℃まで昇温させ、6 時間維持した。電気炉が室温まで炉冷後に試料を取り出し、取り出した試料の上部と下部から 60mg をそれぞれ削り取り、同量の BN と混合し、ペレット成型を行い蛍光 X 線分析(XRF)試料とした。蛍光 X 線強度から検量線法を用いて測定試料の Zr 含有量を分析した。

3. 結果・考察

Fig.1 に ZrF_4 の物質量百分率に対し試料上部および下部に含まれる Zr の重量百分率をプロットした図を示す。Fig.1 の均質試料の計算値は混合前の物質量比から計算された値である。計算値と試料上部、試料下部からの定量結果とを比較し、FLiNaK 中での試料の挙動を推察した。測定結果から、試料上部、試料下部ともに計算値を下回っている。しかし、初期共存段階では存在しているはずのない試料上部に Zr が存在していることから下部から Zr が移動していると考えられる。このことから ZrF_4 の全体への拡散が確認できたが、計算値を分析結果が上部だけでなく、下部の試料も下回っていることから、下部の試料よりも試料中央部に Zr が試料内部に偏在している可能性がある。今後はより、ZrF_4 の溶解挙動を詳しく精査するため、ZrF_4 の濃度分析の細分化を行い、高温時での Zr の分布を固定するため、試料高温処理後に急冷を行う予定である。さらに、中央部の Zr 分布状態を把握するために EPMA での分析も行う予定である。

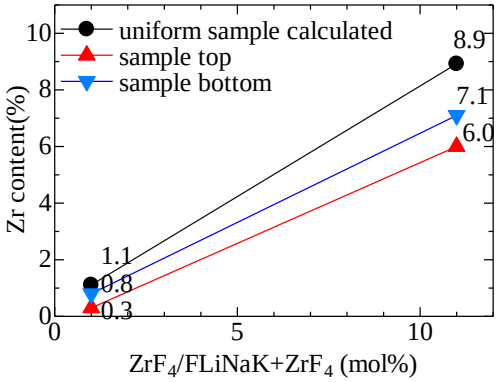


Fig.1 Change of Zr contents(wt%) with increasing ZrF_4 molar ratio.

参考文献

[1] T.Ono, NSato, A Nezu, T.Uchiyama. H.Matsuura, *ECS Trans*. **75**, 87-93(2016)

[2] Ernest M.Levin, Carl R.Robbins, Howard F,McMurdie, *PHASE DIAGRAM FOR CERAMISTS* **432** (1964)

本研究は JSPS 科研費 JP15K0665 による成果の一部である。

*Tadayoshi Sato[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1] and Nobuaki Sato[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tohoku Univ.

選択フッ化と溶融塩電解による燃料デブリの処理
(3)溶融塩化物浴中におけるフッ化物イオン共存下でのジルコニウムの電気化学的挙動

Selective fluorination and molten salt electrolysis of fuel debris

(3)Electrochemical behavior of zirconium in molten chloride coexisting fluoride

*江森 達也[1]、内山 孝文[2]、松浦 治明[1,2]

[1]東京都市大学大学院，[2]東京都市大学原子力研究所

2011 年の東日本大震災による福島第一原発事故によって発生した燃料デブリの処理方法として選択フッ化及び溶融塩電解法が検討されている。この処理プロセスにおける、溶融塩電解法に着目しジルコニウムの回収を目的として、その溶融塩中におけるジルコニウムの電気化学的挙動を調査した。

キーワード：燃料デブリ，電気化学，溶融塩電解，塩化物溶融塩，ジルコニウム

1. 緒言

2011 年の東日本大震災による福島第一原子力発電所の事故により発生した燃料デブリの処理方法の一つとして、選択フッ化及び溶融塩電解法を組み合わせた方法を検討してきた。本研究では、選択フッ化、選択溶解、溶融塩電解法という一連の処理プロセスの中で溶融塩電解法による処理方法に着目し、燃料デブリの主成分とされているウラン-ジルコニウム混合物からのジルコニウムの電解回収を目的として、電気化学的挙動を調査した。上流プロセスでは、選択フッ化によってフッ化物に転換されるが、本検討では、高速炉燃料の再処理に用いられる塩化物浴を電解浴として用いた。

2. 実験

電気化学測定は、東京都市大学原子力研究所のアルゴン雰囲気下のグローブボックス内に設置されている電気炉で、LiCl-KCl に ZrF_4 を 0.6wt%,0.9wt%,1.2wt%,1.5wt%と濃度を変化させ加え、873 K に加熱し、作用極に 1 mm^{Φ} の W 棒、対極に 5 mm^{Φ} のグラッシーカーボン棒、参照極に銀―塩化銀電極、容器は石英ガラスセルを用いて行った。測定方法は、サイクリックボルタンメトリー(CV)及び矩形波ボルタンメトリー(SWV)を用いた。

3. 結果と考察

走査速度 50 mV/s のサイクリックボルタモグラムをまとめて Fig.1 に示す。Fig.1 の(a)より-0.9 V、-1.2 V 付近に還元のピークがみられるが、これは Zr^{4+}/Zr^{2+}及び Zr^{2+}/Zr^{0} によるものである。[1]また、ZrF_4 はその融点及び塩化物に対する溶解度の制約により溶解しにくいと当初は考えられていたが、ZrF_4 濃度が大きくなるにつれて還元反応の電流密度が大きくなるということは、浴中に溶解性のジルコニウムイオンがより多く存在していることを示している。

更に、Fig.1 の(b)より Zr^{4+}/Zr^{2+}の還元挙動を詳細に観察すると ZrF_4 濃度に依って電流密度の増減がみられ、浴中に溶解したフッ化物イオンが Zr(Ⅱ)の安定度に影響を及ぼしている可能性が示唆され、それが実際の電析工程において電析物の状態に影響を与える可能性がある。

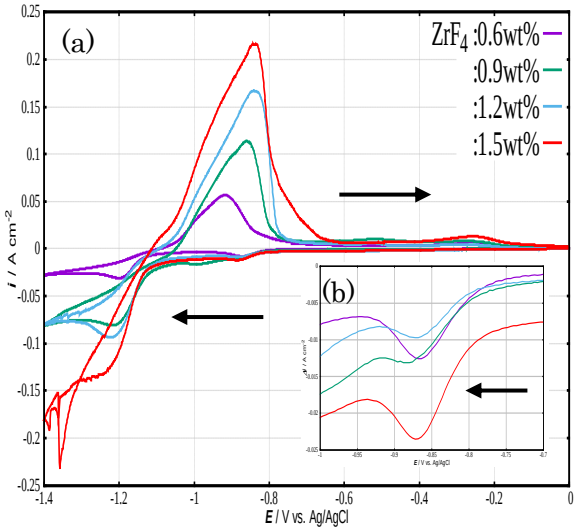


Fig.1 (a)CV for molten LiCl-KCl containing 0.6~1.5wt% ZrF_4
(b)Cathodic sweep of SWV focusing to Zr^{4+}/Zr^{2+} peak

参考文献

[1] 飯塚政利,電力中央研究所狛江研究所研究報告書 T98001,23,1998

本研究は、JSPS 科研費 JP15K06665 による成果である。

*Tatsuya Emori[1], Takafumi Uchiyama[2], Haruaki Matsuura[1,2]

[1]Tokyo City University Graduate School ,[2]Tokyo City University Atomic Energy Research Laboratory

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

[1B01-08] Safety Improvement for Spent Fuel Storage Pool

Chair:Tomohiko Ikegawa (HGNE)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B01] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakajima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], *Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. GNF-J, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[1B05] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. Global Nuclear Fuel - Japan, Co., Ltd., 2. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Kaji[2], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM

[1B08] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], *Yuichiro Kubo[1] (1. NFI)

©Atomic Energy Society of Japan

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(13) 被覆管酸化モデルに関する検討

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(13) Investigation of cladding oxidation model

根本 義之[1], *加治 芳行[1], 小川 千尋[1], 中島 一雄[2], 金沢徹[2], 東條 匡志[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済燃料プール(SFP)の事故解析には、被覆管の当該事故条件での酸化モデルの構築が必要である。本研究では、長尺被覆管の温度が空気中で徐々に上昇する事故条件での酸化試験結果と、これまでに構築した空気中酸化モデルによる解析結果について比較を行い、酸化モデルの妥当性及び改良について検討した。

キーワード：使用済み燃料プール、事故、安全性、燃料被覆管、酸化

1．緒言　SFP 冷却水の損失または水位低下による事故解析を目的とした重大事故解析コードの高度化のため、本研究ではこれまでに被覆管の空気中での酸化挙動のモデル化を行った。さらに、長尺の被覆管試料に温度勾配を付けた高温条件で一定時間、一定流量の空気中で保持する酸化試験を行い、酸化層成長の測定結果と酸化モデルによる解析結果の比較を行い、両者がよく一致することを報告した。しかし実際の事故条件では被覆管の温度は徐々に上昇していくことが予測される。そのため本研究では、SFP 冷却水損失後に被覆管の温度が空気中で上昇していく状況を模擬した長尺被覆管の酸化試験を行い、酸化層成長の測定結果と酸化モデルによる解析結果の比較を行い、酸化モデルの妥当性及び改良について検討した。

2．試験方法　供試材は上端を閉塞した 500mm 長のジルカロイ 2 被覆管とした。三連管状炉を適用した装置によって軸方向に約 150℃/m 程度の温度勾配を付け、一定流量の空気中で徐々に加熱し、最高 1050℃まで加熱する酸化試験を行った。図 1(a)に上端からの各距離の被覆管表面位置で測定した温度履歴を示す。同じ温度履歴で途中の温度までの加熱を行う条件で、複数の酸化試験を行い、それぞれの試料の断面観察を行うことにより、酸化層成長の経時変化について評価した。またこれまでに構築した空気中酸化モデルを用いた酸化層成長の数値解析を行い、試験結果との比較を行った。

3．結果と考察　図 1(a)に矢印で示した、最高温度部で 1000℃までの加熱を行った酸化試験後の、試料周方向断面の外表面近傍での写真を図 1(b)に示す。外表面は全体として緻密な酸化層に一様に覆われていたが、一部で割れが入り、その下部には多孔質な酸化層の成長が見られた。図 1(c)には酸化試験終了直前での被覆管軸方向の温度分布と、断面観察で評価した緻密な酸化層厚さの平均値、及び多孔質な酸化層厚さの最大値の分布、また酸化モデルによる酸化層厚さの解析値の分布を示す。酸化層厚さの解析値は、多孔質な酸化層厚さの最大値に近い値となった。最高温度部を 1000℃以下の温度まで加熱する酸化試験では、いずれの場合も解析値は測定値の最大値をよく再現した。講演では酸化モデルの SFP 事故解析適用に関連した課題等について議論する。

本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

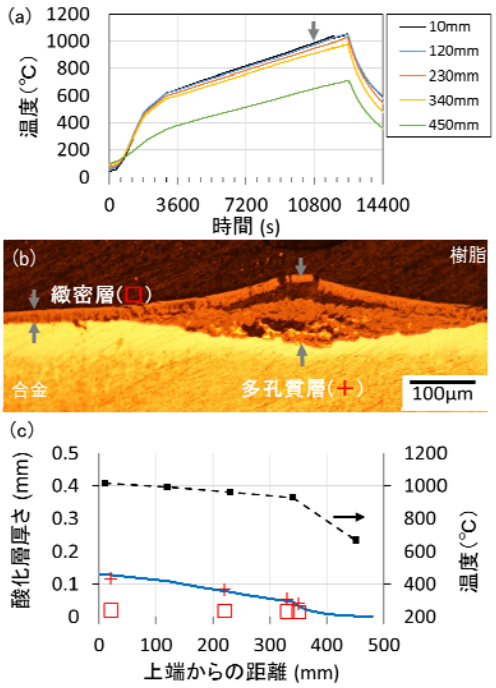


図 1　(a) 温度履歴　(b) 最高 1000℃まで加熱した酸化試験後の酸化層断面（上端より 20㎜ 位置）　(c) 同酸化試験終了直前の温度分布(■)、酸化層厚さ分布（□:緻密層平均値、+:多孔質層最大値、ー:解析値）

Yoshiyuki Nemoto[1], *Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（14）可視化試験結果による上部タイプレートでの CCFL 特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(14) CCFL characteristic at Upper Tie Plate by using Visualization Test Results

*永武 拓[1]，上澤 伸一郎[1]，小泉 安郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]，根本 義之[1]，加治 芳行[1]
[1]JAEA

本報では、過酷事故時におけるスプレイによる使用済み燃料プール冷却に関し、冷却性能評価手法開発の一環として実施した、上部タイプレートにおける気液対向流制限可視化試験の結果について報告する。

キーワード：使用済み燃料プール, 気液対向流制限, スプレイ冷却, 可視化試験

1. 緒言

過酷事故時における可搬式スプレイによる使用済み燃料プール(SFP)冷却の有効性確認のため、冷却性能評価手法が必要とされている。本研究では、上部タイプレートでの気液対向流制限(CCFL)[1]に着目し、その特性の把握やモデル構築のための試験を実施している。本報では、燃料集合体を模擬した系における、空気-水による CCFL 挙動の可視化試験の結果を報告する。

2. 試験装置及び結果

図 1 に試験装置概略を示す。模擬チャンネルボックス等はアクリル製であり、その内部にステンレス製の模擬燃料棒（径 12mm）を 5×5 配置した。模擬上部タイプレートとして穴径 9mm の 4×4 個の穴を持つ板を用いた。空気を集合体下部より流入させ、模擬上部タイプレート部での CCFL 挙動や模擬燃料集合体に落下する水量を計測した。図 2 に CCFL 特性に対するスプレイ高さの影響を示す。スプレイ高さが低くなることにより、落水量が増加している。特に 400mm と 300mm における影響は顕著であり、これはスプレイ液滴の分布(密度分布)や液滴速度の影響を受けたためであり、今後メカニズム解明を進めたい。

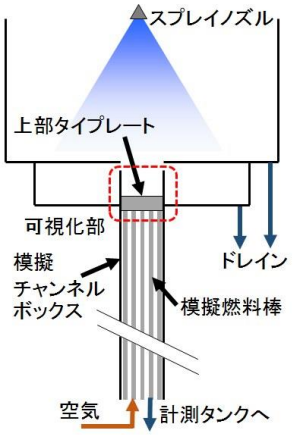


図 1 試験装置概略

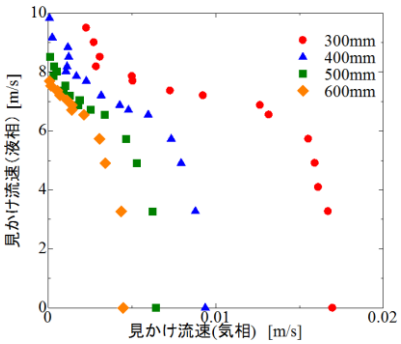


図 2　スプレイ高さによる影響

3. 結論

水―空気を用いた試験の結果、使用済み燃料上部での CCFL 特性に影響するパラメータについて検討を行った。スプレイ高さについて、スプレイ高さが低くなると、落水量の増加が見られ、CCFL 特性に影響を与えることが示唆された。

謝辞

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献

[1] Naitoh, M., et al, “Restrictive Effect of Ascending Steam on Falling Water during Top Spray Emergency Core Cooling”, J. of Nuclear Science and Technology, (1978), pp 806-815.

*Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1] and Yoshiyuki Kaji [1]Japan Atomic Energy Agency

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（15）SFP における冷却機能喪失及び冷却材喪失事象の CFD 解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(15) CFD Analysis on Loss of Cooling and Loss of Coolant Accidents in SFP

*小林 謙祐[1]，金沢 徹[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

SFP を含む原子炉建屋オペレーティングフロア全域に CFD を適用し，プール水の喪失事象を想定した場合の崩壊熱による使用済み燃料温度上昇と建屋内自然対流挙動を調べた。使用済み燃料ラック外周部への高崩壊熱燃料配置により，従来のチェッカーボード状配置よりも事故時の燃料温度を低減できる結果を得た。

キーワード： SFP，LOCA，CFD，自然循環，燃料配置，燃料被覆管温度，ポーラス体近似，STAR-CCM+

1. 緒言　SFP における冷却材喪失事故時には，水蒸気中／空気中に露出した燃料棒の温度が崩壊熱により上昇し，原子炉建屋内全域に渡る自然対流により冷却される。大規模自然対流場における使用済み燃料ラック及び使用済み燃料の冷却特性を CFD により評価する。

2. CFD モデリング　計算負荷低減のため，使用済み燃料にはポーラス体近似を適用し，崩壊熱相当の発熱量と実燃料相当の内部流動抵抗を与える。使用済み燃料ラック（B-SUS 製，7×10 ラック）に収納されたポーラス体とラック金属枠との間には，ギャップ熱伝達を考慮した接触熱抵抗を設定する。3 か月冷却相当の高崩壊熱燃料 30 体及び 5 年冷却相当の低崩壊熱燃料 40 体を装填した高崩壊熱ラック 24 台と，低崩壊熱燃料 70 体のみを装填した低崩壊熱ラック 26 台を SFP 床面上に配置する。プール水面が燃料発熱長の中間位置まで低下したケース，発熱長下端まで低下したケース及び冷却水全喪失ケースの 3 種類の事象を想定し，建屋内の流速場及び温度場の定常状態を求める。



図1　自然対流の流線例（発熱長下端水位ケース）

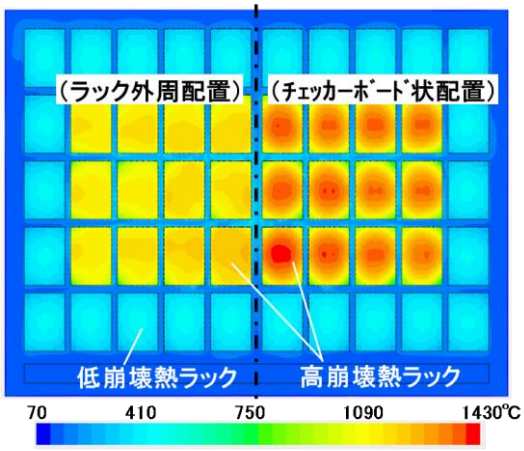


図2　使用済燃料温度分布の解析結果例

3. 自然対流挙動と燃料温度特性　原子炉建屋内部空間には，SFP（**図 1 右下部**）から立ち上る上昇流が天井面から側面，さらに床面（オペレーティングフロア）に沿って SFP 上部へ戻る自然対流による大きな循環流が形成された。高温の水蒸気／空気は，建屋コンクリート壁を通じた放熱により冷却される。使用済み燃料を模擬したポーラス体の最高温度は，高崩壊熱燃料をラック外周部へ配置（**図 2 左半分**）することにより，従来のチェッカーボード状配置（**図 2 右半分**）に比べて有意に低減できる結果を得た。

4. 結言　想定した 3 種類のプール水喪失事象において，高崩壊熱燃料を使用済み燃料ラック外周へ配置した手法による事故時の燃料温度低減効果を確認した。本解析の結果を境界条件として，今後，燃料集合体内の詳細形状を模擬した体系で，ふく射伝熱及び被覆管表面の酸化反応熱を考慮した解析を実施し，使用済み燃料体内の詳細な熱流動及び被覆管温度挙動に関する知見を得る予定である。

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（16）MAAP による燃料破損解析結果に基づく 3 次元臨界評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(16) Three-dimensional criticality analysis of the damaged fuel system evaluated by MAAP

*岩本 達也[1]，小林 謙祐[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]
[1]GNF-J, [2]JAEA

MAAP による BWR の SFP における冷却材喪失時の 3 次元の燃料破損体系について、MCNP5 及び拡散コードによる保守的な臨界解析方法を提案するとともに、プール内燃料の分散配置時の臨界評価を行った。

キーワード： SFP，MAAP，MCNP，破損体系、拡散計算，燃料配置，臨界解析

1. 緒言　燃料破損時の SFP ラック体系の 3 次元臨界解析手法として、MAAP 解析結果に基づいて SFP ラック破損状況マップと燃料デブリ形状を設定し、これを入力とする連続エネルギ中性子輸送モンテカルロコード MCNP5 及び中性子 3 群拡散ノード法コードによる臨界解析システムを検討し、両者の解析結果を比較した。

2. 臨界解析モデル　臨界解析では、MCNP5 による計算を行うため、崩壊した燃料ペレット片の形状は球形の体心立方格子を仮定し、ペレット片の半径は保守的に約 3mm に、デブリ充填率は MAAP 結果を参考に設定した。また、燃料ラック水位が低下した状態では、中性子減速不足で臨界とはならないことから、ラックが注水により再冠水した場合を想定した。MAAP による破損タイプ 2（緩やかなデブリ状ベッド）は、臨界解析では、燃料被覆管、チャンネルボックス及びラックが破損し、燃料ペレットが放出され堆積した状態を想定した。また、破損タイプ 3 及び 4（燃料ピン太径化、詰まったデブリ状態）は、チャンネルボックス内の燃料棒間に、球形の燃料デブリが詰まった形状を仮定した。溶融した被覆管、チャンネルボックス及びラックは、SFP 床に落下しているものとした。MCNP における核種組成は、3 次元ノード毎に集合体コードでトラッキングした値を用い、燃料デブリについては、崩壊ノードの平均値を用いた。ノード法拡散計算では、径方向は 1 バンドル 1 メッシュ、軸方向 24 メッシュとし、ノード毎の 3 群断面積と拡散係数及び不連続因子は、MCNP の単一ノード 2 次元無限体系計算のタリー出力から計算した。

3. 臨界解析結果　解析対象は、MAAP による燃料配置検討体系の 10×10 チャンネル配置とした。図 1 に燃料破損時の径方向マップを示す。ここで、使用済み燃料は，1100MWe 級 BWR5 の S 格子平衡炉心において、燃焼後のウラン燃料を BSUS 型ラック（ボロン含有率 1.0wt%）に格納した。チャンネルタイプ 1（高崩壊熱）は、1 サイクル照射取出し後 4 日の高反応度燃料、チャンネルタイプ 2（低崩壊熱）は 4 サイクル照射取出し後 30 日の低反応度燃料とした。チャンネルタイプ 3 と 4 は、それぞれチャンネルタイプ 1 と 2 で破損後燃料をモデル化したもので、軸方向の破損タイプはケース a（全崩壊）またはケース b（部分崩壊）とした。全崩壊チャンネルは上部から MAAP 破損タイプ 0 (空ノード)と 2 で構成され、部分崩壊チャンネルは上部から MAAP 破損タイプ 0、2、4 と 1 (健全ノード)から構成される。崩壊デブリの高さは充填率から計算した。MCNP5 および拡散計算による臨界固有値の計算結果を図 2 に示す。デブリ充填率の低い保守的なケース 1a と 1b は、デブリの軸方向破損タイプによらず、基準の健全ケースから約 5%dk の反応度増加がある。一方、デブリ充填率が高く MAAP に近いケース 2a と 2b では、デブリの軸方向破損タイプによらず、基準ケースからの反応度増加は小さい。

拡散ノード法による燃料の分散配置の検討では、高崩壊熱・高反応度燃料をラック周辺部に分散配置した場合、燃料破損後のデブリ充填率が低いケースでも臨界にはならないことがわかった。

4. 結言　SFP 臨界評価における拡散ノード法の有効性を確認し、プール内燃料配置の最適化へ適用した。

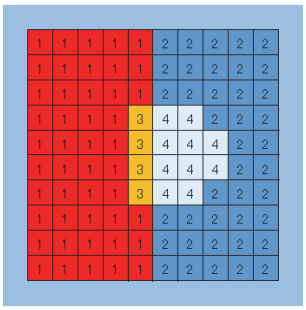


図 1　径方向チャンネルマップ

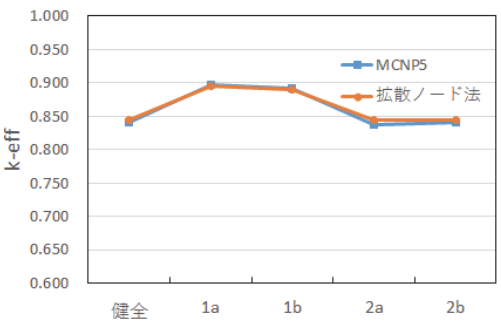


図 2　臨界固有値の比較

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]
[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（17）BWR の SFP における燃料分散配置の基本的な考え方

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(17) The basic way of thinking for the distributed fuel loading patterns in SFP of BWR

*東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，岩本 達也[1]，小林 謙祐[1]，金沢 徹[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

BWR の SFP 内における燃料の分散配置を実施する際の基本的な考え方について、CFD 解析や定常熱伝達解析、臨界解析の結果に基づき提案する。

キーワード： BWR，SFP，燃料配置，分散配置

1. 緒言 SFP における冷却水喪失事故時は，崩壊熱により燃料棒の温度が上昇するが、一定温度以上では燃料被覆管の酸化発熱により温度に正のフィードバックがかかり温度上昇が進展する。本報告では、燃料健全性維持時間を最大化する燃料ラック内への燃料配置方法の考え方を提案する。

2. 前提 SFP への燃料配置として『1×4』『1×8』など高温燃料周囲に空きセルを設ける方法は装荷率が低い。本報告では、ラックへの燃料荷率 100%を想定し、十分に冷却された低温燃料と高温燃料の分散配置方法を検討する。

3. 配置最適化結果 B-SUS ラック（7×10）に高温燃料と低温燃料を 100%装荷する場合の CFD 解析では、高温燃料と低温燃料を交互に配置する「市松配置」よりも、高温燃料をラック最外周に配置する「最外周配置」が有利（温度低減効果が高い）であった。さらに、定常熱伝達解析手法で、低温燃料で占められるラックに対し高温燃料の装荷割合を増やした場合に、高温燃料装荷体数ごとに最高燃料温度が最も低くなる最適配置をサーベイしたところ、高温燃料（赤）をラックコーナーから順に最外周に配置することが有利であることが分かった。（**図１**）これは水位 BAF 条件ではラック全体の除熱にはラック外周部上昇流への表面熱伝達が重要であり、ラック外表面での熱流束を最大化することが有利であるためと考えられる。また、SA コードによる検討から、停止直後の高温燃料を装荷した場合、スプレイ冷却なしでは短期間で燃料破損が起こるため、スプレイが重要である。

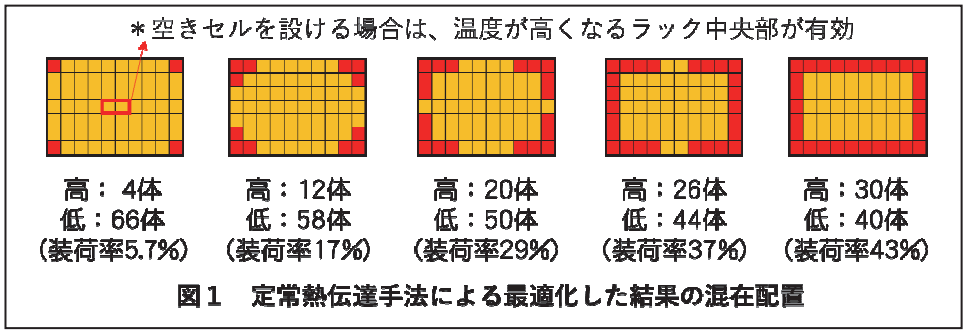


図１ 定常熱伝達手法による最適化した結果の混在配置

4. 結言 以上の結果から、BWR の SFP における燃料配置を決める際の考え方として以下を提案する。

① 設計上、燃料健全性が維持できれば臨界は避けられる。臨界目的よりも除熱目的の配置を優先し、臨界防止の配置は追加の安全裕度向上策として除熱目的配置を維持した条件下で実施する。

② 燃料の冷却期間（崩壊熱量）を目安に燃料を分類する。

③ 冷却期間が短い高温燃料は、可能な限りスプレイ冷却が有効な範囲に装荷する。

④ ラック当たりの高温燃料装荷数を減らし、最外周コーナーから順次配置する。

本報告は、経済産業省の「平成２８年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Tatsuya Iwamoto[1], Kensuke Kobayashi[1], Toru Kanazawa[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（18）MAAP による SFP 冷却特性に及ぼす燃料配置の影響評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(18) Evaluation of the effect of fuel assembly layout on SFP cooling characteristics with MAAP code

*西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，西 義久[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]

[1]電中研，[2]JAEA

重大事故解析コード MAAP5.04 を用いた使用済燃料貯蔵施設（SFP）の事故解析を実施し、SFP の安全対策として現在採用が検討されている燃料分散配置（1×4、チェッカーボード等）の冷却特性を評価した。

キーワード：SFP，重大事故，燃料配置，MAAP

1. 緒言

2013 年 7 月に施行された新規制基準では、原子炉に加えて SFP を対象とした安全対策の実施とその有効性評価が要求されている。本研究では、これまでに MAAP を用いて SFP での冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、SFP の初期水位及び崩壊熱が被覆管破損時間や水素生成量に及ぼす影響、さらに SFP の安全対策としてスプレイあるいは代替注水を実施した際の冷却効果を定量的に評価した[1][2]。本報では、SFP 内の燃料配置が使用済燃料の冷却特性に及ぼす影響を MAAP5.04 により評価する。

2. 解析体系及び解析条件

本研究では、1×4、チェッカーボード、周辺の各種分散配置と集中配置を評価対象とした（図 1）。評価体系は、BWR 用 1100MWe 級 S 格子型使用済燃料集合体 100 体が 10 行 10 列の燃料ラックに収納されている状況を想定し、MAAP にて 100 個の燃料チャンネルにより個別にモデル化した。解析パラメータは崩壊熱と初期水位とした。なお、崩壊熱は燃料配置の種類によらず同一とし、時間経過に伴う崩壊熱の低下は考慮しない保守的な設定とした。

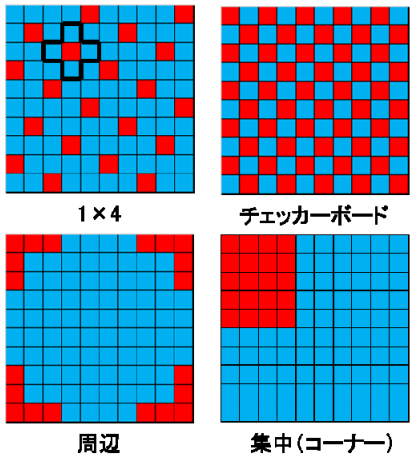


図1 評価対象とした燃料分散配置の例（赤：高出力集合体、青：低出力集合体）

3. 結果と考察

炉心からの取り出し後約 25 日時点の高出力集合体（7.42kW/体）と約 4 年冷却された低出力集合体（0.41kW/体）で構成された燃料配置において冷却水瞬時全量喪失事象が発生した場合、1×4 配置と周辺配置が集中配置よりも被覆管最高温度は低くなった（図 2）。また、1×4 配置と周辺配置の比較では、ふく射による冷却が支配的となる条件において、周辺配置の方が被覆管破損回避に対して効果的であることがわかった。チェッカーボード配置については、冷却水瞬時全量喪失事象に対し、同一崩壊熱条件の集中配置より被覆管最高温度は低くなった。

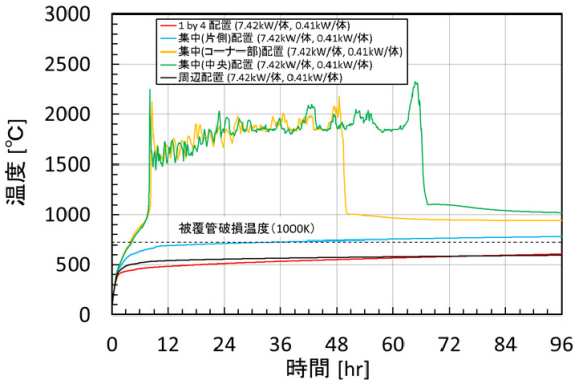


図2 被覆管最高温度の比較（冷却水瞬時全量喪失、注水なし）

参考文献

[1] 西村他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、F04.
[2] 西村他、日本原子力学会「2016 年秋の大会」、2E23.

本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（19）改良 SAMPSON を用いた冷却機能喪失事象解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(19) Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*森田 能弘[1]，鈴木 洋明[1]，内藤 正則[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]
[1]エネ総工研，[2]JAEA

本研究では SAMPSON の既存のモジュールに、使用済燃料プールの冷却機能喪失事故時に特有なモデルを追加して事象の解析を進めている。本発表では SAMPSON コードを用いた検証解析の結果と本事業で得られたジルコニウムの空気中酸化反応モデルを用いた場合の実機解析例を紹介する。

キーワード：使用済燃料プール、事故時、安全性向上、SAMPSON、シミュレーション

1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)には炉心よりも多くの燃料集合体が保管されている場合があり、重大事故の発生による冷却機能の喪失時(LOCA)における SFP の事象を解析、評価することは安全性を評価する上で重要である。本研究では過酷事故解析コード SAMPSON のモジュールを改良し、SFP の LOCA 事象を想定したモデルを作成して事象の解析を行った。本発表では本事業で行われた実験によって得られたジルコニウムの空気酸化モデルを実装し解析を行った結果を紹介する。

2. 解析条件

図 1 に解析モデル図を表す。使用済燃料集合体 1200 体を模擬し初期水位が無い条件で加熱挙動を解析した。Zr 空気酸化モデルは本事業で得られたモデル[1]と ANL が作成したモデル[2]を用いてそれぞれ解析を行った。

3. 解析結果・考察

実機解析に先立ち、米国で実施された SFP 重大事故を模擬した実験を対象に検証解析を実施し、燃料棒温度の挙動を再現可能であることを確認した。

本事業で得られた Zr 空気酸化モデルを用いた実機解析例を図 2 に表す。ANL モデルとの比較では酸化被膜の亀裂により酸化速度挙動が変化する BreakAway 現象などでモデルによる差異がみられたが、燃料棒の温度上昇に大きな差は生じなかった。

今後、本事業で実施するスプレイ冷却試験を対象としたモデルの検証、SFP 安全対策としてのスプレイ冷却の有効性評価を実施予定である。本研究は、経済産業省の「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

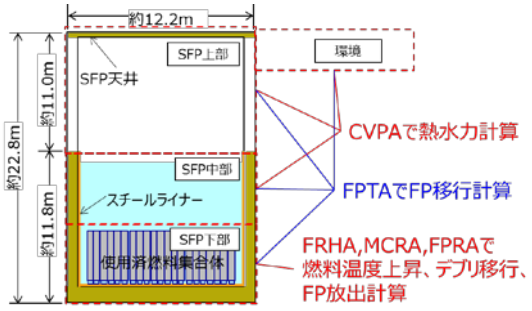


図 1 使用済み燃料プール解析モデル図

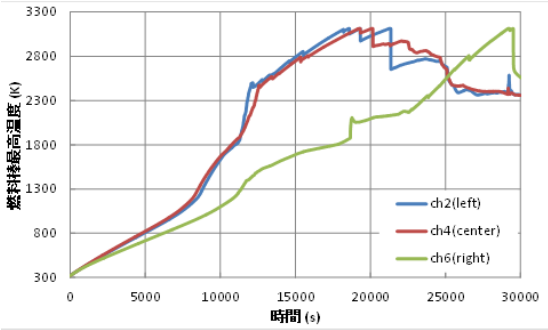


図 2 本事業で得られたモデルを用いた実機解析例

参考文献

[1] Nemoto, Y. et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.488, pp22-32 (2017)
[2] Natesan, K., Scoppet, W. K., NUREG/CR-6846, ANL-03/32 (2004)

*Yoshihiro Morita[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]
[1]The Institute of Applied Energy, [2]JAEA

使用済燃料プールの事故時スプレイ冷却模擬試験
（1）全体計画及び単バンドルスプレイ熱伝達試験の概要

Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(1) Project Plan and Overview of Single Bundle Spray Heat Transfer Test

水谷 義隆[1]，河野 智美[1]，奥井 翔大[1]，笹川 達也[1]，大脇 理夫[1]，*久保 雄一郎[1]

[1]原子燃料工業（株）

使用済燃料プールにおける事故時のスプレイによるプール内使用済燃料の冷却特性について、試験データを取得する。本報告では、全体計画及び試験結果の一部を報告する。

キーワード：使用済燃料プール，事故時，スプレイ熱伝達

1. 緒言

使用済燃料プール(SFP)の冷却水大量漏えいや水位が異常に低下する事故を想定し、スプレイを用いた冷却設備の導入が進められている。本試験では、SFP 内使用済燃料の冷却特性について、二相水位の挙動を含めた技術的知見を精緻化し、スプレイ冷却の定量的効果の評価に活用するための試験データを取得する。

2. SFP 冷却試験

2-1. 全体計画

SFP 内スプレイ冷却には、燃料集合体内の二相流動及びスプレイ熱伝達、並びに蒸気発生量の違いに起因する集合体上方のスプレイ流量分布が影響する可能性がある。本試験では、集合体内熱流動に着目した熱伝達試験及び集合体上方スプレイ流量分布に着目したスプレイ流量配分試験の 2 試験を実施する。単バンドル熱伝達試験（図 1，平成 27 年度装置製作，平成 28～29 年度試験実施）は、模擬ラックとチャンネルボックスを有する実長 7×7 縮小格子模擬 BWR 燃料集合体を対象として、スプレイ液滴特性、二相水位、ボイド率分布、燃料棒表面温度などを計測する。多バンドルスプレイ流量配分試験（平成 28 年度装置製作，平成 29 年度試験実施）は、短尺 7×7 模擬燃料集合体を 2×2 格子状ラックに配置した体系において、各集合体から吹上げるガス（蒸気又は空気）流量に対する、各ラック内への落下スプレイ水量を計測する。

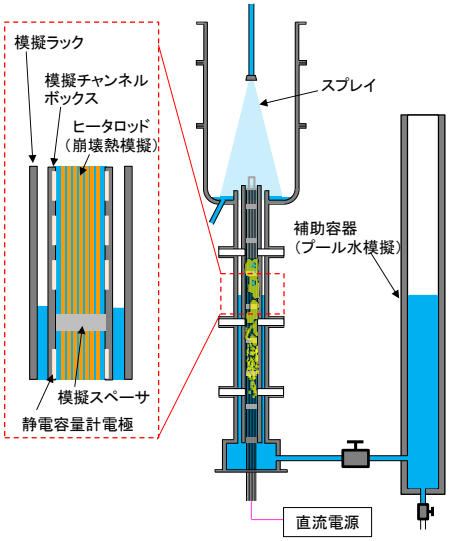


図 1　単バンドル熱伝達試験装置概要

2-2. 単バンドルスプレイ熱伝達試験の概要

SFP 内スプレイ冷却では、冷却挙動に影響すると考えられるパラメータが多岐に及ぶ。平成 28 年度には、まずは蒸気上昇流の影響を確認するために、初期水位がある状態で極端に大きな模擬燃料体出力を模擬した条件をベースケースとし、各パラメータを単独で変更することで各パラメータのスプレイ冷却に対する傾向を確認した。試験パラメータは、上部タイプレート形状、スペーサ形状、集合体出力、初期プール水位／LOCA 模擬流出量、初期プール水温度、スプレイ開始温度（目標温度）、スプレイ流量、スプレイ水温度、スプレイノズル、スプレイ液滴径、スプレイ高さ及びスプレイオフセットの 12 パラメータである。図 2 に平成 28 年度に得られた試験結果の例を示す。

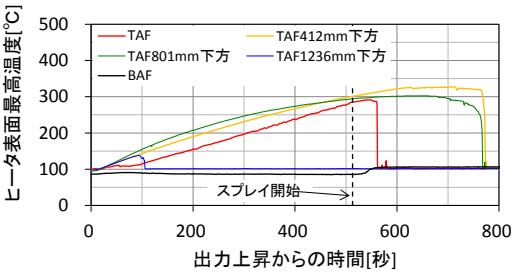


図 2　熱伝達試験結果例
（出力 29.4kW，スプレイ量 0.2m³/h）

3. 今後の予定

平成 29 年度は、一連のスプレイ冷却試験を完了すると共に、多バンドルスプレイ流量配分試験を実施する。

本報告は、原子力規制庁の「原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料貯蔵プール冷却試験）事業」にて得られた成果の一部である。

Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1] and *Yuichiro Kubo[1]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

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

[1B09-12] Risk Assessment for Fuel Reprocessing Plants

Chair:Hidetoshi Karasawa (IAE)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B09] Study on the combustion behaivior 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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] （1. Mitsubishi Materials, 2. Japan Nuclear Fuel Limited）

2:45 PM - 3:00 PM

[1B10] 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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2] （1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited）

3:00 PM - 3:15 PM

[1B11] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2], Takahiro CHIKAZAWA[2] （1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Materials Corporation）

3:15 PM - 3:30 PM

[1B12] Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2], Takashi KODAMA[2] （1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. Japan Nuclear Fuel Limited）

3:30 PM - 3:45 PM

©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
（12）水平接続大型円筒槽の爆発試験

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant

(12) Hydrogen explosion experiment of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*三上 剛史 [1]、小林 卓志 [1]、境原 基浩 [1]、兼平 修 [1]、
玉内 義一 [2]、工藤 達矢 [2]、中野 正直 [2]、坂上 直哉 [2]、大竹 弘平 [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ける、水素爆発発生時の燃焼挙動、機器健全性の把握を目的とした網羅的な爆発実験及び数値解析を実施している。六ヶ所再処理工場の設備構成のうちの代表例である、水平に接続された大型円筒槽の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、大型円筒槽、六ヶ所再処理工場

1. 緒言

大型円筒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。

2. 実験

2-1. 試験装置

試験装置概略を図 1 に示す。試験装置は円筒槽 A 及び円筒槽 B、オーバーフロー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 12vol%、着火位置は円筒槽 A の気相部とした。

3. 結果

圧力時間変化例を図 2 に示す。最大圧力は、着火側である円筒槽 A（約 0.18MPa）より円筒槽 B（約 0.34MPa）の方が高かった。また、圧力波のピーク形状も円筒槽 B は鋭くなったことから、両容器をつなぐオーバーフロー配管で、燃焼波が加速されたことが原因と推測される。ただし、いずれの容器もひずみ値は弾性域であることが確認されており、本試験装置体系において水素爆発が発生しても容器の健全性が保たれることを確認した。

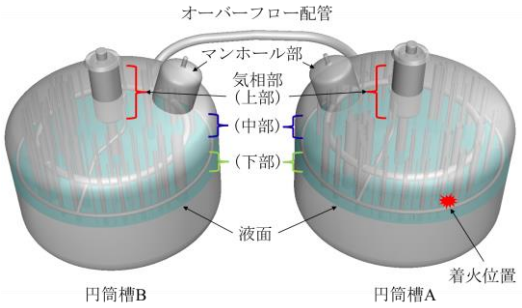


図 1. 試験装置概略

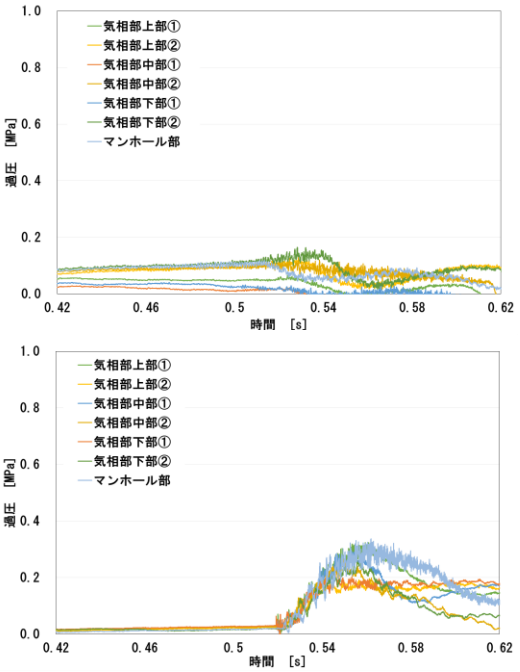


図 2. 圧力時間変化

上：円筒槽 A（着火側）/下：円筒槽 B

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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[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
（13）水平接続大型円筒槽の燃焼解析、構造解析

Study on the combustion behavior of radiolytically generated hydrogen explosion in vessels at the reprocessing plant
(13) Combustion analysis and structural analysis of simulated horizontal connected two large cylindrical vessels

*戴文斌[1]、平島好規[1]、境原基浩[1]、兼平修[1]
玉内義一[2]、工藤達矢[2]、中野正直[2]、坂上直哉[2]、大竹弘平[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ける、水素爆発発生時の燃焼挙動、機器健全性の把握を目的とした網羅的な爆発実験及び数値解析を実施している。六ヶ所再処理工場の設備構成のうちの代表例である、水平に接続された大型円筒槽における水素爆発時の燃焼解析及び構造解析の結果を報告する。

キーワード：水素爆発、大型円筒槽、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、水平に接続された二つの大型円筒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

大型円筒槽の爆発試験と同様の寸法、内部構造物をモデル化した。燃焼解析モデルを図 1 に示す。

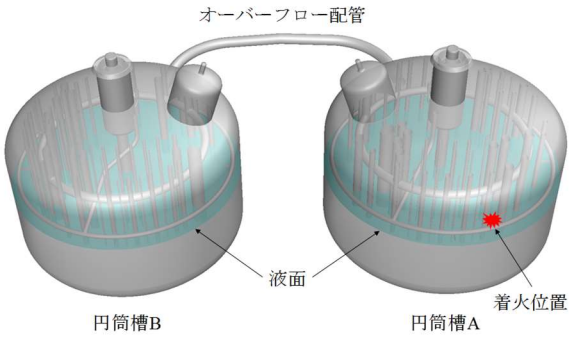


図 1. 燃焼解析モデル図

2-2. 解析条件

燃焼解析には、ANSYS Fluent を用いた。円筒槽の気相部及びオーバーフロー配管内の水素濃度は 12vol%均一とした。着火位置は図 1 に示したとおりである。円筒槽及びオーバーフロー配管の壁面は断熱として扱い、円筒槽内溶液の流動性、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円筒槽及びオーバーフロー配管の壁面に作用させ、相当応力を評価した。

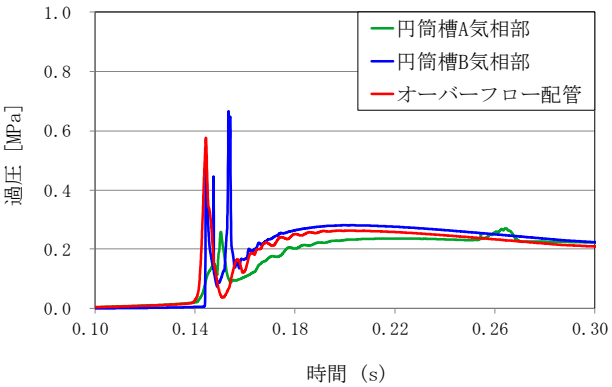


図 2. 各領域の最大圧力の時刻歴

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を図 2 に示す。着火側の円筒槽 A と比べて、円筒槽 B 及びオーバーフロー配管領域では高い圧力が得られた。構造解析においては、円筒槽に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 4E-4 程度と非常に小さく、破断ひずみ(4E-1)には至ら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], Tatsuya Kudo[2], Masanao Nakano[2], Naoya Sakagami[2], Kouhei Ootake[2], Nobuyuki Arai[2]
[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（6）課題整理と今後の計画

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant

(6) Review of the previous results and setting up new test plan

*石尾 貴宏[1]，小玉 貴司[1]，小林 卓志[2]，近沢 孝弘[2]

[1]日本原燃，[2]三菱マテリアル

再処理施設の重大事故の一つに、放射線分解による水素爆発がある。我々は、安全評価で用いる水素爆発事故時の放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）精緻化のための研究を実施し報告してきた。本報告では、これまでの試験結果を整理した上で課題を抽出し、それらを踏まえて新たに設定した今後の試験計画について報告する。

キーワード：放射性分解、水素、爆発事故、空中移行率、再処理工場

1. 緒言

我々は、再処理施設における水素爆発事故時の安全評価の精度向上のため、放射性核種の貯槽外への移行率（以下「ARF」; Airborne Release Fraction）のデータである飛散液量を測定･評価し、それに影響するパラメータの関係性を報告してきた[1]。本報告では、これまでに得られた成果・課題を整理し、新たに設定した試験計画について報告する。

2. これまでの成果及び課題

2-1. これまでの成果

米国の事故解析ハンドブックの爆発に関する ARF の元となる「NUREG-CR/3093」[2]に記載された方法に基づき、これまでに小型容器を用いたガス加圧試験（以下、「小型容器･加圧試験」）を実施してきた。「圧力」「保持時間」「溶液深さ」などをパラメータとして調査した結果、飛散液量が溶存ガス量、保持時間および溶液深さの影響を受けることが整理された。それら結果から、ARF を評価するうえで重要な液相への気体の移行メカニズムとして、図のように「溶解」と「拡散」が寄与しているものと考えられた。また、いずれの試験条件においても NUREG の報告値よりも小さい結果となった。一方、環状槽の上部を模擬した実規模容器における水素爆発試験（以下、「環状容器試験」）では、「着火点位置」「水素濃度」などをパラメータとし、いずれの試験条件においても極めて小さい ARF と評価される結果(10^{-6}以下)となった。

2-2. 課題

小型容器･加圧試験では圧力と飛散液量（飛散率）に関係性が見られたが、環状容器試験では特徴的な傾向は確認されなかった。しかし、小型容器･加圧試験と環状容器試験では試験容器のサイズ、形状が大きく異なるため、この違いが飛散メカニズム（加圧／爆発）によるものか、装置形状によるものか、判断が難しい状況である。また、小型容器･加圧試験についても、移行メカニズムのうち「拡散」についての傾向を確証するためには、更なるデータの拡充が必要である。

3. 課題を踏まえた今後の試験計画

上記の課題を踏まえて、「小型容器･加圧試験」では「拡散」の移行メカニズム、「装置形状」に関する影響について追調査を行うことで汎用性の高いデータの収集を行う。さらに、「小型容器･加圧試験」と同形状の試験装置を用いた水素爆発試験も行う（以下「小型容器･水素爆発試験」）。これらにより、装置形状による影響を除外した、加圧と爆発による飛散メカニズムの相違を比較出来るものと期待される。

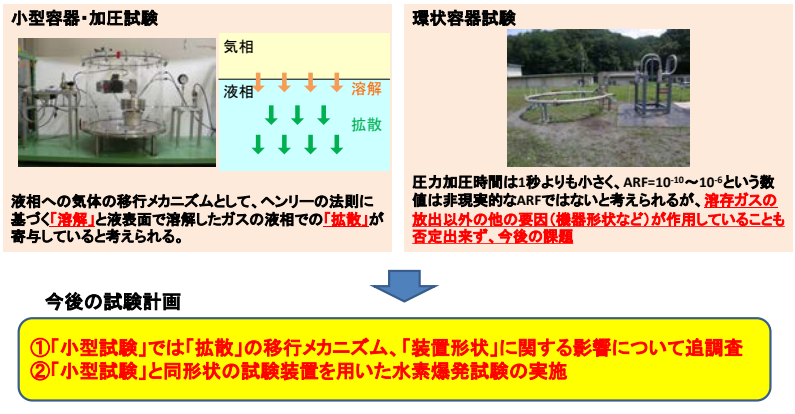


図　これまでの成果・課題の整理

参考文献

[1] Takahiro ISHIO *et al.*, “Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion accident at Reprocessing plant”, OECD-NEA CSNI Workshop, Aomori City 15-17 November (2016). (To be published)

[2] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

*Takahiro ISHIO[1], Takashi KODAMA[1], Takashi KOBAYASHI[2] and Takahiro CHIKAZAWA[2]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Mitsubishi Materials Corporation

再処理工場水素爆発事故時における放射性物質移行率の調査
（7）小型試験 その 3

Experiment on airborne release fraction in hydrogen explosion at Reprocessing plant
(7) Small scale test part3

*小林 卓志[1]，近沢 孝弘[1]，石尾 貴宏[2]，小玉 貴司[2]
[1]三菱マテリアル，[2]日本原燃

我々は、再処理施設における水素爆発事故時の安全評価に用いる放射性溶液貯槽から排気系への放射性核種の移行率（ARF）の設定精度向上のために試験を実施している。本報告では、これまでの試験結果から新たに設定した試験計画に基づき実施した小型加圧容器を用いた ARF 取得試験の結果を報告する。

キーワード：放射性分解，水素，爆発事故，空中移行率，再処理工場

1. 緒言

安全評価の精度を高めるため、文献[1]と類似の加圧試験でミスト飛散率(=放出されるミスト量÷初期溶液量)のパラメータ依存性を報告してきた[2]。今回新たに取得した飛散率のパラメータ依存性を報告する。

2. 実験

試験装置及び試験方法は既報[2]と同じである。容器内に溶液を張り、気相部を空気で所定圧力まで加圧し、一定時間保持後に容器上部のバルブを解放する。その際に容器から放出されるミストをチャンバで回収し、その量を測定する。試験パラメータは、保持時間(1～7200s)、容器形状(表面積/液深さ)とした。容器形状の影響を評価するため、容器①(表面積 100cm^2)、容器②(表面積 35cm^2)、容器③(表面積 70cm^2)の 3 種類の円筒槽を使用した。圧力は文献[1]と同じ 3.45MPa とし、試験は繰り返し 3 回実施した。

3. 結果

飛散率の保持時間依存性を図 1 に示す。一定時間までは飛散率が上昇するものの、それ以降は飛散率が頭打ちとなる傾向を確認した。水素爆発により生じる圧力上昇は 0.01s オーダーの瞬時の現象であり、図 1（最小時間 1s）の外挿で得られる飛散率は非常に小さい。また、飛散率の容器形状依存性を図 2 に示す。飛散液量は液深さに伴って増加するものの増加割合は低下傾向にあり、飛散率も液深さが深いほど低下する傾向が確認できた。今後は同試験容器で水素爆発試験を行って、瞬時現象による飛散率を取得する。

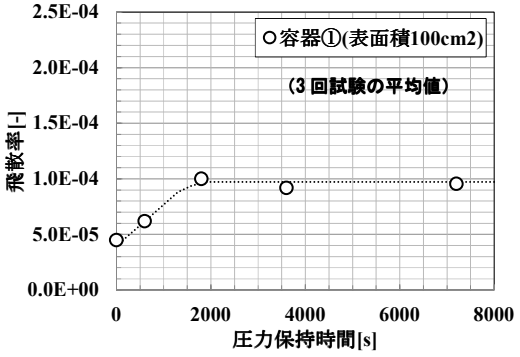


図 1 飛散率の保持時間依存性(容器①)

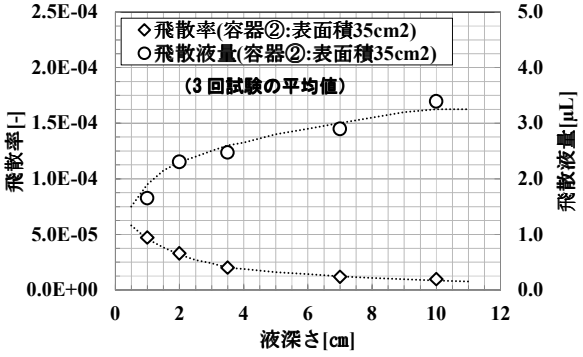


図 2 飛散率の容器形状依存性(容器②)

参考文献

[1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Aerosols Generated by Releases of Pressurized Powders and Solutions in Static Air” NUREG/CR-3093, PNL4566 (1983)

[2] 石尾　他，日本原子力学会　2016 年春の年会予稿集，3P12（2016）

*Takashi KOBAYASHI[1], Takahiro CHIKAZAWA[1], Takahiro ISHIO[2] and Takashi KODAMA[2]

[1]Mitsubishi Materials Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[1B13-16] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 1

Chair:Masahiko Osaka (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:55 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B13] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. AdvanceSoft Corporation)

3:50 PM - 4:05 PM

[1B14] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Kanai Taizo[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B15] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2] (1. AdVanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B16] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
―(1) SA 時重要現象に着目したソースターム PRD の開発―

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (1) Development of source term PRD method focused on high important phenomena during a severe accident -

*中村 康一[1], 山根 陽子[2], 村田 景悟[2], 金井 大造[1], 遠藤 寛[1]
([1]電力中央研究所, [2]アドバンスソフト株式会社)

先進的なレベル 2PRA 評価手法としてソースターム PRD の開発を進めている。前報までに報告したソースターム PRD に対して, SA 時重要現象の組み込みについて検討し, 評価精度の向上をはかった。

キーワード：PRD 手法, シビアアクシデント, ソースターム評価, FP 挙動, レベル 2PRA

1. 緒言 電力中央研究所では, 先進的レベル 2PRA 評価手法として, 環境への放射性物質(FP)の放出に至る事故シナリオのリスクを網羅的に評価できる動的 PRA 手法の開発を進めている。その一環として, 事故時の環境へのソースターム量を簡易的に評価できるソースターム PRD（Phenomenological Relationship Diagram)の開発を進めている。本報では, ソースターム PRD に対し, SA 時重要現象のうち MCCI（Molten Core Concrete Interaction）現象の組み込みついて検討した結果を報告する。

2. ソースターム PRD に対する SA 重要事象の組み込み

2.1 ソースタームメイン PRD 本研究によるソースターム PRD[1]では, セシウム（Cs）の環境への放出量を評価対象とする。簡易な CV 体系を想定し, Cs 漏洩流速, Cs 漏洩時間, CV 内 Cs 浮遊量を評価し, ベルヌーイの定理より環境への Cs 環境放出割合を算出する（図 1）。SA 時の重要現象（炉心損傷, MCCI, 水素燃焼等）は, Cs の環境放出割合に影響を与える重要因子である。ここでは MCCI のソースターム PRD への組み込みについて検討した。

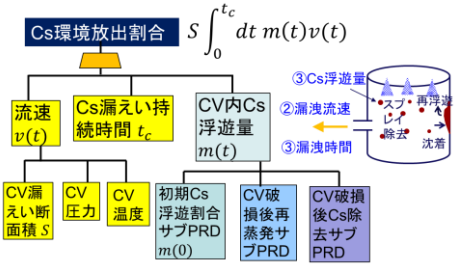


図 1 ソースタームメイン PRD

2.2 MCCI 現象の組み込み MCCI 現象によるソースターム PRD へ及ぼす主要な影響としては, CV 内の Cs 浮遊量及び CV 圧力増加が挙げられる。現状の PRD では, 炉内で多くの Cs が放出されることを想定しており, 前者の寄与は小さいと考えられることから, CV 圧力増加を対象とした。事故シナリオとして CV 内への注水がないことを想定していることから, CV 圧力の増加要因としては, 浸食に伴うコンクリート中のガス成分の放出（ここでは H_2O 及び CO_2 を想定）, 及び化学反応に伴い発生するガスの放出が考えられる。

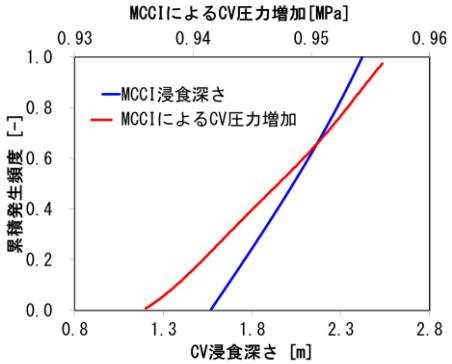


図 2 MCCI による CV 圧力増加の累積発生頻度

過去に開発した MCCI によるベースマット破損頻度評価 PRD[2]を応用し, 浸食に伴うガス発生量を評価した。コンクリート浸食深さ及び CV 圧力増加の累積発生頻度の評価結果を図 2 に示す。この結果をソースターム PRD の「CV 圧力」評価のためのサブ PRD へ反映することにより, MCCI 影響を反映することが可能である。

3. 結言 ソースターム PRD へ MCCI 現象による影響を組み込む目途を得た。今後は様々な事故シナリオに対応できる形に改良するとともに, 他の重要現象の組み込みについて検討を進める。

参考文献

[1]格納容器イベントツリーの分岐点の定量化手法に関する研究, 2017 春の年会, 中村他, 1M14～2G18
[2]格納容器イベントツリーの分岐点の定量化手法に関する研究, 2015 秋の大会, 中村他, F30

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2], Taizo Kanai[1], Hiroshi Endo[1]
[1]CRIEPI, [2]Advancesoft

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
ー(2) FP エアロゾル粒径分布評価モデルを適用したソースターム PRD の開発ー

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (2) Development of Source term PRD method by applying the model evaluated fission product aerosol diameter distribution -

*山根 陽子[1]、中村 康一[2]、金井 大造[2]、村田 景悟[1]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社, [2]電力中央研究所)

レベル 2 PRA におけるソースターム放出割合評価において、エアロゾル粒径は極めて重要な因子である。ソースターム PRD に対して、水酸化セシウム等の吸湿性エアロゾルへの水蒸気凝縮などの効果による粒径成長評価モデルを組み込み、モデルの妥当性確認を目指す。

キーワード：PRD 手法，ソースターム評価，FP 挙動，レベル 2PRA

1. 緒言 電力中央研究所では、ソースターム評価上のリスクとなりうる事故シナリオを網羅的に評価出来る動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を進め、その一環として、事故時のソースターム環境放出割合を簡易的に評価する手法としてソースターム PRD 法の開発を進めてきた。本報ではとくに、ソースターム PRD にエアロゾルの粒径成長効果を組み込んだ粒径成長サブ PRD を提案し、容器内浮遊エアロゾル量を評価した結果を報告する。

2.粒径成長サブ PRD この粒径成長サブ PRD は、格納容器(CV)破損時刻までのエアロゾルの粒径成長を最上位事象とし、粒径成長への水蒸気凝縮効果と粒子衝突による大粒子形成の凝集効果の 2 つのサブ PRD から構成される(図 1 下部)。水蒸気凝縮サブ PRD では、濃度勾配により粒子界面に向かう水蒸気拡散と、潜熱により生ずる温度勾配を考慮したメイソン方程式[1]により粒径成長を評価した。特に今回は、水酸化セシウム(CsOH)エアロゾルの特徴である高い吸湿性を考慮して、エアロゾル表面近傍における水蒸気飽和比 Sr を下位事象として取り入れ、Sr に応じた吸湿成長を評価出来るようにした。また、凝集サブ PRD では、ブラウン運動による衝突・合体による粒子数の時間変化を表す方程式を解き、粒子数の減少量とエアロゾル粒径の増大を評価出来るようにした。

3.定量化結果 本研究では、エアロゾルの粒径成長と重力沈降を合わせて CV 内浮遊量を定量化した。初期時刻においては、CV 内水蒸気は過飽和、エアロゾル粒子は一様に浮遊しているとし、その後の浮遊量(図 1 グラフ)と、粒径の時間変化を評価した。CsOH エアロゾルの溶質効果により、表面近傍の水蒸気飽和比が低下することから、遠方で過飽和状態である場合のみならず、未飽和状態の場合でも粒子の成長が見られた。特に、バルクの飽和比 S∞と表面近傍の飽和比 Sr の差が、成長速度に大きな影響を与えることが分かった。凝集効果では、エアロゾル粒子の衝突により粒子数は減少するが、凝縮効果に比べて効果は小さかった。本評価結果は同様の体系を模擬した MELCOR による解析結果と整合する傾向を得た。

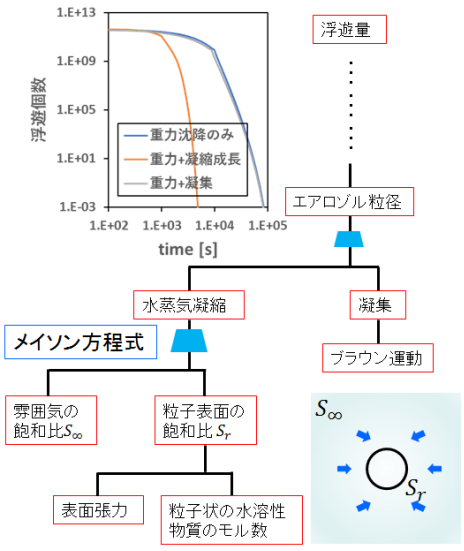


図 1 粒径成長サブ PRD

4. 結言 PRD 法により粒径成長を考慮して CV 内エアロゾル浮遊量の定量化を行った。今後は試験結果や MELCOR 結果と比較を行い、モデルの妥当性確認を行う。また、実機と同等の条件でも定量化を行い、様々な事故シナリオにおける FP 放出量を評価し、動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を目指す。

参考文献

[1] B. J. Mason The Physics of Clouds (1957) Oxford Univ. Press.

* Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Taizo Kanai[2], Keigo Murata[1], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
－(3)ソースターム不確実さ解析に基づいた環境への FP 放出挙動の分析－

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (3)Analysis of fission product released to environment behavior based on the source term uncertainty analysis -

*村田 景悟[1]、中村 康一[2]、山根 陽子[1]、金井 大造[2]、遠藤 寛[2]
([1]アドバンスソフト株式会社,[2]電力中央研究所)

シビアアクシデント（SA）解析コード MAAP を用いてソースターム不確実さ解析を実施し、ソースタームに大きく影響を与えると同定されたエアロゾル動力学的形状係数、凝集形状係数について検討を行った。

キーワード：レベル 2PRA，ソースターム不確実さ解析，シビアアクシデント，FP 環境放出挙動

1. 緒言 レベル 2PRA では依然多くの知見不足が含まれており、それによる不確実さを定量化又は低減することがレベル 2PRA の高度化につながる。現象に対する知見が不十分のため、事故進展解析の入力条件における現象関連のパラメータには不確実さが含まれている。本研究ではエアロゾル沈着挙動に関する重要パラメータであるエアロゾル形状係数に着目し、レベル 2PRA 上重要なセシウムの（Cs）性質を踏まえた不確実さパラメータの検討結果について報告する。

2. エアロゾル形状係数の不確実さ検討

2-1. 形状係数によるエアロゾル浮遊量への影響 動力学的形状係数は重力沈降時の非球形と球形の形状比係数、及び凝集形状係数は粒子衝突時の粒子の非球形性を表す係数である。

表1 動力学的形状係数

エアロゾル粒子		
動力学的形状係数	大（χ ＞ 1）	小（χ ＝ 1）
重力沈降	小	大

（表 1）MAAP における浮遊エアロゾルの重力沈降モデルによると、動力学的形状係数が増加するとエアロゾル粒子が非球形形状になり、流体抗力のため、重力沈降量が減少する。凝集形状係数が増加すると粒子衝突が促進し、粒子が球形になるため、重力沈降量が増加する。これらの形状係数は過去のエアロゾル粒径分布測定[1]から、相対湿度に依存することが明らかになっている。特に動力学的形状係数への影響は顕著であり、SA 時の相対湿度の値から形状係数の範囲の同定が可能と考えられる。

2-2. 代表的な SA 時の形状係数の範囲の同定 PWR プラントを対象に、MAAP コードを用いて、事故進展解析を実施した。代表的なプラント損傷事象において浮遊エアロゾル FP が発生し、沈降するまでの相対湿度の推移を分析した（図 1）。相対湿度の最大値付近では炉心溶融により、浮遊エアロゾルが増加している。最小値付近では重力沈降により、浮遊エアロゾルは終息している。相対湿度の推移から形状係数の同定を行った。

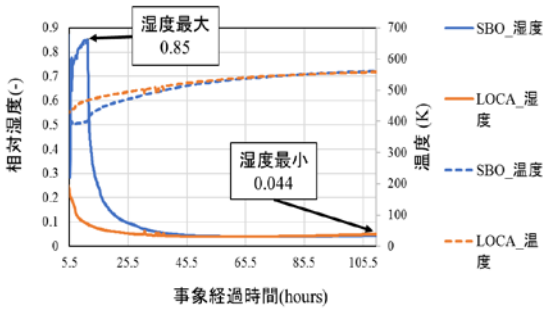


図1 SA時のPWRプラントCV内の温度・相対湿度

3. 結言 ソースターム影響の大きい、エアロゾル動的形状係数と凝集形状係数の範囲について、相対湿度の依存性から同定を行った。形状係数の浮遊エアロゾルへの影響を分析により明らかにした。今後は MCCI 等の別の不確実さ因子についても検討を行い、レベル 2PRA 高度化のために定量化を行っていく。

参考文献

[1] The Dynamic Shape Factor of Sodium Chloride Nanoparticles as Regulated by Drying Rate (Z.Wang 2010)

---

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1], Taizo Kanai[2], Hiroshi Endo[2]
[1]Advancesoft., [2]CRIEPI

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
(4)フィルタベント総合性能評価ツールの開発

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
(4) Development of filtered containment venting system performance evaluation tool

*金井 大造[1]，古谷 正裕[1]，中村 康一[1]，遠藤 寛[1]，西 義久[1]
[1]電中研

フィルタベント（FCVS）性能評価の高度化は、レベル 2PRA におけるソースターム放出量評価の高度化に資する。本研究では、実高試験設備で取得した実験結果から、除染係数を粒径、吸収液種類、液位等の関数として表現し、これらを統合した FCVS 総合性能評価ツールを開発した。適用例と共に報告する。
キーワード：フィルタベント，レベル 2PRA，ソースターム，シビアアクシデント

1. 緒言

我が国の原子力発電所では、放射性物質の放出量を低減する、フィルタベント（FCVS）装置の導入が進められている。本研究では、電中研に設置した実高試験設備を用いた実験データに基づき FCVS 性能を評価するツールを開発したので事例と共に示す。

2.フィルタベント総合性能評価ツール

2-1. 概要　FCVS 総合性能解析ツールは、除染係数(DF)の実験相関式を用いて、熱水力挙動（温度、圧力、液位等）を収束計算により求めることでエアロゾル、ヨウ素、有機ヨウ素に対する DF を得る。

2-2. 解析例　図 1 に一例として FCVS 入口圧力が 700 kPaG 一定の場合における FCVS 熱水力学的挙動の解析結果を示す。ベント開始直後は、FCVS 入口による蒸気流量の制限、蒸気凝縮による FCVS 内部液位の上昇、ベンチュリスクラバ不作動（喉部チョーク流のため非自給状態）となる。その後に、出口オリフィスにより蒸気流量が制限され、ベンチュリスクラバは自給状態へ移行する。図 2 に、このシナリオにおけるエアロゾル（粒子径 0.2 μm）に対する各段 DF とこれらの積で評価した FCVS 全体での DF を示す。

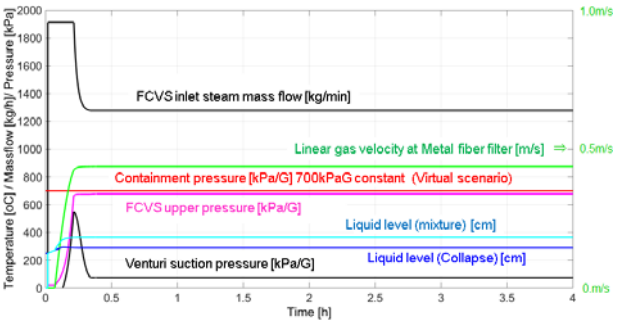


図 1　FCVS 装置の熱水力学的挙動（仮想シナリオ）

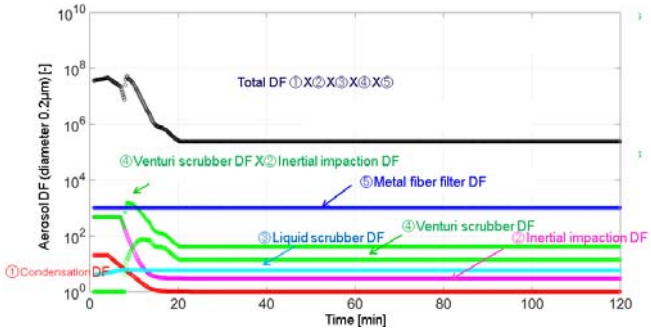


図 2　エアロゾル DF 挙動（仮想シナリオ）

3. 結論

本研究では、高い汎用性・拡張性を持つことを目標とした FCVS 総合性能評価ツールを開発した。本ツールにおいて採用しているモデルについては、今後もその妥当性の確認と改良が必要である。

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Koichi Nakamura[1], Hiroshi Endo[1], Yoshihisa Nishi[1]
[1]CRIEPI.

本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）」の一部として実施した。

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

[1B17-20] Evaluation of Source Terms and Radiation Doses 2

Chair:Koichi Nakamura (CRIEPI)

Wed. Sep 13, 2017 4:55 PM - 6:00 PM Room B (B12 - B1 Block)

[1B17] Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*Hiroyuki Shiotsu[1], Jun Ishikawa[1], Hiroto Ito[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM

[1B18] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato[1], Yuki Honda[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

[1B19] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Hirofumi Ohashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[1B20] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3], Yasuki Ohtori[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. The University of Tokyo)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデントにおける Cs 及び I の化学挙動評価手法に関する検討

Analytical technique for cesium and iodine chemical behavior under severe accident

*塩津 弘之，伊藤 裕人，石川 淳，杉山 智之，丸山 結
原子力機構

照射済み燃料からの FP 放出･移行挙動実験である VERDON-2 実験について化学平衡を仮定する FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0 による解析を実施し、平衡論により Cs 化学挙動を定性的に評価できることを明らかにした。一方で I はその移行量を過小評価しており、手法に課題があることが示された。

キーワード：シビアアクシデント，ソースターム，核分裂生成物, VERDON-2 実験, VICTORIA2.0 コード

1. 緒言

シビアアクシデント時のソースターム評価において原子炉冷却系内での核分裂生成物（FP）化学挙動モデルには、大きな不確かさが存在する。本研究では水蒸気雰囲気での照射済み燃料からの FP 放出・移行挙動実験である VERDON-2 実験[1]について、熱化学平衡理論に立脚した FP 移行挙動評価手法による解析を実施し、Cs および I の化学挙動に対する熱化学平衡論の適応性を評価した。

2. 解析手法

VERDON-2 実験では、加熱炉と温度勾配管から成る装置体系において、MOX 燃料を加熱することにより FP の放出・移行挙動を評価している。解析では、化学平衡を取り扱い可能な FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0[2]を用い、全 18 分割（加熱炉 1、接続部位 1、温度勾配管 16）から成る体系で、phase-1（不活性雰囲気）、-2（水蒸気）-3（不活性）を対象とし、Cs および I の移行に係わる解析を実施した。MOX 燃料から放出後の各 FP の化学挙動に着目するため、実験で得られている FP 放出履歴（Cs、I、Mo、Ba）を入力として与えた。各セルの雰囲気温度は、簡易的な熱伝達計算により決定した。

3. 結果・考察

図 1 に温度勾配管における Cs 及び I の沈着分布を示す。解析では、低温領域を除き、実験で得られた Cs の定性的な沈着傾向[1]を概ね再現しており、本実験条件下での Cs の化学挙動に対して平衡論を適用できる見通しを得た。また、各温度領域での沈着の駆動力はそれぞれ異なっており、約 1000 K では Cs_2MoO_4 の壁面凝縮、約 650 K では CsOH の壁面凝縮、<600 K ではエアロゾル（CsOH、Cs_2MoO_4）の重力沈降に起因することが示唆された。また沈着した CsOH は試験後期に放出される Mo との固-気反応により最終的に Cs_2MoO_4 沈着物へと変化した。

I の沈着分布は、実験よりも高温側に CsI 由来の沈着ピークを予測しており、課題があることが示された。

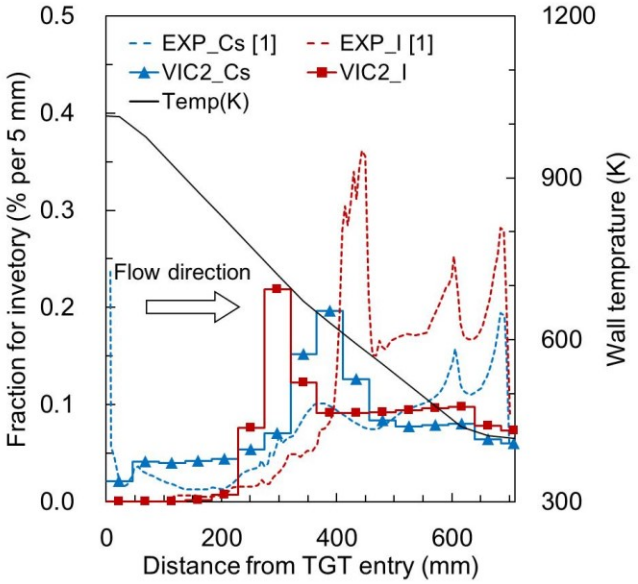


図 1 温度勾配管における Cs 及び I の沈着分布

参考文献

[1] A. Gallais-During et al., Ann. Nucl. Energy, 101, 109-117, 2017.　[2] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131,1998.

本件は、原子力規制庁から受託した平成 28 年度および平成 29 年度「原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Jun Ishikawa, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
(7) 黒鉛構造物損傷時におけるソースターム評価

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(7) Source term evaluation for accident scenario considering graphite component failure

*佐藤博之，本多友貴，大橋弘史

原子力機構

地震に起因して黒鉛構造物が損傷する事象を対象としたソースターム評価を行い、損傷形態の違いがソースターム評価結果に与える影響を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

１．緒言　高温ガス炉の確率論的リスク評価手法確立に向けて、構築物及び静的機器損傷時のソースターム評価手法開発を進めている。本発表では、地震起因の黒鉛構造物損傷がソースターム評価結果に与える影響の検討結果を報告する。

２．黒鉛構造物損傷評価モデル　黒鉛構造物損傷に係るソースターム評価上の重要因子である原子炉の有効熱伝導度及び流動抵抗について、損傷形態「亀裂発生」及び「全体破壊」に対応した評価モデルを構築した。有効熱伝導度は、亀裂発生に対し熱移動方向に垂直な亀裂を仮定し、直列則に基づき評価した。全体破壊時は、黒鉛材料結晶粒の最密充填構造を仮定し有効媒質理論に基づき評価した。流動抵抗は亀裂発生に影響を受けないのに対し、全体破壊時には破片の流路閉塞による増大を想定し、多孔質媒体と仮定し評価した。モデルプラント黒鉛構造物の損傷形態に応じた有効熱伝導度を図１に示す。

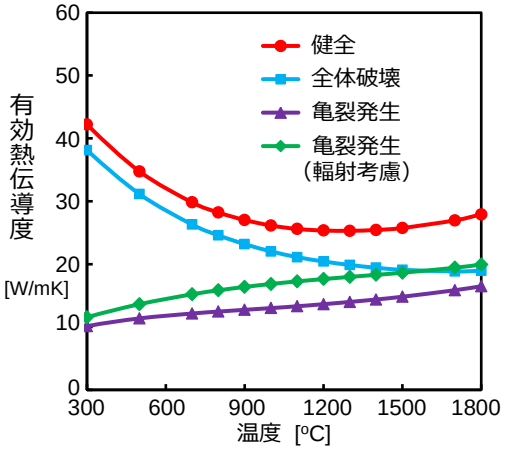


図１　黒鉛構造物の損傷形態に応じた有効熱伝導度

３．ソースターム評価　モデルプラントを対象に、スタンドパイプと二重管破損に炉心黒鉛構造物の損傷が重畳した事象のソースターム評価を行った。事故後、燃料温度が最大となる時刻での炉心温度分布評価結果を図２に示す。また、得られた知見を以下に示す。

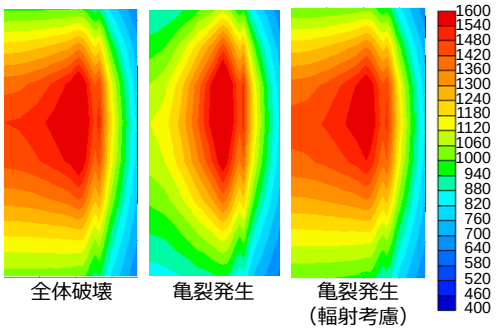


図２　黒鉛構造物損傷時の炉心温度分布（事故後、燃料温度が最大となる時刻）

- 全体破壊時は、流動抵抗増大に伴う自然循環流量低下により燃料温度が上昇するものの、酸化による燃料破損率が低減するため、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。
- 亀裂発生時は、有効熱伝導度低下に伴う燃料温度上昇により公衆被ばく線量が健全時に対して 1.5 倍程度となった。
- 亀裂部での輻射を考慮した場合、燃料温度上昇が低減し、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。

４．結言　提案した評価モデルにより、黒鉛構造物での損傷形態を考慮したソースターム評価が可能であることを明らかにした。

謝辞

本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

*Hiroyuki Sato, Yuki Honda, Hirofumi Ohashi　Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発
(8) 原子炉停止機能喪失を伴う高温ガス炉減圧事故時における ソースタームの不確実さ因子分析

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors
(8) Uncertainty analysis for source term evaluation of high temperature gas-cooled reactor under loss-of-forced circulation accident with control rod system failure

*本多友貴，佐藤博之，大橋弘史
原子力機構

高温ガス炉の原子炉停止機能喪失を伴う減圧事故時におけるソースタームの不確実さ因子分析として、燃料温度の感度解析を行い、重要因子を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価、不確実さ因子分析

１．緒言　高温ガス炉の設計上、安全上の特徴を考慮した確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の確立を目標に、ソースターム評価手法開発を進めている。本発表では、原子炉停止機能喪失を伴う減圧事故時におけるソースタームの不確実さ因子分析として、燃料温度評価における重要因子の選定結果を報告する。

２．事象概要　高温ガス炉では、１次冷却系配管破損等に伴う減圧事故時に原子炉停止機能喪失が重畳した場合、負のドップラー反応度投入により未臨界となる。しかし、その後、再臨界が発生し、燃料は高温状態で保持されるため、未臨界時の燃料温度に加えて、再臨界後の燃料温度がソースターム評価上重要である。

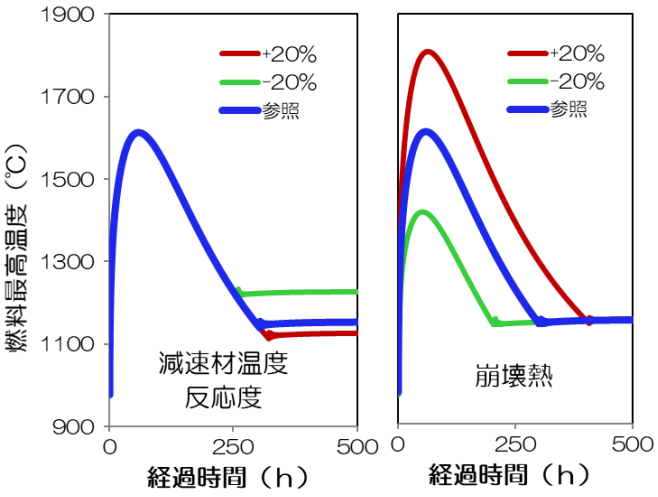


図１　感度解析結果の例

３．重要因子選定方法　本検討では、事故時の燃料温度評価に係る場の方程式及び物理モデルを対象に、物理的に意味を持つ因子を網羅的に抽出した。その後、抽出した因子をパラメータとして±20%幅にて感度解析を行い、事故後の燃料最高温度及び再臨界後の燃料温度に対して感度が大きいものを重要因子として選定した。

４．感度解析及び重要因子の抽出結果　感度解析結果（図１）から、減速材温度反応度、キセノン反応度、崩壊熱、熱伝導（炉内）、熱容量（炉内）及び輻射（炉外）を重要因子として選定した（図２）。今後、専門家意見も考慮し、選定した重要因子に影響を与えるパラメータの中から、不確実さを表現する代表的なもの（変動パラメータ）を選定するとともに不確実さ伝播解析を実施する。

物理的に意味を持つ因子		
核出力	①ドップラー反応度	
	②減速材温度反応度	
	③キセノン反応度	
	④中性子源効果	
	⑤動特性パラメータ	
⑥崩壊熱		
熱伝達	⑦炉内	⑧炉外
熱伝導	⑨炉内	⑩炉外
熱容量	⑪炉内	⑫炉外
輻射	⑬炉内	⑭炉外

□ 感度解析の結果として選定された燃料温度評価に影響を与える因子

図２　重要因子選定結果

謝辞　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

*Yuki Honda, Hiroyuki Sato, Hirofumi Ohashi,　Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（PRA 手法）の開発
(9)地震起因の配管破断事象における事故シーケンスの発生頻度に関する SECOM2-DQFM-U コードの適用性の検討

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors(HTGRs)
(9) Consideration on applicability of SECOM 2-DQFM-U code in case of pipe breach accident by seismic

*松田 航輔[1]，牟田 仁[1]，村松 健[1]，大鳥 靖樹[1]，佐藤 博之[2]，西田 明美[2]，糸井 達哉[3]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京大学

本研究では、高温ガス炉の設計上や安全上の特徴を考慮した確率論的リスク評価手法（PRA 手法）の確立を目標に、事故シーケンス評価手法の開発を進めている。本発表では、いくつかの事故シーケンスを例に挙げ、SECOM2-DQFM-U[1]コードの適用性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、地震に関する確率論的リスク評価、配管の複数破断

1. 緒言

地震 PRA において事故シーケンス発生頻度を評価する計算コードとして、日本原子力研究開発機構（JAEA）で開発された SECOM2-DQFM-U がある。本コードは地震時の機器損傷の相関や複数故障による起因事象を考慮しつつ、不確実さを含めた定量的評価ができる。本発表では、前報[2]で示した事故シーケンスのうち、配管破断による空気侵入の事故シーケンスを例として、試計算を行い、高温ガス炉 PRA における本コードの適用性について検討した。

2. SECOM2-DQFM-U コードの適用

計算の主要部分では、各機器の応答及び耐力の対数標準偏差と相関係数で定義される確率分布を反映して、応答と耐力のモンテカルロサンプリングが行われ、機器の損傷及び FT 頂上事象の発生が判断される。事故シーケンス発生確率は、サンプリング総数に対する事故シーケンス発生回数の割合で計算される。

3.事故シーケンスの解析

前報[2]に類似の比較的簡略なイベントツリー/フォールトツリーモデルを用いて、事故シーケンス発生頻度の不確実さ解析（5%,95%値を推定）を行い、点推定の評価と比較した。各事故シーケンスにおける線量及び不確実さを考慮した発生頻度を図 1 に示す。

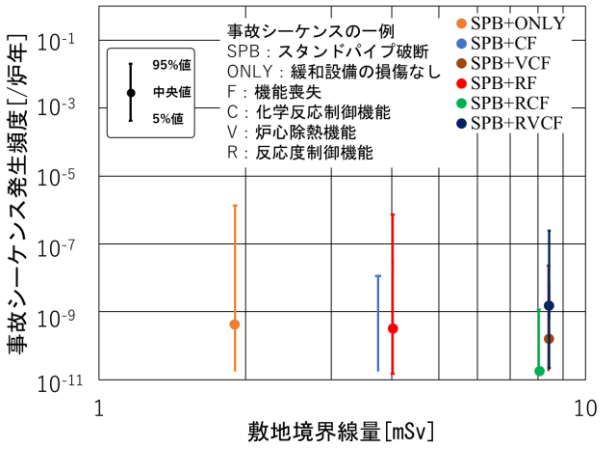


図 1 各事故シーケンス発生頻度の試計算の一例

4. まとめ

SECOM2-DQFM-U コードの適用性を検討した。事故シーケンス頻度の不確実さ解析結果と点推定による評価の比較などから、損傷の相関係数が最終的な事故シーケンス評価結果に大きく影響を与えると可能性がある。今後は、機器間の応答の相関係数をより詳細に評価していく必要があると考える。

参考文献

[1] K. Muramatsu et al., “Development of a New Seismic PRA Code for Uncertainty Analysis,” Topical Meeting on Safety in Reactor Operations, (Top Safe 2017) Vienna, Austria, February (2017).
[2] 松田 航輔 他、高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発 (4) 地震 PRA のための配管の複数破断を含む事故シーケンスを表現するイベントツリーの作成法の検討，原子力学会 2017 春の大会（2017）

*Kosuke Matsuda[1], Hitoshi Muta[1], Ken Muramatsu[1], Yasuki Ohtori[1],Hiroyuki Sato[2], Akemi Nishida[2], Tatsuya Itoi[3],
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]The University of Tokyo

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

[1C01-04] Mitigation Measures Against Severe Accidents

Chair:Daisuke Yamauchi (TEPCO HD)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:05 AM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C01] Development of hydrogen treatment system in severe accident

*Akira Yamada[1], chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[2] (1. Toshiba Corporation Power and Industrial Systems Research and Development Center, 2. Toshiba Corporation Isogo Engineering Center)

10:00 AM - 10:15 AM

[1C02] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1], Masashi Tanabe[1] (1. Toshiba corporation)

10:15 AM - 10:30 AM

[1C03] Development of a method for Mitigating Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1], Marco Pellegrini[2] (1. TOHOKU ELECTRIC POWER CO.,INC., 2. The Institute of Applied Energy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1C04] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*Toshiki Kobayashi[1], Jifeng Wang[1], Yoshihiro Ishikawa[1], Yuichiro Uzuyama[1], Koji Endo[1] (1. Rasa Industries, LTD)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
(8)水素処理速度の阻害要因による影響評価

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(8) Evaluation of Obstructive Factor for Hydrogen Treatment Rate

*山田昂[1]，岩城智香子[1]，柳生基茂[1]，春口佳子[1]，田邊雅士[1]
[1]株式会社　東芝

水素処理システムに供する金属酸化物について反応阻害要因である水蒸気および核分裂生成物（FP）の影響を評価した。水蒸気分圧をパラメータとして試験を行い、反応速度式を作成した。FP 影響はヨウ化セシウムを模擬 FP として金属酸化物に予め塗布した際の水素処理速度を取得し、その影響が軽微であることを確認した。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

1. 緒言

これまで水素処理システムに供する金属酸化物として、低温動作用のφ1mm の MnO_2[1] と高温動作用のφ2mm の CuO[2]を選定し速度式を評価してきたが、実機適用に向けて反応阻害要因の影響評価が必要である。本報では想定される反応阻害要因である水蒸気影響および核分裂生成物(FP)の影響を評価した。

2. 実験

金属酸化物としてφ1mm の MnO_2 もしくはφ2mm の CuO を充填し試験した。各々の金属酸化物は使用目的に応じた初期温度を設定し、N_2、H_2、H_2O ガスを所定の濃度および速度で供給し、その際の供給水素流量と処理後水素流量の差から金属酸化物体積当たりの水素処理速度（$g/s/m^3$）を評価した。また、FP 影響試験では予めヨウ化セシウム（CsI）を所定量塗布したφ2mm の CuO を用いて評価を行った。

3. 結果

3-1. 水蒸気影響評価

MnO_2 では水蒸気分圧 0.1MPa-abs を境界に水素処理速度が低下し、CuO では 0.4MPa-abs まで低下しないことを確認した（図 1）。MnO_2 では既発表の反応速度式[1]とは別に水蒸気分圧 0.1MPa-abs 以上の水蒸気影響が大きい範囲における反応速度式が必要であるため、温度依存性（図 2）等の評価結果から下に示す反応速度式 V_1 を得た。CuO は図 1 から水蒸気影響が小さいため、下に示す既発表の反応速度式 V_2[2]を適用することとした。

MnO_2：$V_1 = 4.08\times10^5\times\exp(-4865\times1/T)\times[H_2]\times P^{-0.43}$

CuO：　$V_2 = 7.87\times10^4\times\exp(-3280\times1/T)\times[H_2]^{0.73}\times[H_2O]^{-0.28}\times P^{0.0043}$

T[K]:温度、H_2[-]:水素モル分率、H_2O[-]:水蒸気モル分率、P[MPa-abs.]:全圧

3-2. FP 影響評価

FP 単独の影響を確認するため、水蒸気影響が小さい CuO を用い、想定発生量の CsI を付着させた場合の水素処理速度を評価した。その結果、FP が水素処理速度へ与える影響は 2%程度と軽微であった（図 3）。

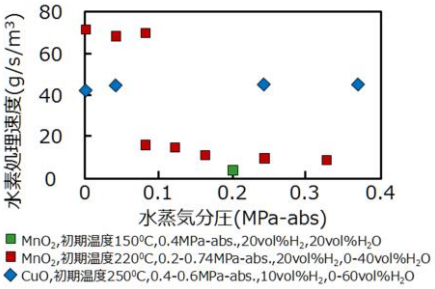


図 1　水蒸気分圧依存性

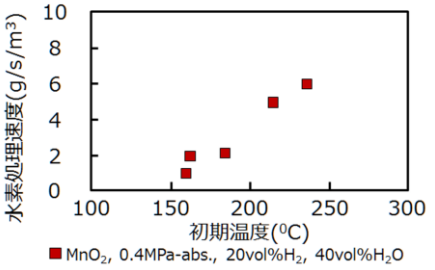


図 2　温度依存性

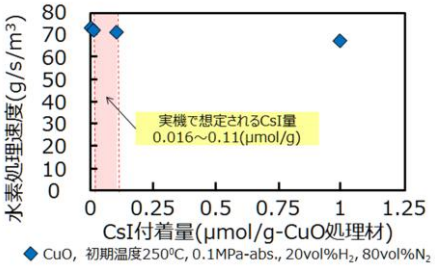


図 3　CsI 付着量依存性（CuO）

4. 結言

MnO_2 では水蒸気影響を考慮した反応速度式を作成し、CuO では水蒸気影響が大きい範囲まで既往報告した反応速度式[2]を適用できる見込みを得た。また事故時に共存が予想される CsI 量が水素処理速度に与える影響は軽微であることがわかった。

なお、本件は経済産業省平成 28 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水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

参考文献

[1]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(4)」、日本原子力学会 2016 年春の年会、1I13
[2]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(6)」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2E05

*Akira Yamada[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION.

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
（9）反応器水素処理特性への水蒸気の影響評価

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(9) Evaluation of Steam Influence on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*岩城智香子[1]，杉田宰[1]，山田昂[1]，柳生基茂[1]，春口佳子[1]，田邊雅士[1]

[1]株式会社　東芝

シビアアクシデント直後に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。CuO 成型体を充填した反応器試験体を用いた水蒸気混在試験により、積算水素処理量が相対湿度に依存することがわかった。また、水蒸気の影響を考慮した反応器評価モデルを作成した。

キーワード：金属酸化物，シビアアクシデント，水素処理速度，相対湿度

1. 緒言

シビアアクシデント時の水素処理装置開発において、これまで球形に成型した金属酸化物を充填した反応器の水素処理特性を試験してきたが[1]、実機適用においては反応を阻害する要因の影響評価が必要である。そこで、反応阻害要因のうち最も重要と考えられる水蒸気の影響を評価するための試験を実施した。また、水蒸気の影響を考慮した反応器評価モデルを作成し、積算水素処理量の予測精度を評価した。

2. 反応器特性試験および評価

2-1. 試験装置

試験装置は主に、水素、水蒸気及び窒素を所定の流量比で混合する混合器、混合ガスの予熱器、反応器試験体より構成される。反応器試験体として、内径 65.9mm、高さ 600mm のステンレス管の内部にφ2.0mm の CuO を充填したものを使用した。反応器内に熱電対を、反応器入口・出口に水素濃度計を設置して水素処理量を算出した。

2-2. 試験結果

圧力 0.17MPa、ガス流量 62L/min、水蒸気濃度 33vol%で試験した時の水素濃度の時系列変化を図 1 に示す。ガスが供給されると金属酸化物と水素との反応が開始し、反応器試験体出口水素濃度が 0vol%となった。別途計測した反応器内温度分布から、入口部より金属酸化物は反応熱によって約 600℃まで温度上昇し、高温域（反応域）が徐々に出口側へ移行することを確認している。出口近傍の金属酸化物の温度低下とともに、約 9400 秒から出口水素濃度が上昇し（図 1）、やがて反応が終了した。ガス温度、水素及び水蒸気濃度をパラメータとした試験を実施したところ、出口水素濃度及び金属酸化物の最高温度はこれらの条件に大きく依存した。そこで水素処理性能を評価するため反応終了までの積算水素処理量を計算したところ、図 2 に示すように、相対湿度が低いほど、またガス温度が高いほど積算水素処理量は増加することがわかった。

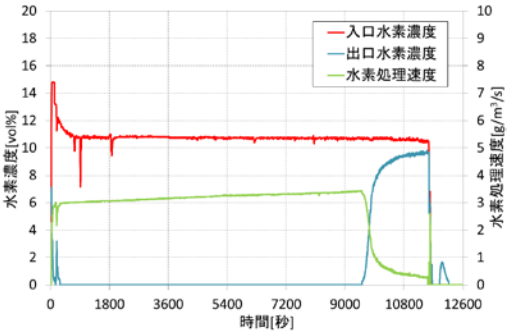


図 1　水素濃度及び水素処理速度の試験結果

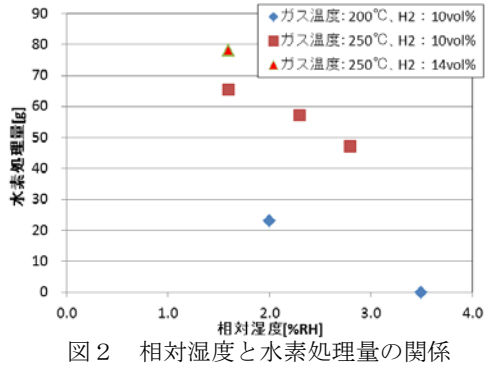


図 2　相対湿度と水素処理量の関係

2-3. 反応器評価モデル

質量保存式とエネルギー保存式を基礎式とし、水素処理速度式を組込んだ一次元の反応器評価モデル[2]を、水蒸気の影響を考慮して修正した反応速度式[3]を用いて改良し、解析結果を試験結果と比較した。その結果、積算水素処理量を誤差約 30%以下で予測することを確認した。

3. 結論

反応器の水素処理特性試験により、水蒸気混在の条件でも水素処理が可能であること、積算水素処理量は相対湿度に依存することがわかった。また水蒸気の影響を評価可能な反応器評価モデルを作成し、水蒸気混在条件における水素処理量予測の目途を得た。

なお、本件は経済産業省平成 28 年度発電用原子炉等安全策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備)の成果の一部である。

参考文献

[1]岩城ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(5)」、日本原子力学会 2016 年春の大会、1I14
[2]香月ら、「過酸化金属による水素処理特性評価」、日本機械学会、第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム、E212(2016)
[3]山田ら、「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(8)」、日本原子力学会 2017 年秋の大会（投稿中）

*Chikako Iwaki[1], Tsukasa Sugita[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Yoshiko Haruguchi[1] and Masashi Tanabe[1]

[1]TOSHIBA Corporation

圧力抑制室内温度成層化の緩和及び発生時の対応検討

Development of a method for Mitigation of Thermal Stratification in Pressure Suppression Pool

*田中 晃[1]，小保内 秋芳[1]，ペレグリニ マルコ[2]

[1]東北電力株式会社，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所

東北電力株式会社では，福島第一原子力発電所の事故の知見や女川の震災時の対応から得られた教訓を踏まえ，さらなる安全の向上に向けて女川・東通の各発電所の各種安全対策（ハード対策，ソフト対策）を検討している。本報では，圧力抑制室内温度成層化の緩和及び発生時の対応について，サプレッションプール三次元評価が可能な POOL-3D モジュールを適用した SAMPSON コードを用いて検討した結果を報告する。

キーワード：温度成層化，サプレッションプール，SAMPSON

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故では，原子炉隔離時冷却系タービン排気蒸気により圧力抑制室内で温度成層化が発生したと考えられている。圧力抑制室内で温度成層化が発生した場合，サブクール度が減少することで，格納容器圧力等の事象進展が想定よりも早まる可能性があることから，圧力抑制室を有するＢＷＲプラントにおいて，温度成層化の緩和及び発生時の対応は非常に重要である。

以上を踏まえて，シビアアクシデントコード SAMPSON（サブモジュール POOL-3D 含む）により，現行運転手順で規定する温度成層化の緩和及び発生時の操作についての効果・妥当性を定量的に確認する。

2. 解析方法

女川原子力発電所２号炉を対象に，全交流動力電源喪失シーケンスにおける原子炉隔離時冷却系運転時および逃がし安全弁作動時のサプレッションプール保有水温度の三次元挙動について，シビアアクシデントコード SAMPSON により解析を実施した。

3. 結果・考察

現行の運転手順では，原子炉減圧時には，複数ある逃がし安全弁をサイクリックに動作させることで，サプレッションプール保有水のミキシングを促進し，保有水の均一な温度上昇を図ることとしている。

対応検討のベースケースとして，原子炉隔離時冷却系タービン排気口の位置等を模擬することで，温度成層化の生成過程を評価した。また，図１の通り，温度成層化が発生した状況において，逃がし安全弁クエンチャーの位置等を模擬し，逃がし安全弁動作による温度成層化の解消過程を評価した。さらに，減圧時の弁数の影響や原子炉隔離時冷却系運転状態との組み合わせの影響について確認し，現行運転手順の妥当性を確認した。

今後は，本検討で得られた知見を整理し運転手順書の技術ベースとして整備する計画である。

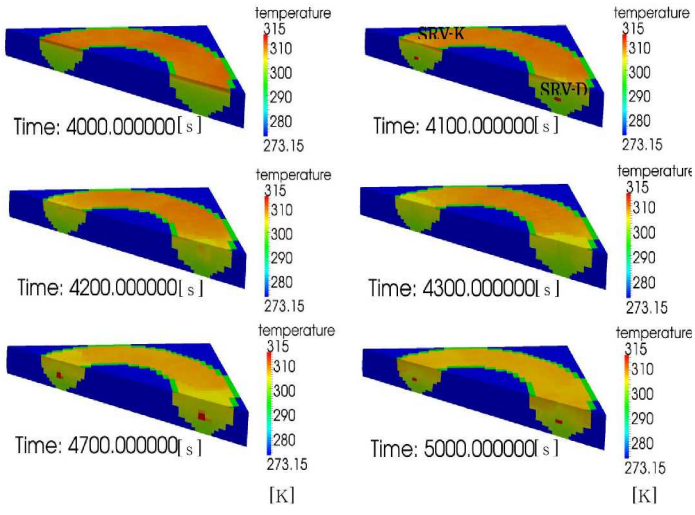


図１ 逃がし安全弁動作時の成層化解消過程

*Akira Tanaka[1], Akiyoshi Obonai[1] and Marco Pellegrini[2]

[1]Tohoku Electric Power Co., Inc. [2]The Institute of Applied Energy

放射性ヨウ素吸着剤 AgX の低温度域でのヨウ化メチル吸着特性 Part.3

Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region-Part.3

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

原子力発電所のシビアアクシデント時の緊急対策室等の空気浄化システムとしての応用を想定した場合、難燃性の吸着剤 AgX を使用すれば、マイナス温度域での吸着特性を把握する事で、吸着剤の交換が不要で、外気の加熱装置も不要な小型の空気浄化システムが構築できます。そこで、Part.1,2 に引き続き、マイナス 40℃での AgX のヨウ化メチル吸着特性を評価しました。その結果、マイナス 40℃の温度でも良好な吸着特性を示しました。ただし、この吸着は、一旦、物理吸着した後、徐々に化学吸着していると思われました。

キーワード : AgX、吸着剤、シビアアクシデント対策、放射性ヨウ素、原子力発電所、低温度域、空気浄化システム。

1. はじめに

弊社の AgX は、ベント雰囲気の、高温、高湿度下で良好なヨウ素吸着性能がありますが、前報[1],[2]では、マイナス５℃に於いても、ヨウ化メチルは AgX に化学吸着している事を示しました。今回引き続き、マイナス 40℃での AgX の吸着性能を評価しました。

2. マイナス 5℃　および 40℃でのヨウ化メチル吸着性能

表 1 にマイナス５℃で、露点マイナス 10℃の空気、表 2 にマイナス 40℃で、露点マイナス 50℃の空気を流した際の、AgX への接触時間とヨウ化メチル吸着率の関係の結果を示します。ヨウ化メチル濃度は共に 20ppm です。なお、AgX は空気浄化システム内での長期保管を前提にして 30℃で吸湿させた試料を使用しました。この様に、マイナス 40℃では、接触時間 0.25 秒で 99%以上となり、マイナス 5℃よりも良好な結果となりました。別途実施した、接触時間 0.60 秒の試験では、マイナス 40℃で、吸着率が 99%以下になるまでの AgX　1ml 当りのヨウ化メチル吸着容量は、約 18mg でした。

ヨウ化メチルは、AgX に化学吸着するとメタノールを放出する事が知られています。そこで、OUT ガス中のメタノールの挙動を調べた所、マイナス 40℃では、少量のメタノールが検出され、温度をマイナス 20℃付近まで上げると、一気にメタノールが出てくる事が判り、最初の吸着は物理吸着が主体であるが、徐々に化学吸着となる事が予想されました。

これらの結果、AgX は外気の加熱装置なしでの屋外設置型の空気浄化システムへの応用が可能と判りました。

表１　マイナス５℃における吸着率

接触時間	ヨウ化メチル吸着率 [%]		
[sec.]	20 分	40 分	60 分
0.26	97.87	97.61	97.24
0.41	99.76	99.53	99.32
0.50	100.00	99.98	99.95
0.62	99.99	99.98	99.97

表２　マイナス４０℃における吸着率

接触時間	ヨウ化メチル吸着率 [%]		
[sec.]	20 分	40 分	60 分
0.25	99.85	99.69	99.60
0.40	99.99	99.98	99.99
0.50	99.98	99.98	99.99
0.59	>99.99	>99.99	>99.99

参考文献

[1]　日本原子力学会　2016 年秋の大会　2G17
[2]　日本原子力学会　2017 年春の大会　1M12

---

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

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

[1C05-07] Safety Assessment for Light Water Reactors 1

Chair:Masahiro Ishigaki (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 11:05 AM - 11:55 AM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C05] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

11:05 AM - 11:20 AM

[1C06] Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP

*Toru Sakamoto[1], Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara[1], Osamu Kubota[1] (1. Tepsys)

11:20 AM - 11:35 AM

[1C07] Plant incident progress scenario analysis for nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*ikuo kawasaki[1], akira nakamura[1], shunsuke takahashi[2], yasuhiro tateda[2], yasunori yamamoto[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Kansai Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うデスクトッププラントシミュレータの開発
（2）原子炉停止時におけるプラントシミュレータの仕様及び機能

Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP
(2) Specification and functions of desktop plant simulator in reactor shutdown condition

*杉浦 義隆[1]，山口 龍之介[1]，坂本 亨[1]，藤原 大資[1]，久保田 修[1]
[1]テプコシステムズ

2017 年春の年会にて発表した、PC で使用可能な BWR 向けデスクトップシミュレータについて、原子炉停止時における使用済燃料貯蔵プールと原子炉での同時過酷事故進展模擬機能を追加した。ここでは、本シミュレータの機能・仕様について紹介する。

キーワード：過酷事故、停止時事故、使用済燃料プール、シミュレータ、MAAP、DesignEP

1. 緒言　テプコシステムズでは、教育・訓練や事故時対応手順の妥当性確認などへの利用を目的に、GSE 社製ツール DesignEP を用い、複数の過酷事故解析コード（MAAP）を並列処理可能でインタラクティブに操作可能な BWR 向けのリアルタイムシミュレータの開発を進めている。原子力学会「2017 年春の年会」では、その開発計画と開発途中のプロトタイプによるデモを紹介したが、今回、原子炉停止時の原子炉と SFP が冷却水を介して繋がった状態における同時過酷事故の模擬機能を追加した。本発表はシリーズ発表であり、最初にシミュレータ概要及びその機能、続いて原子炉と SFP との結合計算方法について紹介する。

2. 仕様

- 対象　ＡＢＷＲ
- 模擬範囲　原子炉運転時及び停止時事故全般
- 解析コード・ツール　MAAP v.5.04、DesignEP（統合開発ツール）

3. 機能　ユーザー画面は、主に原子炉建屋全体を示すメイン画面（図１）と SFP 拡大画面（図２）で構成する。メイン画面では、原子炉及び SFP の水位や、各ノードの気相温度、圧力、FP ガス濃度、燃料の溶融状態等をカラー表示する。また、アイコンやボタンによりポンプやバルブ、イベントの ON/OFF 等の操作が可能である。SFP 画面では使用済燃料の溶融状態や温度等を表示する。

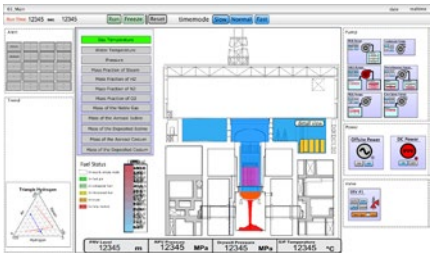


図 1　メイン画面

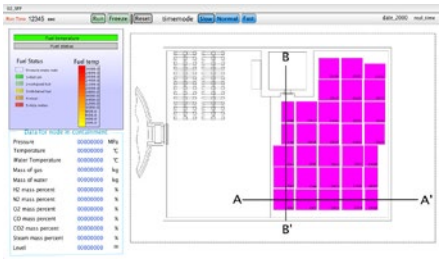


図 2　SFP 画面

4. まとめ　**従来、**過酷事故解析コード単体では模擬が困難であった原子炉と SFP が繋がった状態における同時過酷事故の模擬を実現した。また、東日本大震災時の福島第一原子力発電所 5,6 号機のように、原子炉と SFP が隔離された状態で RHR の系統を切り替え交互に冷却するような臨機応変な事故対応の模擬も可能である。その他、フローチャートによる事故シナリオ作成・編集機能や外部システムとの連携機能等も備えている。今後、新規制基準対応の事故対策機器の追加や、ソースターム、線量評価機能等の整備を計画している。

参考文献

[1] 杉浦他、2017 年春の年会 2M05

*Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Toru Sakamoto[1], Daisuke Fujiwara[1] and Osamu Kubota[1]
[1].TEPCO SYSTEMS CORPORATION

原子炉及び燃料プール同時過酷事故進展を扱うデスクトッププラント シミュレータの開発（3）ベッセルオープン時の SFP との結合計算

Development of Desktop Plant Simulator to Treat Simultaneous Accident Progress in Reactor and SFP
(3) Two-way coupling calculation between RPV and SFP

*坂本　亨[1]，杉浦　義隆[1]，山口　龍之介[1]，藤原　大資[1]，久保田　修[1]
[1]テプコシステムズ

BWR 過酷事故評価用デスクトップシミュレータの開発において、原子炉と使用済燃料プール（SFP）が結合された状況（ベッセルオープン、Well 満水条件）を扱うモデルを整備した。

キーワード：過酷事故、停止時事故、使用済燃料プール、シミュレータ、MAAP、DesignEP

1. 緒言　MAAP では原子炉側と SFP の同時事故進展を別計算で扱う必要があり、ベッセルオープン時の原子炉ウェルと SFP が連結した状況での事故進展を直接扱うことができない。このため、本研究ではシミュレータ（DesignEP）内で実行する「原子炉側」と「SFP 側」の 2 つの MAAP 計算を 2-way カップリングする計算モデルを整備した。これにより、訓練や事故対応手順書の V&V を原子炉停止時まで拡張することが可能となる。

2. 結合計算　「原子炉側」と「SFP 側」の MAAP 計算をカップリングするためには、①原子炉ウェル、SFP 間の冷却水移行、②原子炉ウェル、オペレーションフロア間の気相移行、③SFP、オペレーションフロア間の気相移行、④それら気液移行に伴う FP ガス及びエアロゾルの移行をタイムステップ毎に DesignEP 内で評価し、これを各々の MAAP 計算にフィードバックする必要がある（図 1 参照）。冷却水の移行については、双方の MAAP 計算の原子炉ウェル、SFP 間の水位差よりベルヌーイの式を用いて正味の流量を求め、併せて MAAP 内の相関式から対向流を評価する。また、気相については領域間の圧力差から正味の流量を求め、同じく対向流を評価する。更に、気液移行量から FP 移行量を算出し、これら計算結果を、質量（気相/液相）、エネルギー、FP 重量の変化として各 MAAP の次のタイムステップにおける計算に反映する。これより、従来のシミュレーションでは扱うことができなかった、炉心部と SFP 双方の発熱に伴う水位低下を、原子炉 Well 満水時についても評価することが可能となる。

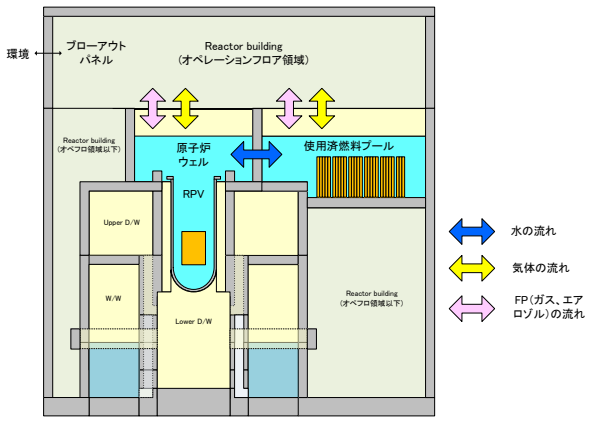


図 1　MAAP カップリング計算

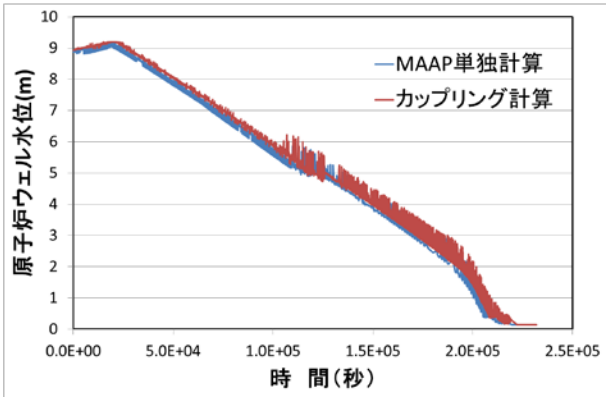


図 2　MAAP カップリング計算結果

3. モデル検証　上記モデル組み込みの検証のため、単独の「原子炉側」MAAP 計算に、非発熱の SFP 相当の区画を追加したケースと、SFP の崩壊熱をゼロと設定したカップリング計算について、原子炉ウェル水位変化を比較した（図 2 参照）。この結果、両者の挙動はほぼ一致し、「SFP 側」から「原子炉側」への液相の移行が適切に扱われていることを確認した。

*Toru Sakamoto[1] ,Yoshitaka Sugiura[1], Ryunosuke Yamaguchi[1], Daisuke Fujiwara and Osamu Kubota[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

平成 28 年度関西電力原子力防災訓練のシナリオ解析

Plant incident progress scenario analysis for nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2016

*川崎 郁夫[1]，山本 泰功[2]，中村 晶[1]，高橋 俊佑[3]，竪田 泰浩[3]
[1]原子力安全システム研究所，[2]元 原子力安全システム研究所（現 北海道大学），[3]関西電力

平成 28 年度に実施された関西電力高浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を実施した. 事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障,緊急安全対策等を想定した解析を実施し，得られた結果から原子力災害対策特別措置法（原災法）に基づく特定事象発生時刻やプラント応答等の事象進展の評価を実施した.
キーワード : 原子力防災訓練，原子力災害特別措置法（原災法），シビアアクシデント，MAAP コード

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では，地震およびその後襲来した津波により，全交流電源喪失，原子炉冷却機能喪失，使用済燃料プール冷却機能喪失が発生したことにより事故が拡大し，また複数機同時発災も災害規模を大きくしたと考えられている．関西電力ではこのような事故を踏まえ，空冷式非常用発電装置や大容量ポンプの配備等ハード面の対策だけでなく，初動人員体制の強化，機器の接続訓練等ソフト面の緊急安全対策が講じてられてきた.

福島第一原子力発電所事故を踏まえた平成 28 年度の高浜発電所原子力防災訓練では，高浜 3,4 号機を対象として，要員管理（活動，待機，退避状況の把握），緊急時対策所の設営，シビアアクシデント設備等を用いた現場活動，情報共有等に重点を置いた訓練が実施された.

本報では，高浜 3 号機防災訓練シナリオに基づき MAAP コードを用いてシナリオ解析を実施し，原災法に基づく特定事象発生時刻や主要事象発生時刻等のプラント応答等, 災害事象進展の評価を実施したので, その結果を報告する.

2. 結果の概要

2-1. 事象進展解析

訓練では，若狭湾沖にて地震が発生し，運転中の高浜発電所 3 号機の原子炉が自動停止する．このとき地震の影響により外部電源を喪失し，B 非常用ディーゼル発電機が故障により自動起動せず，1 系統のみの電源供給状態が 15 分継続して警戒事象となる. A 非常用ディーゼル発電機が故障により停止して全交流電源喪失となり，RCP シール部より原子炉冷却材漏えいが発生する（原災法第 10 条）．また，全交流電源喪失により ECCS 注入不可となる．その後，タービン動補助給水ポンプが故障により停止し，蒸気発生器への給水機能喪失し，蒸気発生器狭域水位 0%未満となる（原災法第 15 条）．炉心への注水手段が回復しないため炉心損傷に至り，格納容器から放射性物質の漏えいが発生する．代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ，格納容器自然対流冷却により事象収束となる．解析はこれらの想定に基づき，高浜 3 号機を対象に実施した（表 1 は高浜 3 号機の例）.

表 1　想定した訓練シナリオ概要（高浜 3 号機）

地震発生、原子炉トリップ、外部電源喪失、 B 非常用ディーゼル発電機故障 1 系統のみの電源供給状態 15 分継続 ⇒警戒事象（AL25）
A 非常用ディーゼル発電機故障 ⇒全交流電源喪失 RCP シール部より原子炉冷却材漏えい ⇒原災法第 10 条通報該当事象（SE21） ＊全交流電源喪失により ECCS 注入不可
タービン動補助給水ポンプ故障停止
蒸気発生器狭域水位 0%未満 ⇒原災法第 15 条該当事象（GE21）
炉心損傷、放射性物質漏えい ⇒GE28、GE01
格納容器スプレイ
格納容器自然対流冷却、事象収束

2-2. プラント応答

図1に高浜3号機の格納容器圧力の挙動を一例として示す. 解析結果では，炉心損傷後格納容器破損により格納容器圧力が急激に上昇する．格納容器スプレイにより圧力上昇は抑えられるが，格納容器スプレイ停止により格納容器圧力は再び上昇する．格納容器スプレイ停止後，格納容器自然対流冷却が開始され，格納容器圧力の上昇は抑制され，その後低下傾向を示し事象は収束する.

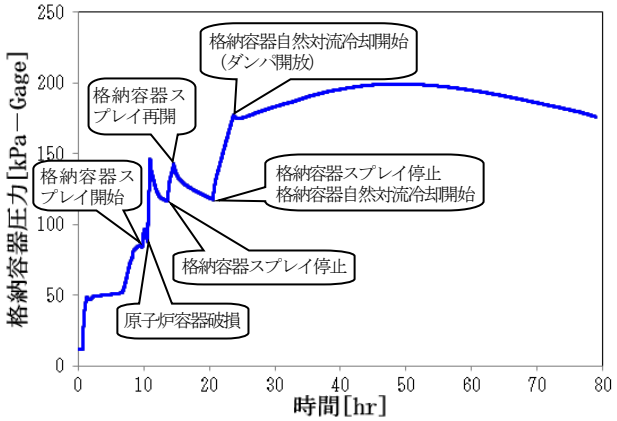


図 1　格納容器圧力の時系列変化（高浜 3 号機）

3. まとめ

福島第一原子力発電所事故を鑑みた緊急安全対策に基づいた平成 28 年度の原子力防災訓練の事象進展解析を，高浜 3 号機を対象に実施した．MAAP コードの解析結果によれば，高浜 3 号機の炉心は損傷するものの，その後の AM 策実施により炉心冷却に成功し，格納容器圧力上昇は抑制され事象収束することを確認した.

参考文献

なし

* Ikuo Kawasaki[1], Yasunori Yamamoto[2], Akira Nakamura[1], Shunsuke Takahashi[3], Yasuhiro Tateda[3]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated,(Hokkaido University),
[3] Kansai Electric Power Co., Inc.

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

[1C08-12] Safety Assessment for Light Water Reactors 2

Chair:Isobe Yoshihiro (NFI)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C08] Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*Eto Junji[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1] (1. MRI, 2. MRA, 3. THC, 4. Nagoya Univ., 5. NIES)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2], Nozomu Murakami[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Performance evaluation of EPDM at elevated temperature (2)

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

3:15 PM - 3:30 PM

[1C11] Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3], Yinsheng Li[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C12] Uncertainty evaluation for fracture boundary of non-irradiated Zircaloy-4 cladding tube under LOCA conditions

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masaki Amaya[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ASR ポテンシャル評価のための骨材試験フローに関する検討

Research on Aggregate Test Flow for ASR Potential Evaluation

*江藤淳二[1]、落合孝正[2]、小川彰一[3]、渋谷和俊[3]、丸山一平[4]、山田一夫[5]、滝沢真之[1]
[1]三菱総合研究所，[2]エムアールアイリサーチアソシエイツ，[3]太平洋コンサルタント，
[4]名古屋大学，[5]国立環境研究所

現行の骨材試験方法では、遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を評価できる方法が確立されておらず、また日本の骨材では限られたデータしかないことが課題であった。そこで、最新知見に基づき、日本の骨材を用いて根拠となるデータを取得し、ASR ポテンシャル評価のための骨材試験フローを検討した。

キーワード：Alkali aggregate reaction, Aggregate, Concrete, Aging management, Concrete prism

1. 緒言

旧原子力安全基盤機構（JNES）では原子力用コンクリートに関して、国内外の最新知見に基づき、急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材に適用できる骨材の ASR 試験方法を提案している。一方、原子力施設に関しては、JASS5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事で，T-603 コンクリートの反応性試験方法が定められている。そこで、本報告では、国内の骨材を用いて試験を実施し、遅延膨張性骨材を含む骨材の反応性検出方法に関して、国内外の ASR 試験方法を評価し、骨材の ASR 試験フローを検討した。

2. 実験

骨材試験方法の有効性を確認するため、国内の複数の急速膨張性骨材及び遅延膨張性骨材を調査し、急速 2 種類と遅延 3 種類の骨材を選定した。また、選定した骨材に対して偏光顕微鏡観察、粉末 X 線回折及び蛍光 X 線分析を行い、岩石学的特徴を確認した。骨材試験方法の比較試験として、国内外の ASR 試験方法（JIS 化学法、JIS モルタルバー法、RILEM AAR-2, RILEM AAR-3, RILEM AAR-4）を比較し、急速膨張性骨材と遅延膨張性骨材に対するアルカリシリカ反応性試験を実施した。

3. 結果・考察

骨材のアルカリシリカ反応性に影響を与える要因は様々であり、実構造物での ASR 膨張挙動の予測とそれに伴う劣化度を評価することは困難である。このような背景のもと、日本の骨材を用いて国内外の試験方法を比較検討し、ほとんど全ての骨材に適用可能な骨材の ASR 試験フロー（案）を提案した（Fig. 1）。具体的には、骨材に対して岩種・鉱物の同定のための偏光顕微鏡による観察及び高温（80℃）・高濃度アルカリ環境（1M NaOH 溶液浸漬）で ASR を促進させ早期に判定を行うための促進モルタルバー試験（RILEM AAR-2）を実施する。次に、海外（RILEM）で提案されているコンクリートプリズム試験（CPT）を改善した NRA AAR-3 及び AAR-4（急速膨張性骨材を含まない場合）を行うことで、遅延膨張性骨材を含む、有害膨張性を有する骨材を概ね検出可能である ASR 試験フロー（案）とした。

本研究は、原子力規制庁「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（アルカリ骨材反応によるコンクリート構造物の長期健全性評価に関する研究））事業」における成果の一部である。

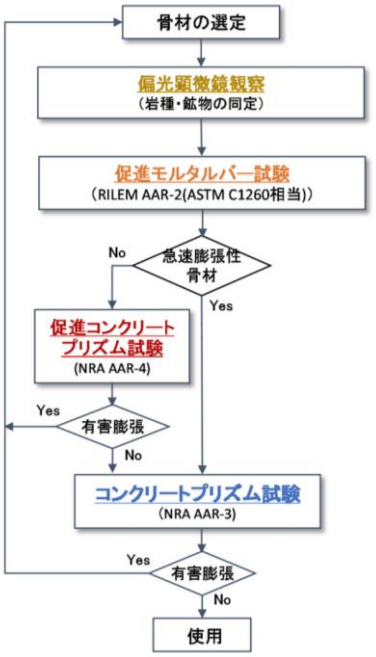


Fig.1 骨材の ASR 試験フロー（案）

*Junji Etoh[1], Takamasa Ochiai[2], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Masayuki Takizawa[1]
[1]MRI, [2]MRA, [3]THC, [4]Nagoya Univ., [5]NIES

PWR 燃料の反応度投入事故時機械的破損評価コードの開発

Development of the fuel behavior analysis code for mechanical fuel failure during PWR reactivity insertion accident

*東　侑麻[1]，辰巳　栄作[1]，淀　忠勝[1]，白土　雄元[1]，山本　晃久[2]，村上　望[2]
[1]三菱重工業（株），[2]三菱原子燃料（株）

原子力発電プラントにおいて燃焼が進んだ燃料は、被覆管の脆化進行等により、反応度投入事象を含む過出力時に燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用（PCMI）による破損限界が低下し、評価値との余裕が減少する。このような背景を踏まえ、三菱では破損評価をより精緻に行うため、反応度投入事象に対するPCMI 破損評価に適用可能な解析コードを開発した。本報では、その解析コードの予備的な妥当性確認結果を報告する。

キーワード：PWR、安全解析、燃料安全、PCMI 破損

1. 緒言　反応度投入事象における PWR 燃料の PCMI 破損に対する破損判断基準の指標としては、従来、パルス試験結果を基にした燃料エンタルピの増分が用いられており、燃料の安全解析では燃料エンタルピ増分を解析コードにより算出する評価体系を採用している。しかしながら、実際の被覆管の破損挙動は、燃料ペレットと被覆管が接触して被覆管に機械的な負荷が加わることにより破損するものであり、破損メカニズムを踏まえたより直接的な体系による評価が可能となる解析コードの開発が国内外において行われている。このような背景を踏まえ、燃料安全研究推進の観点から、既存三菱コードのモデルを拡張し、PCMI 破損を直接的に評価できる燃料機械的破損評価コード（FLAME:　FueL Analysis routine for MEchanical behavior）を開発した。

2. FLAME の概要　反応度投入事象を含む過出力時の燃料機械的挙動を評価するコードには、①ペレット-被覆管熱モデル（比熱、輻射等　非定常計算式）、②被覆管表面熱伝達モデル（遷移沸騰、膜沸騰モデル）、③ペレット-被覆管変形モデル（２次元以上の計算メッシュ※）、④被覆管高温モデル（高温クリープ変形、高温酸化モデル）の評価モデルが必要である。これらのモデルを三菱炉心熱流動解析コードの MIDAC[1]に実装することにより、燃料被覆管の機械的破損評価コード FLAME として新規整備した。※本報では１次元計算メッシュでの結果を報告する。

3. V&V　FLAME コード及び NRC 所有の FRAPTRAN コードによる評価結果[2]を用いたコード間ベンチマーク、及びランプ/パルス試験に対して実測データ[3]に対する予測解析を行い、コードの検証及びコードの妥当性を確認する。

4. 結論及び今後の課題　MIDAC コードに燃料機械的破損評価に必要なモデルを組み込み、過渡時燃料機械的破損評価コード FLAME を開発した。コード間ベンチマーク及びランプ/パルス試験結果の予測解析によりコードの検証及びその妥当性を確認した（図 1.，図 2.）。今後は、ペレット-被覆管変形モデルを２次元計算メッシュに拡張し、局所的変形にも対応した解析コードを開発する。

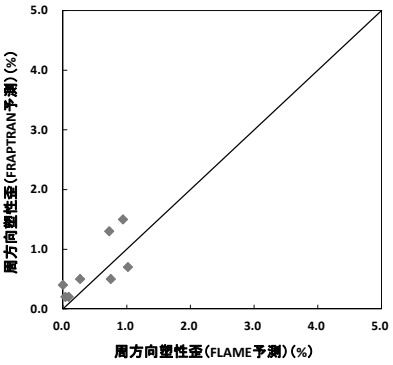


図 1. コード間ベンチマーク結果

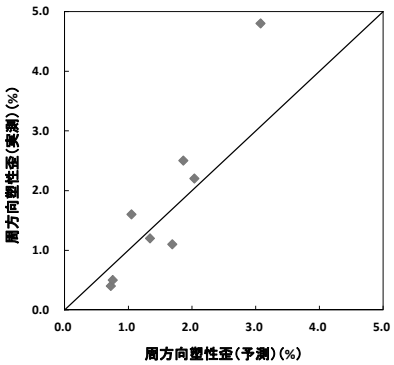


図 2. パルス試験　実測／予測　比較

参考文献

[1] T.Yodo,et.al, “Development of a Sub-Channel Analysis Code “MIDAC” for Core Thermal-Hydraulic Design and Safety Analysis in PWR Plants”, Proceedings of the 2017 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25-67657, July2-6, 2017, Shinghai, China
[2] PNNL-19400,Vol.2 Rev.2 “FRAPTRAN-2.0: Integral Assessment” May 2016.
[3] (財)原子力発電技術機構「平成 13 年度　高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書（PWR 高燃焼度燃料　総合評価編）」平成 14 年 3 月

*Yuma Higashi[1], Eisaku Tatsumi[1], Tadakatsu Yodo[1], Yugen Shiratsuchi[1], Teruhisa Yamamoto[2] and Nozomu Murakami[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industry, LTD., [2]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd.

改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価（2）

Performance evaluation of EPDM at elevated temperature

*鈴木　憲[1]，松田　真一[2]，杉村　卓哉[2]，堤　裕介[1]

[1]日本バルカー工業，[2]中部電力

改良 EPDM 材料の高温環境特性の評価(1)にて、改良 EPDM の高温蒸気耐性確認結果を報告した。その続報として、更なる高温環境におけるシール限界評価を実施したため、結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，ガスケット，ゴム，シール，圧縮永久ひずみ

1. 緒言

シビアアクシデント時に放射線の暴露、高温および水蒸気雰囲気に晒される原子炉格納容器のシール部等に、採用されている改良 EPDM 材については、265℃を超える飽和蒸気環境にて健全性を有することが確認されている。今回、改良 EPDM 材のシール材としての、更なる高温環境下での使用可能性を検証するため、300℃飽和蒸気環境におけるシール健全性評価を実施した。

2. 実験

300℃における改良 EPDM 材の評価は、シール健全性の指標の一つである圧縮永久ひずみ試験に加え、実機の使用状態におけるシール性能を確認するため、実機フランジ形状を模擬した小型フランジを用いて、高温環境下での漏えい試験を実施した。

3. 結果・考察

200℃～300℃圧縮永久ひずみ率を用いたアレニウスプロットにより、一般的なシール材の寿命とされている 80%変形に 168 時間で到達する温度は、297.9℃飽和蒸気環境であることが確認された。相関係数も高く、この温度帯のデータにおいては、劣化が反応速度論に則っていると考えられる。よって、300℃飽和蒸気環境であっても、予測可能な劣化挙動であり、突発的な異常劣化を生じる可能性は低いと考えられる。

実機の使用状態におけるシール性能を確認するため、実機形状を模擬した小型フランジにガスケットを装着し、300℃飽和蒸気環境 168 時間暴露後、300℃乾熱環境、1MPa の He にて、漏えい試験を実施した結果、漏えいは確認されなかった。また、漏えい試験後のガスケットの外観を確認した結果、シール面周方向に軽微な亀裂が確認されたが漏えいに至るようなシール面を貫通する亀裂は確認されなかった。この亀裂は、300℃飽和蒸気圧 8.6MPa の高圧下で暴露時に、ゴム中に入りこんだ圧縮された蒸気が、取出し時の減圧により急激に膨張したことで発生しており、シール材の異常劣化により生じたものではないと考えられる。

以上より、改良 EPDM 材は、300℃飽和蒸気環境において、シール材として使用可能な材料と考えられる。

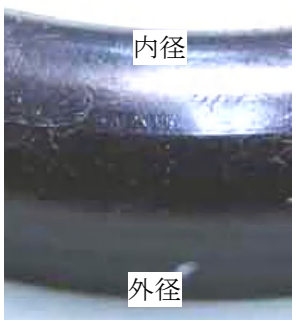


図 1：漏えい試験後試料外観

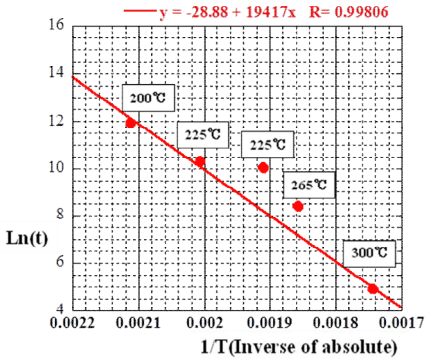


図 2：アレニウスプロット

表 1:漏えい試験条件及び結果

No.	照射量	暴露条件		
		環境	温度	時間
1	1.0MGy	蒸気	280℃	168h
2	1.0MGy	蒸気	300℃	168h

No.	シール試験					漏洩有無
	環境	温度	流体	圧力	保持時間	
1	乾熱	280℃	He	1MPa	10min	無
2	乾熱	300℃	He	1MPa	10min	無

* Ken Suzuki[1], Shinichi Matsuda[2] Takuya Sugimura[2] and Yusuke Tsutsumi[1]

[1]NIPPON VALQUA INDUSTRIES., [2]Chubu Electric Power.

原子炉圧力容器の内部欠陥を想定した確率論的健全性評価

Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*鈴木 峻史[1]，岡山 龍太[1,2]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]
勝山 仁哉[3]，李 銀生[3]
[1]長岡技術科学大学，[1,2]現東京電力 HD，[3]日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の健全性は、中性子照射脆化や加圧熱衝撃事象を考慮して、想定欠陥に対する破壊力学的評価により確認される。既往研究において、表面欠陥を対象に、決定論的評価による安全裕度（温度裕度）と確率論的評価による条件付き亀裂進展確率にはよい相関があることを示した。ここでは内部欠陥を想定し、同様な相関関係について検討を行った。

キーワード：原子炉圧力容器，確率論的破壊力学，内部欠陥，健全性評価，加圧熱衝撃，安全裕度

1. 緒言

国内原子力圧力容器の健全性評価においては、最新の基準ではクラッド下欠陥（内部欠陥）を仮定して、き裂先端の応力拡大係数と破壊靭性の比較により行う[1]。一方、健全性をより合理的に評価する手法として、確率論的破壊力学（PFM）を用いた損傷確率の評価手法が有望視されている。本研究では、内部欠陥を想定した場合の健全性評価を行い、決定論的評価（DFM）から求められる安全裕度（ΔTm）と確率論的破壊力学解析から求められる条件付きき裂進展確率（CPI）及び条件付き破壊確率（CPF）との相関について検討することを目的とした。

2. 解析条件

2loop の PWR をモデルケースとして、表 1 の解析条件に基づいて、PASCAL3[2]を用いた解析を実施した。熱過渡事象としては、大破断冷却材喪失事故（LBLOCA）、主蒸気管破断（MSLB）及び小口径破断冷却材喪失事故（SBLOCA）の 3 ケースについて実施した。想定する原子炉圧力容器の内径は 1669mm、胴部母材部の厚みは 171mm、クラッドを 6mm とした。

3. 解析結果

今回の解析条件に対する CPF の中性子照射量依存性を図 1 に示す。（1）は表面欠陥に対する結果、（2）は内部欠陥に対する結果を示す。照射量が低い所では内部欠陥の CPF が多少高い傾向がある。また、照射量が増すと表面欠陥の CPF の方が高い値を示す。熱過渡事象に関しては表面欠陥に対しては SBLOCA が高い値を示したが、内部欠陥では相対的に低い値を示した。決定論的評価と確率論的評価の相関に関しても解析を行った。表面欠陥とは概ね類似した傾向を示す。結果の詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM	クラッド下半楕円欠陥 DFM:深さ 10mm，長さ 60mm PFM:深さ比　指数分布 アスペクト比 対数正規分布
欠陥存在	溶接部,軸方向き裂
化学組成 [wt.%]	Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25
初期 RTndt [℃]	0
脆化予測法	JEAC4201-2007(2013 年度追加版)
塑性域補正 β 補正	RSE-M 式による

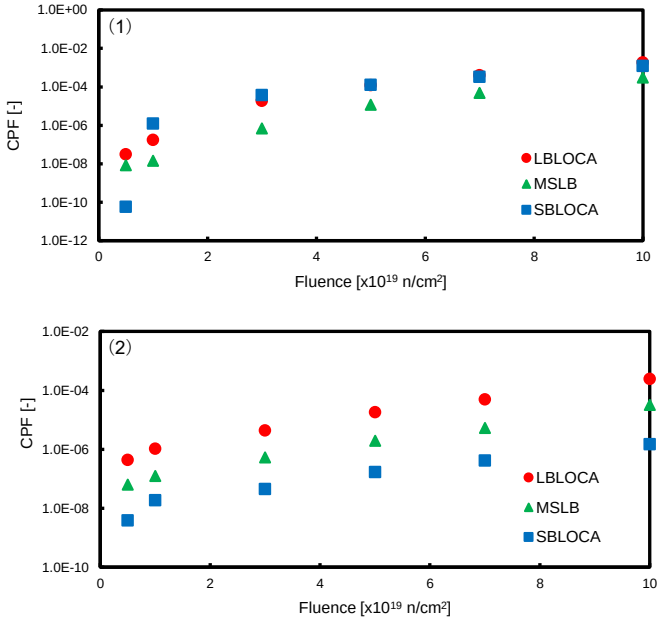


図 1　CPF の中性子照射量依存性　（1）表面欠陥，（2）内部欠陥

参考文献　[1] JEAC4206-2016，　[2] 眞崎浩一，西川弘之，小阪部和也，鬼沢邦雄，”原子炉圧力容器確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法”，　JAEA-Data/Code 2010-033

*Takashi Suzuki[1], Ryuta Okayama[2], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[3] and Yinsheng Li[3]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Tokyo Electric Power Company Holding, [3]Japan Atomic Energy Agency.

非照射ジルカロイ−4 被覆管の LOCA 時破断限界の不確かさ評価

Uncertainty Evaluation for Fracture Boundary of Non-Irradiated Zircaloy-4 Cladding Tube under LOCA Conditions

*成川 隆文[1,2]，山口 彰[1]，張 承賢[1]，天谷 政樹[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構

非照射ジルカロイ−4 被覆管に対する冷却材喪失事故模擬急冷破断試験により得られた被覆管の破断及び非破断に関する 2 値データに対し一般化線形モデルを適用し、ベイズ推定により被覆管急冷破断確率を評価した。急冷破断確率 5%の 95%信頼水準に相当する等価被覆酸化量は 20%であることを明らかにした。

キーワード：LOCA，ジルカロイ−4，破断限界，不確かさ評価，ベイズ推定，情報量規準

1. はじめに

軽水炉の冷却材喪失事故（LOCA）時に燃料被覆管は高温水蒸気中において酸化する。酸化による脆化が著しい場合には、非常用炉心冷却系の作動による急冷時に被覆管が破断し、炉心の冷却性を阻害する恐れがある。従来、LOCA 時の被覆管の急冷破断限界は破断のランダム性やサンプルサイズに由来する不確かさを包絡するよう保守的な条件で実施した実験結果に基づき評価されてきたが、その不確かさについては十分に明らかとなっていない。本研究では、非照射ジルカロイ−4 被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験データに対して統計解析を実施し、破断限界の不確かさを確率論に基づき定量化し、破断限界を評価した。

2. 実験及び統計解析

長さ 190 mm の非照射ジルカロイ−4 被覆管にアルミナペレットを装填した後、室温にて 5.0 MPa のアルゴンガスを封入し試験燃料棒とした。この試験燃料棒を水蒸気中において赤外炉を用いて加熱し、1473 K で所定の時間、等温酸化させた後に徐冷し、被覆管温度が 973 K に達した時点で下端から冠水し急冷した。実機の燃料集合体では燃料棒の軸方向収縮が拘束される可能性があるため、急冷時には 540 N を上限とした軸方向拘束力を被覆管に加えた。この実験で得られた被覆管の破断及び非破断に関する 2 値データに対して 3 種類の一般化線形モデル（probit、logit、log-probit）を適用し、Baker-Just 酸化速度式[1]より求めた等価被覆酸化量（ECR）を説明変数とした急冷破断確率評価モデルを構築した。一般化線形モデルの回帰係数はベイズ推定により求めた。

3. 結果及び考察

構築した 3 種類のモデルについて情報量規準である WAIC[2]及び WBIC[3]を用いたモデル選択を実施した結果、予測損失と真のモデルの予測精度の両観点から log-probit モデルが急冷破断確率の評価に最も適していた。図 1 に log-probit モデルにより得られた非照射ジルカロイ−4 被覆管の急冷破断確率と ECR の関係を示す。確率論に基づき不確かさを考慮し破断限界を評価する際には、破断限界に相当する確率値と母集団に対する実験データの代表性を考慮することが重要であり、本研究では過去の知見[4]を踏まえて急冷破断確率 5%の 95%信頼水準を破断限界とした。図 1 より、不確かさを考慮した破断限界に相当する ECR は 20%であることが分かった。

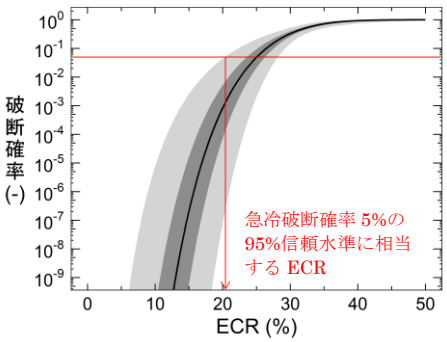


図 1　log-probit モデルにより得られた非照射ジルカロイ−4 被覆管の急冷破断確率と ECR の関係
（実線、濃い灰帯及び薄い灰帯はそれぞれベイズ信頼区間の中央値、50%区間及び 95%区間）

参考文献

[1] ANL-6548. [2] Watanabe S. Neur. Net. 2010; 23: 20-34. [3] Watanabe S. JMLR. 2013; 14: 867-897. [4] AESJ-SC-S001: 2008.

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], and Masaki Amaya[2]
[1]UTokyo, [2]JAEA

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

[1C13-18] Light Water Reactor Behavior Under Accident Conditions 1

Chair:Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:45 PM Room C (Open Hall - B1 Block)

[1C13] Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents using GOTHIC

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1], Daisuke Fujiwara[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

4:05 PM - 4:20 PM

[1C14] Thermal-hydraulic Analysis of BWR Containment Response to Accidents with GOTHIC

*Keisuke Okawa[1], Daisuke Fujiwara[1], Yun Gao[1], Achihiro Hamano[1] (1. TEPSYS)

4:20 PM - 4:35 PM

[1C15] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3], Takamasa Miyaji[4] (1. Chubu Electric Power, 2. CRIEPI, 3. GNF-J, 4. NFI)

4:35 PM - 4:50 PM

[1C16] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1], Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. Chubu Electric Power)

4:50 PM - 5:05 PM

[1C17] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:05 PM - 5:20 PM

[1C18] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

*Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3], Kenichi Harada[3] (1. GNF-J, 2. NFI, 3. Chubu Electric Power)

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析 （3）エアロゾル挙動解析

Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

(3) Analysis of Aerosol Behavior

*河合　宏[1]，早﨑　辰哉[1]，藤原　大資[1]

[1]テプコシステムズ

シビアアクシデント時格納容器内の FP エアロゾル挙動について、GOTHIC を用いた多次元解析と一点集中定数コードである MAAP の評価結果を比較し、評価モデルの違いによる影響を分析した。

キーワード：GOTHIC、MAAP、シビアアクシデント、格納容器、FP、エアロゾル

1. 緒言　GOTHIC と MAAP のエアロゾル評価モデルを比較した際の特筆すべき相違点としては以下の２点が挙げられる。一つ目は領域内のメッシュ分割に関するものであり、GOTHIC は各領域内の気相成分、温度、流れ、及び FP の分布を直接扱うのに対し、MAAP ではこれを均質化して扱う点である。２つ目はエアロゾルの扱いに関するものであり、GOTHIC は粒子径分布の過渡的な変化を直接扱うのに対し、MAAP では無次元数で構成された相関式を用いる点である。MAAP では、各時点における格納容器内条件を相関式に入力し一意に粒子径分布が評価され、これはエアロゾル粒子径分布の自己保存性に基づき平衡状態の分布を仮定するモデルといえる。前者は主に重力沈降速度に影響する可能性が考えられ、特に LOCA 若しくは原子炉圧力容器破損時の D/W ベント時のソースターム評価における不確かさに繋がる可能性がある。一方、後者の粒子径分布については、エアロゾルスクラビング後の過渡的な粒子径分布への影響が考えられ、これは W/W ベント時のソースターム評価における不確かさに繋がる可能性がある。この背景の下、本検討ではこれら評価モデルによるエアロゾル挙動への影響を把握することを目的に、単純化した体系における粒子径分布の時間変化、浮遊エアロゾル重量の時間推移をコード間で比較する。なお、本検討は GOTHIC コードとの比較により MAAP 事故解析結果に対する理解を深める活動の一環であり、2017 年春の大会に続く第３報となる。

2. 検討方針　表１に GOTHIC、MAAP 間のエアロゾル挙動比較ケース一覧を示す。ここでは各ケースのコード間の差異を比較することで、格納容器内の主要なエアロゾル除去機構である、重力沈降、熱泳動、拡散泳動、及びスクラビングについて評価モデルの違いの影響を分析する。評価体系は簡単のため単純な立方体領域とするが、重力沈降は領域形状への依存性が考えられるため別途感度解析を検討する。なお、ケース４の対流有り条件については、GOTHIC では領域内をメッシュ分割する必要がある。図１、及び図２にケース１における両コードによる粒子径分布の時間変化を示す。コード間の比較のため、初期エアロゾル粒子径分布は極力整合させるものの、MAAP では粒子径グループ分割が比較的粗いためこの程度の差異を伴うものとなる。

表１　エアロゾル挙動比較ケース一覧

ケース	エアロゾル	ヒートシンク	対流	スクラビング	目的
1	初期注入	なし	なし	なし	重力沈降挙動の比較
2	継続注入	なし	なし	なし	ケース1との比較→エアロゾル発生状況の違いの影響を把握
3	初期注入	あり	なし	なし	ケース1との比較→熱泳動、拡散泳動の影響を把握
4	初期注入	なし	あり	なし	ケース1との比較→対流の重力沈降への影響を把握
5	継続注入	なし	なし	あり	スクラビング前後の過渡的な粒子径分布の変化を比較

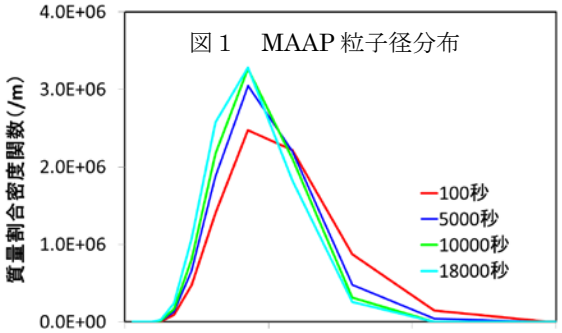


図１　MAAP 粒子径分布

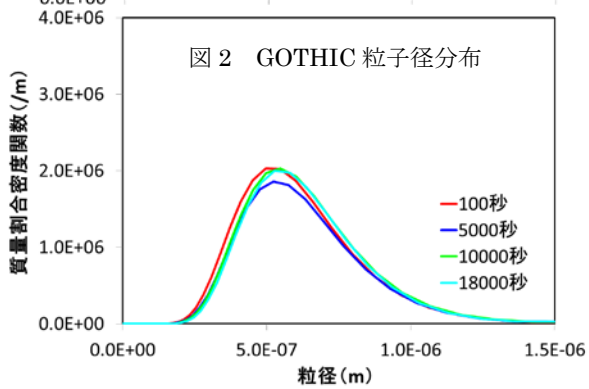


図２　GOTHIC 粒子径分布

3. 結論　上記比較に基づき、コード間比較の観点から MAAP エアロゾル評価モデルの不確かさを分析した。

参考文献　[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

*Hiroshi Kawai[1], Tatsuya Hayasaki[1] and Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

統合汎用多次元熱水力解析コード GOTHIC による BWR 事故時格納容器解析
（4）SFP 空冷時温度評価

Analysis of BWR Containment Behavior under Severe Accidents Using GOTHIC

(4) Analysis of SFP Air Coolability

*大川 佳祐[1]，浜野 明千宏[1]，高 雲[1]，藤原 大資[1]

[1]テプコシステムズ

多次元熱水力解析コード GOTHIC[1]による BWR 使用済燃料プール(以下、SFP)の空気冷却評価について、NUREG-1726[2] 掲載の FLUENT 解析結果との比較を通じその妥当性を確認した。

キーワード：使用済燃料プール、GOTHIC、自然循環、空気冷却

1. 緒言　大規模損壊時の SFP 空冷評価においては、シビアアクシデント解析コード MAAP 若しくは MELCOR を用いる方法が挙げられる。なお、空冷による燃料温度評価では、SFP 及びオペレーションフロア(以下、オペフロ)内の循環流の振る舞いや、建屋開口部からの外気流入の様相が重要な因子と成り得るが、領域内を均質に扱う 1 点集中定数型コードではこれらの扱いが簡易的である点が留意事項といえる。一方、GOTHIC では領域内をメッシュ分割することで詳細な伝熱流動挙動を評価することが可能であり、建屋内/格納容器内の水素濃度分布評価等に活用された実績がある。従って、本プロジェクトでは MAAP の SFP 空冷評価の妥当性を GOTHIC と比較して確認することを計画しており、本報ではその前段階の作業として GOTHIC そのものの妥当性を把握するものである。ここでは、GOTHIC による SFP 空冷評価を実施し、その評価技術整備を進めると共に NUREG-1726 公開の FLUENT による空冷評価との比較を行い、換気条件や崩壊熱条件をパラメトリックに変更した場合の GOTHIC による SFP 空冷評価の妥当性を確認する。なお、GOTHIC 及び FLUENT では Zr 酸化反応を扱っておらず、評価結果については酸化反応が顕著とならない 600℃以下の領域を参照する必要がある。なお、本検討は GOTHIC コードとの比較により MAAP 事故解析結果に対する理解を深める活動の一環であり、前報に続く第 4 報となる。

2. 解析　燃料の冷却期間、燃料燃焼度、建屋換気率、幾何条件等について NUREG-1726 の FLUENT 解析と整合した GOTHIC 解析を実施した。SFP 及びオペフロ内の流速ベクトル、及び燃料温度分布図の評価例を図 1、及び図 2 に示す。建屋開口部からの外気は Cold プルームとして建屋内に流入し、燃料ラックで加熱された気相は Hot プルームとして上昇する様相は GOTHIC、FLUENT 共に類似の傾向が見られた。また、燃料の冷却期間及び建屋換気率に関する燃料最高温度の感度についても、双方で同等の結果が得られることを確認した。

3. 結論　多様な換気（強制換気、自然循環による換気）、SFP 水位（足湯含む）、崩壊熱条件等の組み合わせについて、コード間の比較を行い、MAAP を用いて空冷評価を行う上での不確かさを把握した。

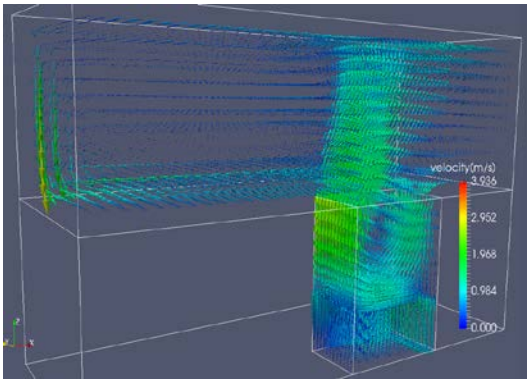


図 1　SFP 内の気相の流速ベクトル

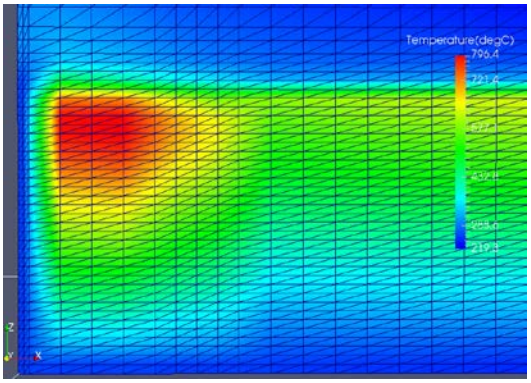


図 2　燃料の温度分布図(鉛直断面)

参考文献

[1] GOTHIC THRMAL HYDRAULIC ANLYSIS PACKAGE USER MANUAL, TECHNICAL MANUAL

[2] NUREG-1726：Predictions of Spent Fuel Heatup After a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant

*Keisuke Okawa[1], Achihiro Hamano[1], Yun Gao[1] and Daisuke Fujiwara[1]　[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（1）全体計画

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(1) Overall Plan

*佐合 優一[1]，原田 健一[1]，古谷 正裕[2]，金子 浩久[3]，宮地 孝政[4]

[1]中部電力，[2]電中研，[3]GNF-J，[4]NFI

RIA 解析へボイド反応度フィードバック効果を導入するための適用性研究として，RIA 時の沸騰遷移（過渡限界熱流束）に関する研究計画を立案した。本発表(1)では，研究の全体計画について報告する。

キーワード： BWR，RIA，最適評価手法，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，限界熱流束（CHF）

1. 緒言

BWR プラント再稼働後の安全性向上評価では，RIA 解析への 3 次元最適評価手法の導入と合わせて，非断熱計算に基づくドップラフィードバック及びボイド発生による核的な反応度フィードバックの考慮が必要となる可能性がある。また，将来の高燃焼度燃料では，RIA 時の破損しきい値の低下などにより RIA 解析における燃料エンタルピ評価結果の安全余裕が低下することから，ボイド反応度フィードバック効果の導入が必須となる見通しである。本研究は，RIA 時のボイド反応度フィードバック効果を 3 次元最適評価手法に適切に取り込むために必要な適用性研究の一環として，ボイド率に大きく影響する沸騰遷移（過渡限界熱流束）を判定する限界熱流束（CHF）相関式に着目し，低温時及び高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験に基づく，現実的かつ信頼性の高い CHF 相関式を整備することを目的とする。

2. 全体計画

RIA 解析への適用性と説明性を備えた CHF 相関式を整備するため，研究の全体計画を策定した。本シリーズ発表では，低温時 RIA を対象とした研究計画及び成果について報告する。

2-1. 大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束（本シリーズ(2)）

RIA 時の急速な過渡 CHF 特性に関する十分な知見は得られていないことから，RIA 時の CHF に重要な影響を及ぼす種々の現象及び因子の整理結果を踏まえ，研究参加機関にて検討の上，試験仕様を決定する。実機における低温時 RIA を想定した過渡 CHF 試験を実施し，RIA 時の CHF 試験データベースを構築する。

2-2. 試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証（本シリーズ(3)）

2-1 で得られた CHF 試験データの整理に基づき，低温時 RIA に適用可能な CHF 相関式を作成する。CHF 試験における被覆管温度挙動等の再現結果の妥当性を確認することにより，作成した相関式を検証する。

2-3. BWR プラントに対する低温時 RIA 解析の実施（本シリーズ(4)）

9x9 燃料（A 型）及び（B 型）炉心に対して，2-2 で作成した CHF 相関式を適用した RIA 解析を実施する。低温時 RIA 解析に使用される従来の CHF 相関式との比較により，作成した相関式の適用性を評価する。

3. 結言

低温時 RIA へ適用する CHF 相関式を整備するための研究計画を立案した。今後，高温待機時 RIA に対しても同様の研究を実施する。本研究で整備する CHF 相関式の低温時及び高温待機時 RIA 解析に対する適用性を，総合評価を通じて確認する予定である。

備考

本研究シリーズ(1), (3),(4)は電力共同研究として実施された。研究(2)は電事連の要請研究として電中研にて実施された。

---

* Yuichi Sago[1], Kenichi Harada[1], Masahiro Furuya[2], Hirohisa Kaneko[3] and Takamasa Miyaji[4]

[1]Chubu Electric Power., [2]CRIEPI, [3]GNF-J, [4]NFI

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
(2) 大気圧下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(2) Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly under atmospheric pressure

*新井 崇洋[1]， 古谷 正裕[1]， 白川 健悦[1]， 渡辺 瞬[1]， 滝口 広樹[1]
佐合 優一[2]， 原田 健一[2]
[1]電力中央研究所，[1]中部電力

大気圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル急速発熱させる実験を行い、過渡限界熱流束が明瞭に定義できることが判明した。初期水温及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

キーワード：過渡限界熱流束, 3×3 バンドル, 急速発熱, 大気圧

１．緒言　急速な加熱による過渡沸騰現象は、温度境界層やボイド率が十分発達していないために、定常加熱より高い熱伝達が得られることが知られている。なかでも、冷却限界を定める重要指標である限界熱流束は、流動条件だけでなく、表面熱流束の時間変化や流路形状が大きく影響する。本研究では、バンドル体系における急速発熱時の過渡限界熱流束相関式を導出するため、大気圧条件下での過渡限界熱流束実験を行い、初期水温や流速に対する実験データベースを構築する。

２．実験　図 1 に試験部の概略図を示す。実験体系は、有効発熱長 310 mm を有する発熱ロッドを正方格子状に配置した 3×3 バンドル（ロッド外径 11.2 mm、ロッドピッチ 14.3 mm）である。発熱部はインコネル 600 製の薄肉円筒管であり、直接通電によってジュール発熱させた。発熱部に 6 本のシース外径 0.5mm 極細シース熱電対を埋め込んだロッドを 3×3 バンドル中央ロッド、サイドロッド 2 か所、コーナーロッド 1 か所の合計 4 か所に配置し、ロッド温度分布を計測した。スペーサは、タブなしの丸セル形状とし、発熱部での沸騰伝熱への影響を極力避けるため、発熱部以外の部位に配置した。実験条件は気水分離器上部を大気開放とし、初期水温が 30 - 95℃、試験部入口流速が 0.2 - 0.75 m/s とし、バンドル熱出力は、軸方向、径方向ともに一様分布である。

３．結果及び考察　図 2 に熱出力の立ち上がり時間 0.2 秒、最大熱出力を 0.5 秒間保持した後、0.02 秒で即時停止させる熱出力を印加したとき、発熱部下端から 295 mm 下流でのバンドル中央ロッド温度の時間変化を示す。実験条件は初期水温 85℃、入口流速 0.35 m/s である。熱出力を段階的に変化させて限界熱流束に達した場合、ロッド表面がドライアウトに至ることでロッド温度が上昇し、発熱停止後も高温状態が持続する。バンドル出力に対して最高ロッド温度が顕著に増大した場合の表面熱流束を過渡限界熱流束と定義した。図 3 に過渡限界熱流束を初期水温及び入口流速に対して整理して示す。初期水温の低下あるいは流速の増大とともに過渡限界熱流束は増大する。また、低流速ではバンドル全体でドライアウトし、高流速では中央ロッドでドライアウトしやすい傾向を得た。以上から、バンドル体系特有の横流れや外周壁の影響を考慮した過渡限界熱流束データベースが構築できたと考えられる。

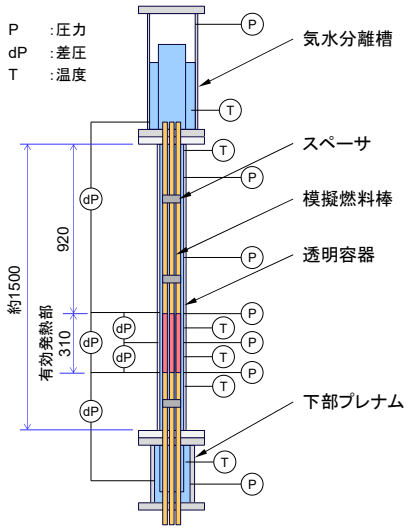


図 1　試験部概略図

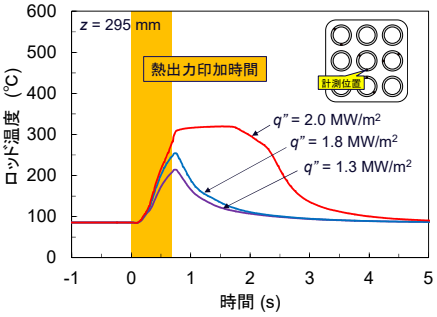


図 2　ロッド温度の時間変化

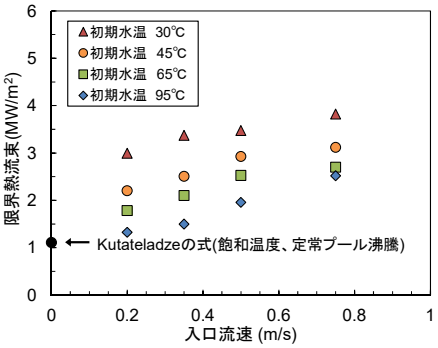


図 3　初期水温と流速の影響

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Shun Watanabe[1],
Hiroki Takiguchi[1], Yuichi Sago[2] and Kenichi Harada[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（3）試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(3) Development and Verification of A CHF Correlation for Cold RIA

*金沢 徹[1]，土田 嗣美[1]，尾崎 哲浩[2]，宮地 孝政[2]，佐合 優一[3]，原田 健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

低温時 RIA を模擬した CHF 試験データに基づき，RIA 指針[1]指定の CHF 相関式に補正を加えた改良 CHF 相関式を作成した。CHF 実測値に対して平均誤差-9.0%，標準偏差 6.8%で予測可能であることを確認した。

キーワード： BWR，低温時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

RIA 時のような急速加熱時は，定常加熱時に比べて限界熱流束（CHF）が増大する。低温時 RIA 解析には従来，保守性の大きい定常プール沸騰における CHF 相関式が使用されている。RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，過度に保守的な CHF 相関式の適正化を図る。

2. 低温時 RIA を対象とした CHF 相関式の作成及び検証

低温時 RIA 解析における CHF の判定には，RIA 指針[1]において Rohsenow-Griffith 式[2]及び Kutateladze のサブクール度補正式[2]（従来相関式）の使用が認められている。従来相関式は流速に対する依存性及び急速加熱による CHF 増大効果を考慮していないため，前報告(2)の CHF 実測値を最大 45%過小評価した（**図 1**）。CHF の過小評価は，RIA 時における膜沸騰への遷移を早期に予測するためボイド反応度フィードバック評価上は保守側であるが，3 次元最適評価手法導入の観点から，過剰な保守性を排除した適正な評価が望まれる。従来相関式にウェーバ数による補正項を加え，流速の影響を考慮した改良 CHF 相関式を作成した結果，CHF 予測精度は平均誤差-9%，標準偏差 6.8%となり，従来相関式による結果を大きく改善した（**図 2**）。改良 CHF 相関式は，前報告(2)の被覆管温度挙動等を妥当に予測すること，また，炉心条件の変化による被覆管表面熱流束履歴の変化に際しても非保守側の結果に至る可能性が小さいことを確認した。

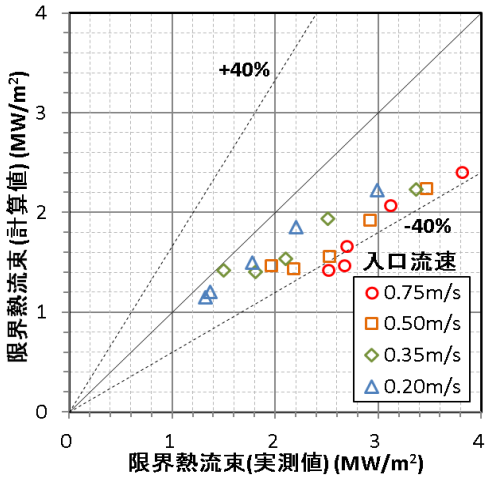


図1 従来相関式による結果との比較

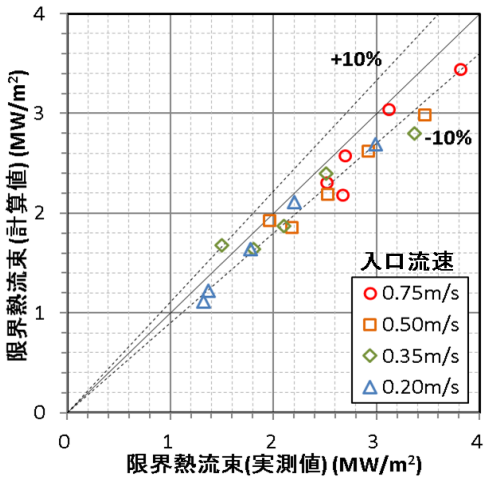


図2 改良相関式による結果との比較

3. 結言

本報告で作成した改良 CHF 相関式により，RIA 解析におけるボイド反応度フィードバックを適正に予測できる見通しを得た。今後，高温待機時 RIA を対象とした CHF 相関式の作成と合わせて，より説明性のある相関式となるよう両相関式の整合を図るとともに，さらなる高度化を視野に入れた検討を継続する。

参考文献

[1]原子力安全委員会決定，昭和 59 年 1 月 19 日（一部改訂　平成 2 年 8 月 30 日）[2]伝熱工学資料　改訂第 2 版，1966

*Toru Kanazawa[1], Tsugumi Tsuchida[1], Tetsuhiro Ozaki[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（低温時 RIA）
（4）BWR プラントに対する低温時 RIA 解析の実施

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Cold RIA)

(4) BWR RIA analysis using the improved CHF correlations at cold condition.

*土田　嗣美[1]，金子　浩久[1]，中村　良輔[2]，宮地　孝政[2]，佐合　優一[3]，原田 健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

BWR プラントを対象に低温時 RIA 解析を実施し，改良 CHF 相関式を用いた RIA 解析結果は，RIA 指針[1]において認められている Rohsenow-Griffith 式[2]及び Kutateladze のサブクール度補正式[2]（従来式）を用いた解析結果に対して，燃料エンタルピ最大値を最大で約 30kJ/kgUO_2 程度低減させる効果(ボイド反応度を 30%考慮したケースの結果)が得られることを確認した。

キーワード： BWR，低温時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

RIA のような急速な反応度投入事象では，定常加熱時に比べて限界熱流束(CHF)が増加する。従来の RIA 解析(低温時)では，保守性の大きい定常プール沸騰における CHF 相関式が使用されている。本報告では，RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，改良した CHF 相関式を用いた BWR プラントに対する低温時 RIA 解析を実施し，相関式改良の効果を確認する。

2. 低温時 RIA 解析の実施

改良 CHF 相関式を用いた RIA 解析について，9×9 燃料(A 型)を装荷した BWR5 プラントを対象として実施した結果を代表として示す。従来相関式に対して，改良 CHF 相関式は燃料エンタルピ最大値を最大で約 30kJ/kgUO2 程度低減させる効果(ボイド反応度を 30%考慮したケースの結果) が得られることが確認された(図 1)。膜沸騰への遷移が生じるとそれ以降は，表面熱伝達が低下し，燃料から冷却材への除熱量が低減することから燃料エンタルピが増加する傾向を示すが，改良 CHF 相関式では膜沸騰に遷移するタイミングが従来相関式より遅れるためである(図 2)。また，核沸騰が継続される期間が長くなることから，ボイド発生量が増加し，ボイド反応度による負のフィードバック効果が大きくなることも，燃料エンタルピを低減する効果に寄与している。

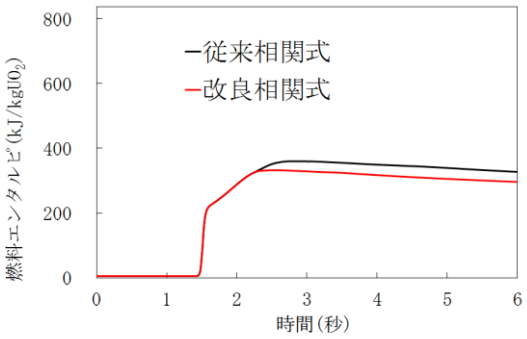


図1　燃料エンタルピの時間変化

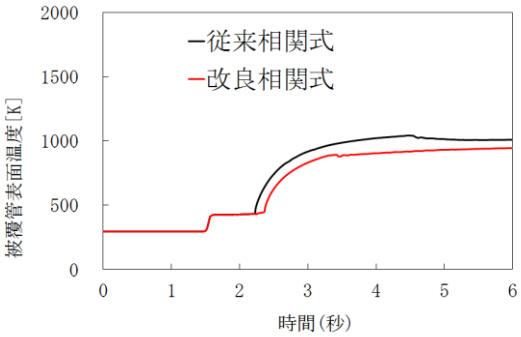


図2　被覆管表面温度の時間変化

3. 結言

改良 CHF 相関式を使用することにより、RIA 解析(低温時)において燃料エンタルピを低減できる見通しを得た。今後，高温待機時 RIA を対象とした CHF 相関式を作成し，RIA 解析(高温待機時)を対象とした評価を実施することで、RIA 解析に使用する CHF 相関式の高度化を視野に入れた検討を継続する。

参考文献

[1]原子力安全委員会決定，昭和 59 年 1 月 19 日（一部改訂　平成 2 年 8 月 30 日）[2]伝熱工学資料　改訂第 2 版，1966

* Tsugumi Tsuchida[1], Hirohisa Kaneko[1], Ryosuke Nakamura[2], Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

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

[1D01-08] Standards Related to Decommissioning Planning

Chair:Koichi Kitamura (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:10 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D01] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Akio Tamura[1] (1. JANSI)

10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6] (1. JANSI, 2. IAE, 3. NEL, 4. MHI NS eng, 5. Hitachi-GE, 6. MHI)

10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Kazuo Mizukoshi[1] (1. NEL)

10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Seiichi Kudo[1] (1. MHINSeng)

10:45 AM - 11:00 AM

[1D05] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Hirofumi Kadobayashi[1] (1. MHINSeng)

11:00 AM - 11:15 AM

[1D06] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Muneyuki Nakada[1] (1. HitachiGE)

11:15 AM - 11:30 AM

[1D07] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Ken-ichi Tanaka[1] (1. IAE)

11:30 AM - 11:45 AM

[1D08] Improvement of standards related to decommissioning planning

*Yusuke Shimizu[1] (1. NEL)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

廃止措置の計画に係る標準の整備
（1）活動の全体概要

Improvement of standards related to decommissioning planning
(1) Summary of Activities

*田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，工藤　清一[4]，
門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL，[4]MHI NS eng，[5] 日立 GE㈱，[6] MHI

発電用原子炉施設等の廃止措置計画の具体化を図る際に必要となる廃止措置計画の準備において考慮すべき要件について、原子力学会標準として整備することの目的及び意義等について概要を述べる。

キーワード：廃止措置，計画標準、安全評価、放射線リスク

1. 緒言

原子力学会の「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」において、具体的な軽水炉安全技術・人材ロードマップに係る報告書が 2015 年 5 月にまとめられた。さらに、2017 年 3 月にそれまでの最新状況を踏まえた報告書の改定版がとりまとめられた。この中で、廃止措置計画の構築方法の確立が短期的課題として抽出されており、課題解決のためには、国際基準との整合性にも留意しつつ、IAEA の安全基準で特に重要性が指摘されている「グレーデッドアプローチの考え方」の適用性について検討が必要になっている。

また、これと並行して原子力学会廃止措置分科会では 2015 年 10 月より廃止措置計画標準改訂等の検討が実施されている。

2. 標準化の目的

安全確保を大前提に効率的な廃止措置計画を確立するための標準策定の目的は以下のとおりとしている。

（１）原理原則に基づいた標準とする。（現行規制や IAEA 安全基準を参考）
（２）原理原則に基づいて作成した計画標準を参照することで、結果として我国規制に適合させる。
（３）今後規制が変わったとしても揺るぎない計画標準とする。

これら目的を達成できる標準を策定するにあたって必要となる要件を、国際的な動向も踏まえ取りまとめることで、我が国の廃止措置計画の内容を国際的にも遜色なく、また、施設のリスクレベルに応じたものとすることを目指すとともに、この標準を規制手続きにも利用できるようにすることが期待される。

3. 標準化の意義

現行の廃止措置計画の準備に係る標準を原理原則に基づき制定、改訂することにより、今後の廃止措置作業をより安全かつ合理的に実施できるとともに、本格的な解体工事前の廃止措置計画変更認可申請が効率的に実施できると考えられる。また、事業者が廃止措置工事計画及び費用の最適化を図る際、工事計画の妥当性検証の判断で標準を用いることが可能となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップローリング対応最終報告（2017 年 3 月）

---

*Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company,
[5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（2）廃止措置の一般安全要件の検討

Establishment of Standards relating decommissioning plan

(2)　Addressing Establishment of General Safety Requirements for Decommissioning of Facilities

*堀川　義彦[3]，田村　明男[1]，田中　健一[2]，水越　和満[3]，清水　裕輔[3]，
工藤　清一[4]，門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL,[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

発電用原子炉施設、核燃料サイクル施設および研究・実験施設など放射性物質を取り扱う施設の廃止措置に要求される一般安全要件について、廃止措置に係る IAEA の安全基準を調査・参考にし、わが国の原子力施設の廃止措置に係る一般安全要件を検討した。

キーワード：廃止措置，放射性物質を取扱う施設，一般安全要件

1. 緒言

発電用原子炉施設、核燃料サイクル施設および研究・実験施設など放射性物質を取り扱う施設は広範囲に存在し、使命を終えた施設は廃止措置というプロセスをとることになる。施設の規模、そこに含まれる放射線ハザードの大きさに違いがあっても、廃止措置プロセスは基本的に同じである。廃止措置分科会では、放射性物質を用いる施設を対象とした IAEA の廃止措置に係る一般的安全要件を参考に、国内施設に適した廃止措置の一般安全要件について検討し、技術レポートとして作成を検討中である。

2. 廃止措置に関する IAEA の安全要件の調査と整理

廃止措置に係る IAEA の GSR Part6 一般安全要件について、基本安全原則 SF-1 からのつながり、背景、適用範囲および要件内容並びに実際に適用する場合の具体的な展開等を調査、整理した。

3. 国内施設を対象とした廃止措置に係る一般安全要件の検討

2 . 項で調査した**廃止措置に係る** IAEA の安全要件を参考に、国内施設の特徴、社会環境等をもとに、廃止措置において関係する機関がそれぞれの責任において遵守すべき一般的安全要件について検討した。

廃止措置においては、廃止措置プロセスがすすむにつれて、放射線ハザードも低減することから、グレーデッドアプローチによる安全確保が適切であり、また、いかに発生す放射性廃棄物を最小化にするかが重要である。これらについては一般安全要件で重要な位置を占めることが示された。

4. 結論

廃止措置に係る IAEA 安全基準の**要求事項**を調査し、国内施設を対象とした廃止措置に係る一般安全要件について検討を行った。本検討を踏まえ、技術レポートの作成を検討中である。

参考文献

[1] IAEA Safety Standards Series No.SF-1, Fundamental Safety Principles（2006）

[2] IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities (2014)

[3] 日本原子力学会標準委員会技術レポート，“原子力安全の基本的考え方について　第 I 編原子力安全の目的と基本原則”（2013）

---

*Yoshihiko Horikawa[3], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3] Nuclear Engineering Ltd.,
[4]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., [5]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [6]Mitsubisi Heavy Industries

廃止措置の計画に係る標準の整備
（3）IAEA 要求と計画標準の対応

Improvement of standards related to decommissioning planning
(3) Correspondence of IAEA Requirements and Planning Standard

＊水越　和満[3],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，
工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

発電用原子炉施設の廃止措置計画標準の改定に向けて、**廃止措置に係る** IAEA の安全基準を**調査し、計画標準との対応を検討した。**

キーワード：廃止措置，計画

1. 緒言

平成 23 年に制定された「実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011」（計画標準）を改定するに当たり、計画標準を国際的に遜色ないものとするため、廃止措置計画に係る IAEA の安全基準の要求事項を明確にし、これを満足する標準とする必要がある。そのため、廃止措置に係る IAEA の安全基準の**要求事項**を調査し、計画標準との対応について検討した。

2. 廃止措置に係る IAEA 安全基準の調査

IAEA の安全基準はトップダウン構造になっており、**廃止措置に係る** IAEA 安全基準は SF-1、GSR Part6 などがある。これらの安全基準より、**廃止措置に係る**要求事項を抽出し、整理した。

3. IAEA 安全基準の要求事項と計画標準との対応検討

2 . 項で調査した**廃止措置に係る** IAEA 安全基準の目的・適用範囲は、プラントライフサイクル全期間に亘り、また、国や規制機関の責任なども含まれる。一方、計画標準は設置事業者が廃止措置計画を策定するために必要な技術的要求事項を規定することを対象としていることから、これらの違いを踏まえて IAEA **安全基準の要求事項**と計画標準との対応について検討を行った。

4. 結論

廃止措置に係る IAEA 安全基準の**要求事項**を調査し、計画標準との対応について検討を行った。本検討を踏まえ、現在計画標準の見直しを検討中である。

参考文献

[1] IAEA Safety Standards Series No.SF-1, Fundamental Safety Principles（2006）

[2] IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities (2014)

*,Kazuma Mizukoshi[3],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3] Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（4）廃止措置における安全評価の考え方

Improvement of standards related to decommissioning planning

(4) Concept of safety assessment of decommissioning

＊工藤 清一[1]，田村 明男[1]，田中 健一[2]，堀川 義彦[3]，水越 和満[3]，
清水 祐輔[3]，門林 洋文[4]，湊 博一[5]，仲田 宗生[5]，黒川 登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL，[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

原子力施設の廃止措置工事を安全かつ合理的に実施することを目的として、IAEA が提唱するグレーデッドアプローチの考え方を適用して、リスク重要度に応じた安全対策を計画するための手法を検討した。日本原子力学会標準の１つとして「廃止措置時の安全評価」（仮称）を新規に整備する計画であり、その中で安全確保のための計画方法の一例として紹介する予定である。

キーワード：廃止措置，安全確保，安全評価，放射線リスク，設備重要度，放出放射能量，被ばく

1. 緒言

廃止措置工事では、一般安全阻害、公衆被ばく、作業者被ばく、工事遅延等のリスクが想定されるが、このうち、公衆被ばくリスクに絞って考えうる事象に対するリスクの大きさを定量化し、リスク重要度をグレード分けしてそれぞれの重要度に応じた設備対策や保全対策を講じる方法を構築した。

2. 検討

2-1. 重要度ランク分類（案）の設定

- 公衆被ばく重要度に応じてランクを５段階に分類［表１参照］
- ランク判断は放射能量又は放出量で実施（技術的に想定できる条件で公衆被ばく量との関連性を定義）
- ランクと設備重要度／保全重要度との関係性の設定は今後の課題

2-2. 重要度の分類手順（案）［図１参照］

手順 ① 解体対象物の放射能量で分類
手順 ② 放出に関与する放射能量で分類
- 取扱う放射能量又は想定される放出量が極めて少ない場合は安全要求を課さない

手順 ③ 事象発生防止設備、影響緩和設備を必要とする場合は、当該設備の機能喪失を考慮した重要度ランクを設定
手順 ④ 使用設備の機能喪失の発生確率が極めて低い場合は保全活動を簡素化する

表１　廃止措置の重要度ランク分類(案)

No.	ランク	放射能量	被ばく量	廃止措置の安全確保の考え方
1	A	10^{13}Bq以上	約100mSv以上	・深層防護の考え方を考慮 ・多重性／多様性／独立性を考慮 ・予防保全(巡視、点検)
2	B１	10^{13}Bq～10^{11}Bq	約100mSv～約5mSv	
3	B２	10^{11}Bq～10^{10}Bq	約5mSv～約100μSv	・保全活動の簡素化
4	C	10^{10}Bq	約100μSv以下	
5	D	(CL,NRレベル)	NDレベル	・事後保全(巡視)

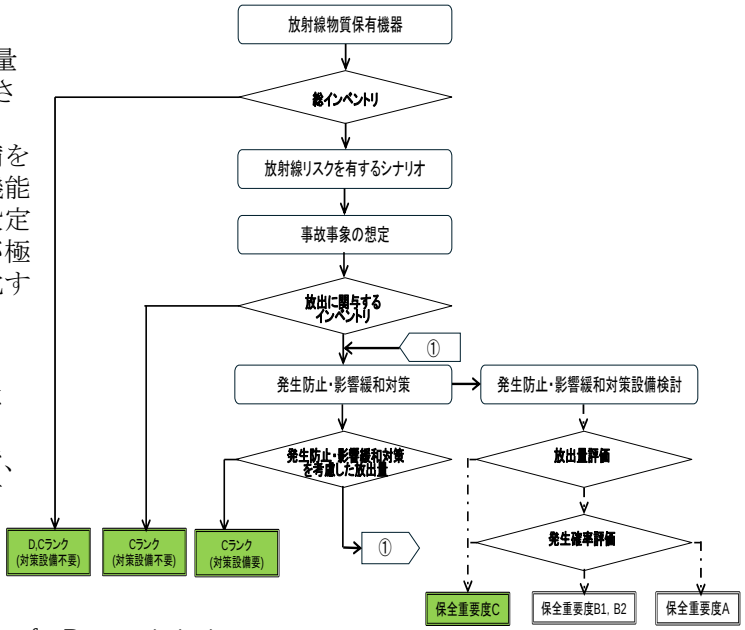


図１　廃止措置の重要度の分類手順(案)

3. 結論

以上の方法により、リスクの大きい工事は確実な安全対策を講じ、リスクの極めて小さい工事は特定の安全対策を不要とすることで、安全を確保しつつ合理的な工事計画を立案する手順を示すことができた。

参考文献

[1] IAEA,Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommissioning
[2] (独)原子力安全基盤機構,平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Seiichi Kudo[1],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2],Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5],Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd,[4]MHI Nuclear Engineering Company,[5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd. ,[6]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（5）廃止措置施設の設備重要度分類の検討

Improvement of standards related to decommissioning planning

(5) Study on classification of facility importance of decommissioning plant

＊門林 洋文[4]，田村 明男[1]，田中 健一[2]，堀川 義彦[3]，水越 和満[3]，
清水 祐輔[3]，工藤 清一[4]，湊 博一[5]，仲田 宗生[5]，黒川 登[6]

[1]JANSI，[2]IAE，[3]NEL，[4]MHI NS eng，[5]日立 GE㈱，[6]MHI

廃止措置では工事進捗に応じて「放射性物質の閉じ込め」の要求対象や保持量が段階的に変化するため、放射線リスクレベルに応じた重要度を設定し、リスクレベルに応じた対応や計画立案を合理的、かつ、効果的に行う方法を検討した。

キーワード：廃止措置，安全，閉じ込め、放射線リスク，設備重要度，放出放射能量，被ばく

1. 緒言

廃止措置では供用中の原子炉の運転とは異なり「放射性物質の閉じ込め」機能のみが要求される。この機能の重要度は廃止措置工事の進捗に応じて要求対象や放射性物質の保持量に応じて段階的に変化する。廃止措置工事の進捗状況に応じた放射線リスクの重要度を定めるとともに重要度ごとの安全確保対策を講じた対応や計画立案を行うことで廃止措置を安全かつ合理的に実施できる方法を検討した。

2. 検討

2-1. 総インベントリ分類

廃止措置時の放射線安全に対する潜在的なリスクを把握するため、図 1 に示すとおり放射性物質保有機器を対象に総インベントリにより分類した。図 2 に示すとおり放射性物質保有機器のうち比較的多くの放射性物質を保有する機器は炉内構造物、原子炉圧力容器等を構成する機器であり、その割合は全体の約 16%であった。

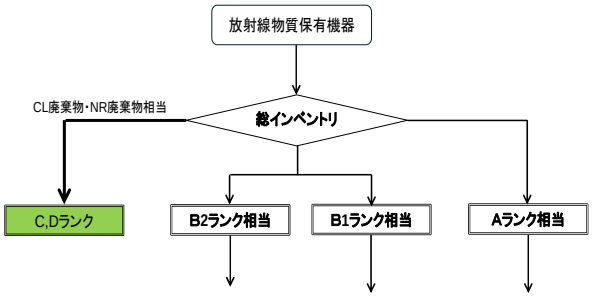


図 1　総インベントリ分類

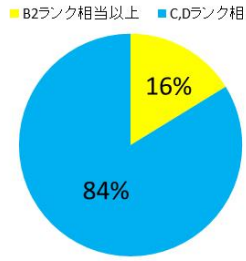


図 2　潜在的リスクを保有する機器の割合

2-2. 放出放射能量分類

2-1.の機器に対して廃止措置活動(系統除染、安全貯蔵、解体、廃棄物処理等)による何らかの行為(除染、切断等)によって発生するハザードを抽出し、そのハザードの結果生ずる放出放射能量を算定することで放射線リスクの可否を確認した。炉内構造物、原子炉圧力容器等を構成する機器のうち、放出放射能量の観点から放射線リスクを要するものとしては僅かであった。

2-3. 発生防止影響緩和対策

放出放射能量の観点から放射線リスクを考慮すべきハザードに対して発生防止や影響緩和による安全確保対策を検討し、放射線リスクの低減要否を確認する。また、その対策が確実に実施可能であることを発生確率や故障確率の観点から評価する。

3. 結論

廃止措置時の放射線リスクに対する重要事象と非重要事象を分類するアプローチ方法、重要事象の安全確保対策を明確化した結果、安全確保対策を施すべき重要事象は僅かであることを確認した。今後、放射線リスクの観点から廃止措置活動(系統除染、安全貯蔵、解体、廃棄物処理等)を実施する期間に維持管理すべき設備の重要度に応じた保全方法、設備仕様の緩和措置等の検討を行い廃止措置活動を安全かつ合理化に実施できるようにする。

参考文献

[1] IAEA,Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommissioning
[2] (独)原子力安全基盤機構,平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Hirofumi Kadobayashi[4], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2],Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5],Noboru Kurokawa[6]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd,[4]MHI Nuclear Engineering Company,[5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd. ,[6]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（6）廃止措置時の異常事象シナリオの検討

Establishment of standards relating to decommissioning plan

(6) For decommissioning study on abnormal event scenario

＊仲田　宗生[5],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，
清水　祐輔[3]，工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，　[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

廃止措置では，グレーデッドアプローチの考え方に従い，解体作業の進捗等に伴い段階的に減少する放射線リスクに応じ，適切な安全対策及び設備の維持管理等を行うことで廃止措置全体として，安全確保を前提にして合理的にリスクを管理することが望まれている。ここでは，異常事象シナリオの定量的な評価方法について紹介すると共にシナリオ分析から設備重要度の設定に係わるアプローチについて検討結果を説明する。

キーワード：廃止措置，異常事象，シナリオ，安全評価，放射線リスク，設備重要度

1.　緒言

廃止措置では，運転中と比べて時に人為事象の割合が多くなる。また，段階的に放射能インベントリーが減少することに応じて，安全対策設備の信頼性要求が変化するものと予想される。このような廃止措置固有の状況を踏まえて，公衆に対する放射線リスクに着目し，この起因事象の選定の考え方及び異常事象シナリオにおける定量的なリスク評価方法について検討した。

2.　検討

2-1. 起因事象の選定方法

廃止措置の通常の工程を阻害する要因について，内的事象を対象に、機器等の機能喪失及び人為的な事象を網羅的に整理し，このうち環境中への放射性物質の放出に進展する恐れのある事象を起因事象として選定した。起因事象を事象の種類(例：漏えい，落下など)毎に整理し発生頻度の定量化を行った。

2-2. 異常事象シナリオの検討方法

整理した起因事象の種類毎に検知手段，防止対策，緩和機能などの事象進展に影響する要素をそれぞれ検討・抽出し，それらをヘッディングとしたイベントツリーを作成した。次に時間余裕や事象進展の成立性を考慮し，環境中への放射性物質の放出に関連する事象発生シーケンスの特定及び事象発生頻度の定量化を行った。また，設備重要度が段階的に変動することの代表シナリオへの影響についても分析した。

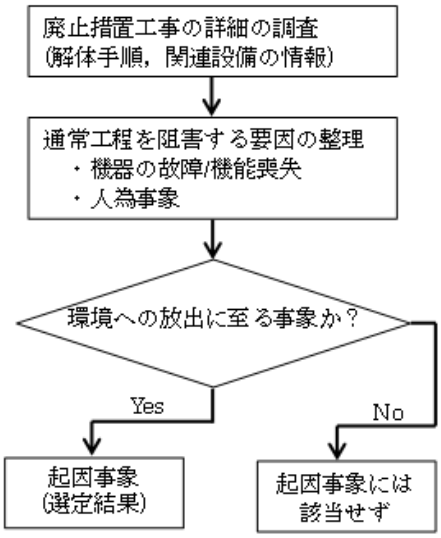


図-1　起因事象の選定の流れ
(公衆に対する放射線リスク)

3. 結論

廃止措置の起因事象の選定方法及び異常事象シナリオについて，系統的な検討及び評価手順を提案することが出来た。異常事象シナリオの分析の結果，相対的に公衆の放射線リスクへの寄与の大きい機器，すなわち，重要度の大きい機器を抽出・整理することが出来た。また，廃止措置段階の異常事象においては，運転中と異なり，核燃料物質の搬出によって，放射能インベントリーが小さくなっており，この放射能インベントリーに応じた放射線リスクに準じて、適切な信頼性の安全対策設備を用いることで，安全かつ合理的な廃止措置が実施できることを確認した。

参考文献

[1] IAEA，Safety Reports Series No.77,Safety Assessment for Decommisioning
[2] (独)原子力安全基盤機構，平成 21 年度廃止措置に関する調査報告書

*Muneyuki Nakada[5], Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Yoshihiko Horikawa[3], Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy,[3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., [6]Mitsubishi Heavy Industry,

廃止措置の計画に係る標準の整備
（7）放射能インベントリ評価ガイドライン

Improvement of standards related to decommissioning planning

(7) Guidelines concerning radiological characterization of facilities

＊田中　健一[2]，田村　明男[1]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，清水　祐輔[3]，
工藤　清一[4]，門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，[3] NEL，[4]MHI NS eng，[5] 日立 GE㈱，[6] MHI

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、原子力発電所に残存する放射能（放射能インベントリ）の評価に関する考え方、方法及び先行事例をまとめる「放射能インベントリ評価ガイドライン」の検討状況を説明する。

キーワード：廃止措置，放射能インベントリ評価，放射化汚染，2 次的汚染

1.　緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する信頼性の高い放射能インベントリ評価と特性調査が必須となる。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、原子力発電所に残存する放射能（放射能インベントリ）の評価に関する考え方、方法及び先行事例をまとめる「放射能インベントリ評価ガイドライン」の検討状況を説明する。

2.　放射能インベントリ

2-1. 施設に残存する放射能

原子力発電所に存在する放射能は、核分裂生成物と放射化物に分類できる。この２つの起源による放射能による汚染は、放射化汚染と２次的汚染に分類される。放射能インベントリ評価では、放射化汚染と２次汚染のそれぞれを適切な方法で評価する。

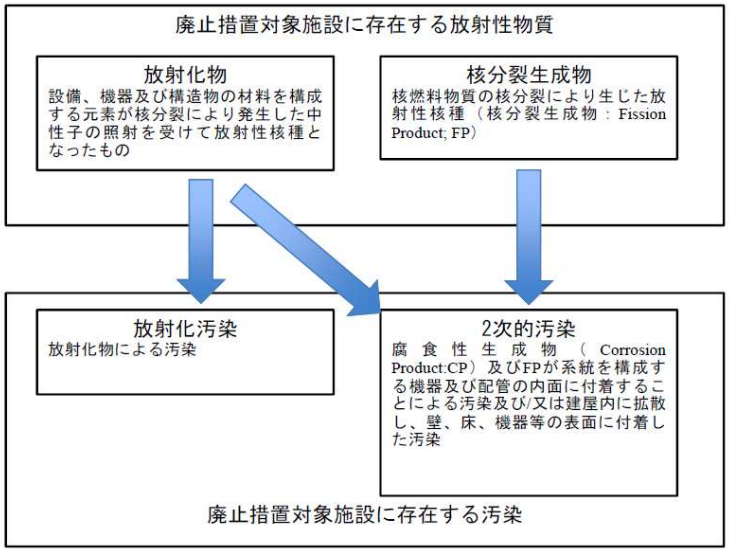


図　原子力発電所に存在する放射能の分類

2-2. 放射能インベントリ評価の方法

(1) 放射化放射能評価：主に理論計算（計算コード）によって評価し、測定された値によって検証される。放射化汚染は、主として放射能レベルが高いが物量が少ないもの(L1)と放射能レベルは低いが物量が多いもの（L3）である。

(2) 2 次的汚染評価：主として測定により評価し、放射性核種の組成について理論計算結果を組み合わせて評価する。2 次的汚染は施設全域に広く分布している。

3. 放射能インベントリ評価ガイドラインの発行に向けて

廃止措置計画における放射能インベントリ評価手法について、過去の事例や海外での実績を参考にして、国内の原子力発電所における放射化放射能評価及び 2 次的汚染評価の手順等を整理している。評価の信頼性向上に係る検討を行い、廃止措置計画の立案する観点から、適切な信頼性検証の手法について検討し、これに応じた調査項目及び調査方法を検討していく予定である。

参考文献

[1] 日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011,　2011 年 12 月

* Ken-ichi Tanaka[2] ,Akio Tamura[1], Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Yusuke Shimizu[3],Seiichi Kudo[4],
Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company,
[5]Mitsubishi Heavy Industry

廃止措置の計画に係る標準の整備
（8）施設の特性調査ガイドライン

Improvement of standards related to decommissioning planning

(8) Guidelines concerning the characterization survey of facilities

＊清水　祐輔[3],田村　明男[1]，田中　健一[2]，堀川　義彦[3]，水越　和満[3]，
工藤　清一[4],門林　洋文[4]，湊　博一[5]，仲田　宗生[5]，黒川　登[6]
[1]JANSI，[2]IAE，　[3] NEL, [4]MHI NS eng, [5] 日立 GE㈱, [6] MHI

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめる「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。
キーワード：廃止措置，特性調査，放射能インベントリ評価

1. 緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する特性調査を行わなければならない。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめた「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

2. 検討

2-1. 特性調査の項目抽出、調査方法検討

放射能インベントリ評価等、廃止措置計画の他作業との関係を整理することで、特性調査の目的、位置付けを明確にし、プラント特性データの活用先から調査項目を抽出した。

また、抽出した調査項目ごとに調査方法を検討した。

○調査項目の例：設置場所、寸法、形状、重量、材質、有害物の有無　等

○調査方法の例（重量の調査）：図面調査、現地調査、類似設備の重量を適用　等

2-2. ガイドライン制定のための課題

施設の特性調査ガイドラインを制定するためには、今後廃止措置を行う事業者の参考となるよう、具体例をガイドラインに例示するとともに、以下の確認、検討を行う必要がある。

○調査精度の考え方

○調査精度の考え方に応じた調査項目、調査方法

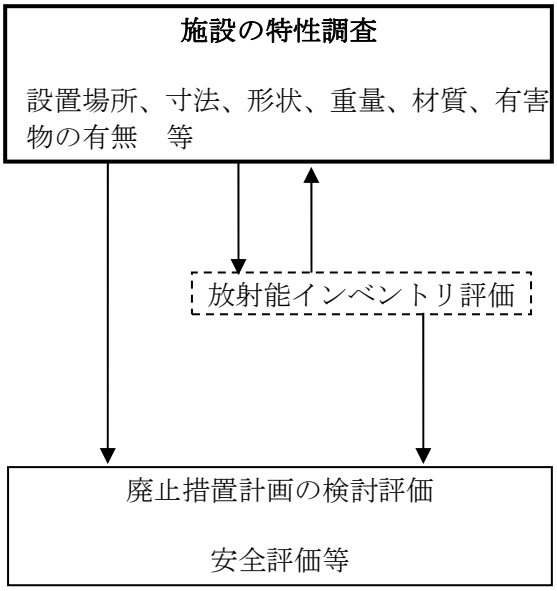


図-1　特性調査と廃止措置計画策定時の検討評価との関係（例）

3. 結論

廃止措置計画における施設の特性調査の目的、位置づけを明確化した。また、特性調査の調査項目を抽出し、そのデータを取得するために適用可能な調査方法が抽出できた。

今後は安全かつ合理的な廃止措置計画の立案する観点から、適切な調査精度の考え方について検討し、これに応じた調査項目及び調査方法を検討していく予定である。

参考文献

[1] 日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011,　2011 年 12 月

* Yusuke Shimizu[3],Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] ,Yoshihiko Horikawa[3],Kazuma Mizukoshi[3], Seiichi Kudo[4], Hirofumi Kadobayashi[4], Hirokazu Minato[5], Muneyuki Nakada[5], Noboru Kurokawa[6]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institue of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]MHI Nuclear Engineering Company, [5]Mitsubishi Heavy Industry

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

[1D09-16] Decontamination &Dismantling Technology

Chair:Nobutake Horiuchi (MMC)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:50 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D09] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3], Yuto Awatani[3] (1. Hitachi Zosen Corporation, 2. Ultra Finish Technology Co.,Ltd., 3. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1D10] Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes

*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hitachi Zosen Corporation, 3. Ultra Finish Technology Co., Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1D11] Decontamination method for inside of small diameter piping waste(part2)

*Daisuke TSUCHIDA[1], Hiroshi TAKAHASHI[2] (1. JAEA, 2. Fuji Furukawa Engineering &Construction Corp.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1D12] Design Consideration on the range extender and functionality expansion of the fully-automated laser decontamination device

*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai[2], Atsuo Yamada[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM

[1D13] Irradiate energy dependence for surface state of concrete by laser decontamination

*Ryuichiro Yamagishi[1] (1. WERC)

3:45 PM - 4:00 PM

[1D14] Application of the laser cutting technology in Reactor facility

*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

[1D15] Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN

*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1], Kazuhiro Okuzawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:15 PM - 4:30 PM

[1D16] In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in JRTF

*Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1], Shigeo Shida[1] (1. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

配管用電解除染装置の開発
（1）装置の基本特性について

Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
(1) Basic Characteristics of the Machine

*佐々木 加津也[1]，前畑 英彦[1]，丸山 聡[2]，松嶌 聡[3]，荒谷 健太[3]，瀧谷 啓晃[3]，粟谷 悠人[3]
[1]日立造船，[2]日造精密研磨，[3]日本原子力研究開発機構

原子力発電所の廃止措置において、解体された配管類をクリアランスレベルまで効率的に除染することができる電解除染装置を開発した。本装置の特長は、配管内で電極を移動させることによって短時間で効率的に除染できることである。本報告では、電解除染装置の基本特性について述べる

キーワード：廃止措置，除染，電解，クリアランス

1. はじめに

鋼材の除染方法[1]の一つである電解除染法は、電解液が充填された槽内に除染対象物を電極と共に浸漬させ、除染対象物を陽極に接続して電解することにより、対象物の表面を溶出させる。この方式では、汚染部位を確実かつ短時間で除染することが課題となっている。

今回開発した装置は、配管類の除染に特化した電極、および電極を移動させる駆動機構を有している。本装置は、電解液槽に除染対象物を浸漬させることなく、電極から連続的に電解液を流出させて電解を行う。この装置により、短時間で効率的に配管類を除染することが可能になった。本報では電解除染装置の概要を述べ、次報で汚染配管の除染結果について述べる。

2. 配管用電解除染装置

2-1. 装置仕様

図 1 に開発した装置の外観を示す。本装置は電解液を流出する円筒状電極が回転しながら配管内を移動する機構を有する。なお、電極の回転シャフトを取り外し、複雑形状物除染用のハンドツールに取り替え可能である。電解電流は 300A、電極回転数は 435min^{-1}、電極移動速度は 600mm/min である。中性の電解液は、溶出した金属を水酸化物のスラッジとして回収可能であり、基本的に繰り返して使用できる。

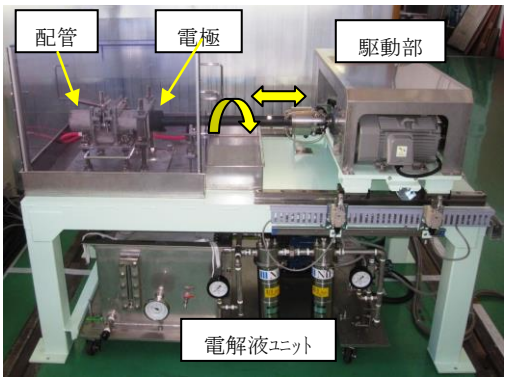
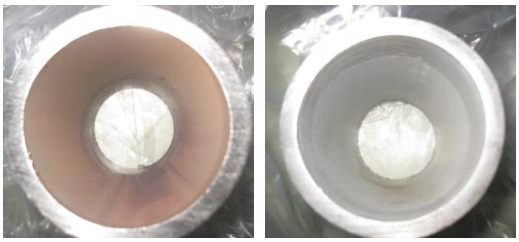


図 1　配管用電解除染装置

2-2. 電解性能

図 2 に本装置により実際の汚染配管を電解除染した一例を示す。径が 3B で長さ 300mm の SUS304 配管に対して 60 秒で電極を 1 往復させて電解した。その結果、内表面で電解理論値である約 10 μ m を溶出させて汚染層を除去し、クリアランスレベル以下（0.0236Bq/g）まで除染できた。



（除染前）　（除染後）

図 2　電解除染前後の配管内面

3. まとめ

配管用の電解除染装置を開発し、SUS304 配管の内面を効率的かつ均質に研磨できることが確認できた。本装置は 1 本の配管用であったが、多本数を同時に除染できる装置に改良し、実用化する予定である。

参考文献

[1] “日本原子力学会標準　原子力施設の廃止措置の実施:2014”，日本原子力学会, p.29-31

*Katsuya Sasaki[1], Hidehiko Maehata[1], Akira Maruyama[2], Akira Matsushima[3], Kenta Aratani[3], Hiroaki Takiya[3] and Yuto Awatani[3]
[1]Hitachi Zosen Corporation, [2]Ultra Finish Technology Co.,Ltd., [3] Japan Atomic Energy Agency

配管用電解除染装置の開発
（2）除染試験結果について

Development of the Electrolytic Decontamination Machine for Pipes
(2) Result of Decontamination Test

*荒谷 健太[1]，松嶌 聡[1]，瀧谷 啓晃[1]，栗谷 悠人[1]，佐々木 加津也[2]，前畑 英彦[2]，丸山 聡[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日立造船，[3]日造精密研磨

効率的な解体前除染法の確立に向けて電解研磨技術を応用した除染試験装置を製作し、除染試験を実施した。供試体に「ふげん」の原子炉冷却材浄化系配管・弁体を使用し、内面の電解研磨を実施したところ、表面線量当量率及び放射性核種濃度が十分に低下する結果が得られ、解体前除染等に適用できる見通しを得た。

キーワード：廃止措置，除染，電解，クリアランス

1. 緒言

「ふげん」では、原子炉運転終了時に系統化学除染を実施しているものの、除染時の系統構成や機器・配管の形状により除染液の循環が不十分であったこと等が影響し、一部の機器等には汚染が残留し高線量となっているため、外部被ばく低減の観点から解体前除染が必要となる。従来の除染法として、汚染部を研磨する物理除染や酸性溶液等により汚染を溶解する化学除染が挙げられるが、複雑形状の機器等に対するこれらの除染法は、作業工数増加や多量の除染廃液の発生等、課題を抱えている。そこで、電解研磨技術を応用した除染試験装置を製作し、除染要素試験を行い、電解研磨除染法の適用性を確認した。


図 1 機械式(配管)


図 2 ハンドツール式(弁体時)

2. 試験条件

廃止措置中の「ふげん」で発生した解体撤去物のうち、比較的汚染の高い原子炉冷却材浄化系配管（SUS、3B 配管：外径 89.1mm）及び弁体（SUS、配管接続径：4B、玉形弁）の一部を供試体とした。電解研磨除染法には、基礎試験において十分な研磨性能が確認された機械式（図 1）とハンドツール式（図 2）を採用し、電解液として NaCl 溶液 100 リットルを装置に注入し、循環させて使用した。除染前後に電離箱式サーベイメータで表面線量当量率の測定を行い、除染効果を評価した。

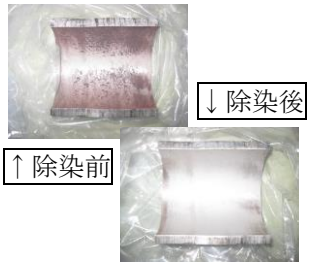


図 3 配管内面の状況

3. 結果

機械式による除染では、表面線量当量率を 0.5～24μSv/h から検出限界未満の<0.5μSv/h まで低減することができ、0.5μSv/h を除染後の値と仮定すると、除染係数(DF)は min.1～max.48 であった。ハンドツール式による除染では、対象が配管の場合、1.5～80μSv/h から検出限界未満<0.5μSv/h まで低減することができ、DF は min.3～max.160 であった。弁体の場合、4～30μSv/h から 1.0μSv/h まで低減することができ、DF は min.4～max.30 であった。このように本試験では、電解研磨により表面線量当量率が十分に低下する結果が得られ、解体前除染への適用の見通しを得た。なお、放射性核種濃度測定の結果、主要核種である Co-60 は 0.0236Bq/g であり十分に低い値であることを確認するとともに、電解液中の Co-60 は 0.37Bq/cm^3 まで上昇したが、電解液から供試体への再汚染はないことを確認した。

---

*Kenta Aratani[1], Akira Matsushima[1], Hiroaki Takiya[1], Yuto Awatani[1], Katsuya Sasaki[2], Hidehiko Maehata[2], Akira Maruyama[3]
[1]JAEA, [2]Hitachi Zosen Corporation, [3]Ultra Finish Technology Co.,Ltd.

小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発（その 2）

Decontamination method for inside of small diameter piping waste（Part2）

*土田 大輔[1]，高橋 浩[2]

[1]原子力機構，[2]富士古河 E&C（株）

原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」では、解体撤去した小口径配管を簡便な輪切り切断の形態であっても、乾式ブラスト装置を用いることで内表面が除染できることを、昨年度実施した実試験にて確認した。今回は、昨年度に引き続き、輪切りでの除染効果を見通すため、比較的放射能レベルが高く、より小口径の配管を対象として、かつ投射材の形状を変えて除染試験を実施した結果を報告する。

キーワード：小口径配管，乾式除染，廃止措置

1. 緒言

昨年度の除染試験においては、球形の投射材を用いて合計 24 時間の除染を行い、除染時間の経過とともに配管内面が除染できることを確認した。本年度は更に小口径の配管を対象とし、配管口径（D）と長さ（L）の比率（L/D）についても、これまでの 3 から 7 まで伸ばし、厳しい条件での除染試験を実施した。（表 1）一方で実用化に向けて、更なる除染時間短縮を図り、処理量を確保することが望ましいことから、投射材の形状を変え除染性能の比較評価を行った。

表 1. 本試験で対象とした配管

	対象	口径	材質	L/D
平成27年度対象	湿分分離器ドレン管	1B（外径：34㎜）	CS	1～3
	原子炉浄化系戻り配管	2B（外径：60.5㎜）	SS	1～3
平成28年度対象	湿分分離器ドレン管	1B（外径：34㎜）	CS	1～3
	シールリーク配管	1/4B（外径：14㎜）	SS	1～7

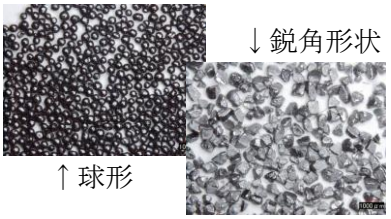


図 1. 使用した投射材

2. 小口径配管乾式除染試験

シールリーク配管（1/4B 配管：外径 14 ㎜、SS）を L/D＝1～7 で輪切りに切断し、投射材の種類を球形（φ0.5 ㎜、SS400、HRC40～50）と鋭角形状（径 0.355～0.71 ㎜、SS400、HRC40～50）の 2 パターンで除染試験を実施した。（図 1）サンプリングは除染開始後、2 時間、8 時間、16 時間、24 時間ごととし、配管内面の観察、放射能量測定を行った。その結果、球形の投射材は、除染時間の経過とともに徐々に配管内面が除染されるのに対して、鋭角形状の投射材は除染開始後 2 時間で急速に放射能濃度が減少することを確認した。（図 2-1、2-2）なお、2 時間除染後の DF についても約 2～10 倍程度、鋭角形状の投射材のほうが高い結果であった。

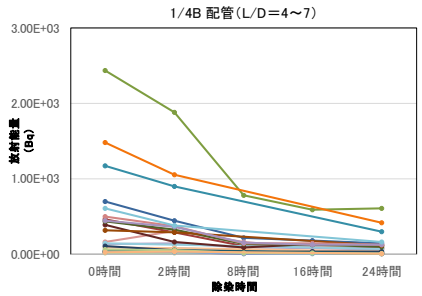


図 2-1. 配管内面の放射能濃度推移
（球状の投射材使用）

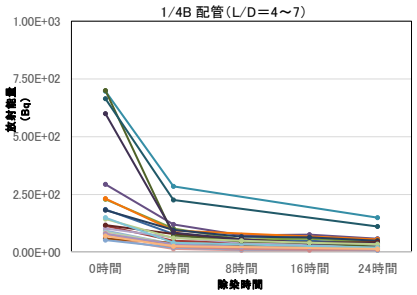


図 2-2. 配管内面の放射能濃度推移
（鋭角形状の投射材使用）

3. まとめと今後の予定

鋭角形状の投射材は、球形に比べ除染性能の向上が図られることを確認した。今後は、より耐久性に優れた投射材の選択ならびに複雑形状（バルブ、チーズ等の内面）の対象物についても、本方式での除染が適用可能か検討していく計画である。

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2]

[1]JAEA, [2]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp.

全自動レーザー除染機の範囲拡張装置と機能拡張の設計検討

Design Consideration on the Range Extender and Functionality Expansion of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*峰原英介[1]，今井久[2]，山田淳夫[2]
[1]ＬＤＤ（株），[2]（株）安藤ハザマ

抄録　コンクリート、金属などの除染を行う全自動レーザー除染装置は、レーザー照射方向に垂直平面で１０ｃｍ四角でレーザー照射方向に２０ｃｍの計測範囲を持つことができる。この計測調整範囲を１ｍから２０ｍ以上に拡張する方法と具体化するシステムを設計し、検討する。これにより、実用的な大きさで具体的な機能や対象物に大きな制限があったレーザー除染機の機能の拡張を試みる。

キーワード：設計検討、レーザー、全自動、除染機、範囲拡張装置、機能拡張

1. 緒言

全自動レーザー除染装置［1,2］の機能適用範囲の拡張を行うために、比較的粗い計測制御の移動手段のアームやクローラーなどのビークルの要素をレーザー除染機の計測制御精度で統合し、制御する設計と検討を行う。

2. 全自動レーザー除染装置の機能適用範囲の拡張

2-1. 狭隘部小口径配管への拡張

図の中心部に現在の全自動レーザー除染機の概要を示す。これは微小な位置計測は 0.1μｍ精度で、0.25m±0.1ｍまでの領域は十分対応できる。図下の矢印の説明のように、直接配光できない狭隘部や小口径配管は 2 次元ガルバノではなく、別の小口径 2 次元配光で対応するものとする。



図、全自動レーザー除染装置の機能適用範囲の拡張説明。

2-2. 伝送計測距離の延張

図の右側の矢印 2 本の先にビークルやレーザー・動力伝送手段の説明を示す。ここではファイバー、空間伝送、多関節ミラーで、赤外除染レーザー光伝送と多関節ミラーで可視計測レーザー光伝送を検討する。ファイバーと空間伝送で高出力赤外レーザー光を 200m以上、多関節ミラーと空間伝送で可視計測レーザー光を 100m以上伝送できる。具体的な精度は、計測手段で変わるが 30μｍ程度でレーザーの焦点深度より小さくできる。

3. 結論

現在の全自動レーザー除染機の最大１０ｃｍ程度の計測調整範囲を数十ｍ以上に延長する機能拡張を設計検討した。この検討により、幾何学的な大きさで具体的な機能や対象物に大きな制限があった全自動レーザー除染機の機能拡張が可能であることが明確になった。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170.、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.

[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014.、E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015.

*Eisuke J. Minehara[1], Hisashi Imai[2] and Atsuo Yamada[2]
[1]LDD Corporation, [2]HAZAMA ANDO CORPORATION.

レーザー除染されたコンクリート表面状態の照射エネルギ依存性

Irradiation energy dependence for surface state of concrete decontamination by laser

*山岸 隆一郎
（公財）若狭湾エネルギー研究センター

レーザー剥離技術を用いて剥離されたコンクリート表面に起こる状態変化の照射エネルギ依存性を調べた結果を報告する。

キーワード：レーザー除染，レーザー剥離，　原子炉廃止措置

1. 緒言

レーザー剥離・除染法では研削材を使用しないので、2 次汚染物が発生しにくく、除染によって発生する放射性廃棄物を、サンドブラスト等の従来の方法の 1/1000 程度までに削減する事が可能である。

空隙を多くもつ複合物質であるコンクリートに対しても、高効率かつ低放射性廃棄物量の除染が可能であるという結果は得られているが、放射性物質により表面汚染されたコンクリートに対して、さらなる高効率除染の実現のためには、コンクリート固有のレーザー剥離・除染メカニズムを解明する必要がある。

2. 研究目的

本手法では金属を対象とした場合、検出限界以下までの除染を達成したが、コンクリートの場合では、詳細な剥離・除染のプロセス検証を完了していない。特にコンクリートでは、構成要素のひとつである砂に由来する Si 系酸化物（主に Quartz）が、表面溶融物として残留する可能性がある。

レーザー剥離技術では、溶融と残留が優勢な研削パラメータ設定の場合、溶融物がコンクリート空隙部分へと浸透し、見かけ上の深さ方向研削量は増えるものの、実際には効率的な剥離がなされていない現象が起こることが分かっている。そのため、レーザー剥離手法によるコンクリート表面除染のさらなる効率化を図るためには、レーザー照射表面近傍で実際に起こる現象の評価が必要となる。

3. 研究結果

模擬コンクリートとして ISO モルタルテストピースを用いて表面をレーザー研削し、樹脂抱埋による表面層の保護後に EPMA を用いて断面元素分布観察をした結果を図 1. に示す。観察の結果、レーザー除染では適切にパラメータを設定すると、Si 酸化物系表面溶融物の残留は最大でも数十 μm 深さ程度の表面に留まるとともに、内部層への大きな影響も与えない研削手法であることが示された。

このように、コンクリートにおいても、深さ方向観察を行うことで、レーザー剥離・除染の照射エネルギ依存性評価をより詳細に行えることを述べる。

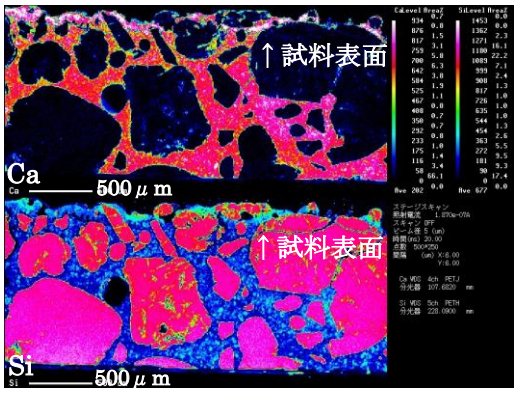


図 1. モルタルテストピースの断面元素分析結果（上段が Ca，下段が Si，それぞれの段の上側が試料表面）

*Ryuichiro Yamagishi
The Wakasa Wan Energy Research Center

原子炉施設におけるレーザ切断工法の実証

Application of the laser cutting technology in Reactor facility

*中村 保之[1]，門脇 春彦[1]，岩井 紘基[1]，副島 吾郎[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」原子炉解体は、国内外の廃止措置の実績調査や切断試験の結果等を踏まえ、工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位と考えられるレーザ切断工法を選定した。しかしながら、これまで原子炉施設の解体作業にレーザ切断工法を適用した実績がないことから、段階的に切断実証を進め安全性及び適用性を確認してきており、このうち本件では「ふげん」の管理区域内で実機材を切断実証した結果について報告する。

キーワード：ふげん，廃止措置，レーザ，切断技術

1. 緒言

レーザ切断工法は、これまで原子炉施設への適用実績がないことから、今後予定している原子炉水中解体に先立ち、まずは気中切断システムを構築する計画としている。前回は、実機解体物（炉浄化系設備の配管）の細断のために実施する二次切断作業に多間接ロボットを用いたレーザ切断実証の結果について報告[1]したが、今回は、狭隘部対応の切断ヘッド駆動装置を用いて、多間接ロボットで対応出来ない狭隘部にある実機(隔離冷却系熱交換器の給水配管) の原位置での切断(一次切断)及び前回報告と同様に細断(二次切断)実証を行った結果について報告する。

2. 気中レーザ切断実証

2.1 二次切断作業（解体物の細断作業）

（1）切断対象物

- ステンレス鋼配管 3B Sch80（炉浄化系設備 配管）

（2）レーザ切断条件

- 出力：6kW
- アシストガス：Air、約 430L/min
- スタンドオフ※）：約 15mm - 25mm
- 切断速度：約 1,500mm/min



図 1 炉浄化系設備 配管切断後

2.2 一次切断作業（配管原位置での粗断作業）

（1）切断対象物

- 炭素鋼配管 3B Sch160（隔離冷却系熱交換器 給水配管）

（2）レーザ切断条件

- 出力：8kW
- アシストガス：Air、約 430L/min
- スタンドオフ※）：約 10mm - 25mm
- 切断速度：約 1,000mm/min

※）切断ヘッドのノズル先端から切断対象物表面までの距離



図 2 熱交換器 給水配管切断状況（一次切断状況）

3. 結果及びまとめ

二次切断を行ったステンレス鋼配管(3B Sch80)については、今回適用した狭隘部対応の切断ヘッド駆動装置の取付け状態の影響によるスタンドオフの変動範囲(15mm-25mm)でも問題なく切断できることを確認した(図 1 参照)。

一方、一次切断を行った炭素鋼配管(3B Sch160)については、約 60cm 隣に架台のフレームがあったが、考案した切断ヘッド駆動装置により狭隘部においてもレーザ切断工法を適用でき、高速且つ安全に切断可能なことを確認した(図 2 参照)。一部貫通できない箇所は、スタンドオフに伴い変動するレーザの焦点位置の影響によるものであり、切断条件を適正化することで切断できると考えられる。

切断時に発生する粉塵粒径分布は、図 3 のとおり、配管の材質や厚みによらず 0.22μm にピークがあり、廃止措置への適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同様に、この粒径に対して 99.9%以上の捕集効率を有する HEPA フィルタを含めた局所排風機を用いることで、粉塵の回収、拡散防止等の作業管理が可能なことを確認した。

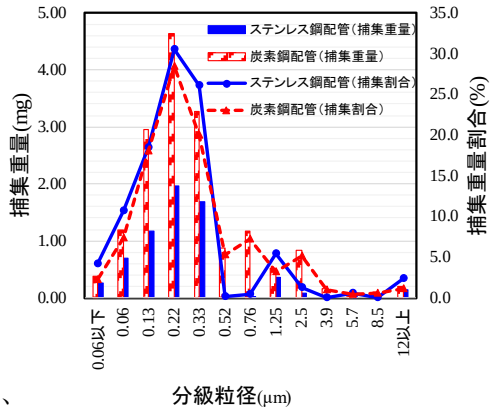


図 3 切断粉塵粒径分布の比較

参考文献

[1] 中村保之他、”「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2”、日本原子力学会 2016 年秋の大会 予稿集、2C12

*Yasuyuki Nakamura[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「ふげん」炉心隔離に係る高線量率エリアでの配管切断方法の検討と実証

Study on the method for cutting pipes in high radiation area for the isolation of reactor core from other systems in FUGEN

*瀧谷　啓晃[1]，松嶌　聡[1]，石山　正弘[1]，奥澤　和宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

「ふげん」では、炉心解体および炉内試料採取の準備として、配管の切断・閉止により炉心を他系統から隔離してきた。対象配管の一部は数 mSv/h のエリアに設置されているため、作業員の被ばくを最小限に抑える切断方法を検討・実証し、その作業データを取得した。

キーワード：廃止措置，切断工法，被ばく

1. 緒言

「ふげん」の原子炉解体に向けた周辺機器・設備の解体にあたっては、それらの除染と原子炉領域との隔離を完了しておく必要がある。また、現在進められている炉内試料採取計画において、レーザー切断により L1 相当の汚染ヒュームが発生するため、汚染拡大防止のため炉心を他系統から隔離することが望ましい。そこで、炉心に接続する配管を切断・閉止することで炉心を隔離してきたが、一部の配管については炉心近辺の高線量率エリア（図 1）での作業となる。そのため、作業員の被ばくを最小限に抑えるような切断方法を検討し、実際に切断・閉止を行って作業データを取得した。

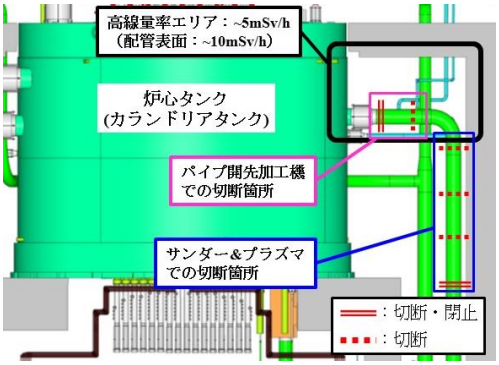


図 1　高線量率エリアの切断位置

2. 切断方法の検討

対象配管は、重水オーバーフロー管（ステンレス鋼, 406.4mmφ, 21.4mmt）であり、その内部には水蒸気状のトリチウム（20~30 Bq/cm^3）を含んだ空気が内包されている。炉心と他系統の切離しでは、炉内試料採取を考慮して炉内構造物の汚染状況を変えないように、原則としてヒュームが発生しない機械的切断の適用を前提とした。また、外部被ばく低減を図るため、短時間で切断できる工具又は容易に脱着できる遠隔切断装置を選定する必要がある。さらに、被ばくリスク低減と作業性確保の観点から、作業エリアのトリチウム濃度上昇を最小限に抑え、トリチウム防護の装備が軽装となるように、配管の開放時間が短いことが望ましい。これらの条件に加え、切断後のエリア除染の容易さを考慮して、切屑が比較的大きくて回収し易いポータブルパイプ開先加工機を適用することとし、当該配管の切断・閉止を行い、作業データを取得した。また、開先加工機による炉心の隔離完了後、比較的線量が低いエリアにおいてサンダーとプラズマ切断機を用いた切断を行い、開先加工機による作業との比較評価をした。

3. 結果

開先加工機による切断・閉止作業（装置取付け、その他準備作業も含む）における個人最大被ばく線量と総被ばく線量は、それぞれ 2.5mSv と 9.98mSv であった。一方で、サンダーとプラズマ切断機による切断時間（約 37～69 分）から両線量を試算すると、それぞれ 3.39～4.93mSv と 8.41～11.48mSv となる。後者について、火気養生や準備作業を考慮すると、開先加工機を用いた切断・閉止の方が被ばく線量を低減できると考えられる。また、開先加工機では、作業エリアのトリチウム濃度上昇も低く抑えることができた。

---

*Hiroaki Takiya[1], Akira Matsushima[1], Masahiro Ishiyama[1] and Kazuhiro Okuzawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

再処理特別研究棟廃液貯槽 LV-1 の原位置解体
（9）LV-1 冷却水ジャケット及び脚部の切断作業

In-situ dismantling of the liquid waste storage tank LV-1 in the JRTF

(9) Cutting of water jacket and legs of the LV-1 tank

*横塚 佑太[1]，三村 竜二[1]，藤倉 敏貴[1]，村口 佳典[1]，根本 浩一[1]，信田 重夫[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

再処理特別研究棟（JRTF）では、高線量エリアにおける設備、機器等の解体・除染技術の開発に資することを目的として、核分裂生成物（FP）等で汚染された廃液貯槽 LV-1 についてコンクリートセル内で解体（原位置解体）を行っている。本報告は、LV-1 の冷却水ジャケット及び脚部の切断作業について述べる。

キーワード：再処理特別研究棟，廃止措置，高線量エリア，廃液貯槽，コンクリートセル，原位置解体

1. 緒言

JRTF では、FP 等で汚染された廃液貯槽 LV-1 の原位置解体を実施している。解体作業を通して、作業管理、作業者被ばく及び廃棄物等の作業データを取得し、原子力施設の状況に応じた安全で合理的な廃止措置計画の策定に役立てることとしている。LV-1 は冷却水ジャケットを備えた二重構造の貯槽であり、平成 27 年度までに LV-1 本体を撤去し、平成 28 年度では、冷却水ジャケット及び脚部を撤去した。

2. 廃液貯槽 LV-1

コンクリートセル内に設置されている LV-1 は、湿式再処理試験の共除染工程で発生した高放射性濃度の廃液（FP 含有廃液）を貯留していた貯槽である。平成 28 年度解体作業前の冷却水ジャケット等設置概略図を図 1 に示す。

3. 解体作業

LV-1 本体は、解体用 GH を設置し、内部の残渣回収及び除染を行うことで線量率を低減させ、汚染固定した後、切断作業を行った。その際、冷却水ジャケットは汚染拡大防止囲いとして利用していた。冷却水ジャケット等の撤去にあたっては、スミヤ法により冷却水ジャケットに遊離性汚染のないことを確認したため､解体用 GH-1 及び解体用 GH-2 を撤去し､切断作業用足場の設置により安定した作業場所を確保した。切断作業は全面マスクとタイベックスーツ装備で電動工具（チップソー等）を用いて行った。

4. 作業データ

本作業の作業人工数は 653 人・日、集団被ばく線量は 0.08 人・mSv、放射性廃棄物の発生量は解体廃棄物で約 2.4ton、付随廃棄物で約 1.8ton であった。また、LV-1 解体についての作業データの集計・分析を行った。LV-1 の切断部位ごとの切断効率（cm/h）についての比較を表 1 に示す。

冷却水ジャケットの切断効率は､厚さの近い LV-1 本体上鏡部に比べ効率的であった。この理由の 1 つとして、LV-1 本体上鏡部では、不安定な作業体勢となる曲面上部からの切断に対し、冷却水ジャケットでは、安定した作業体勢となる切断作業用足場からの切断を実施したことが挙げられる。

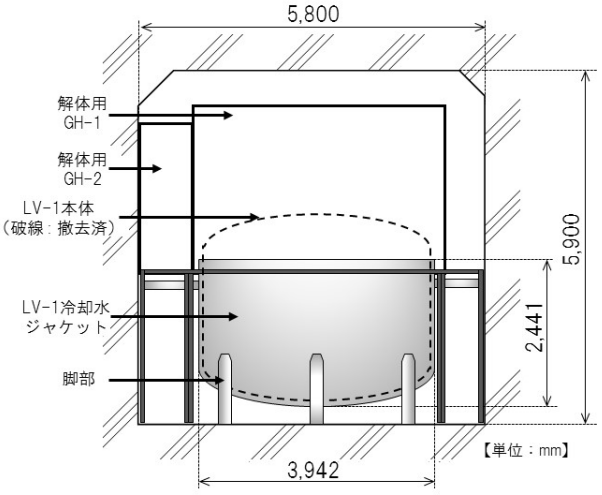


図 1　冷却水ジャケット等設置概略図

表 1　LV-1 切断効率の比較

切断部位		厚さ (mm)	切断効率 (cm/h)
冷却水ジャケット		6	960
LV-1本体	上鏡部[1]	8	750
	上胴部[1]	15	640
	下胴部[1]	15	310
	下鏡部[1]	15	250

5. 結言

冷却水ジャケット等の撤去が終了したことにより、LV-1 の撤去が完了した。また、大型貯槽類の解体作業人工数や、作業期間等の見積もり及び作業項目毎の必要人工数等を調査する上で重要な作業データを取得することができた。

今後、今までの解体で使用した解体用排気設備等の撤去を行う。また、LV-1 解体に係る作業データのさらなる分析、他の大型貯槽類の作業データとの比較・分析及び一括撤去工法と原位置解体工法の比較・分析を行っていく予定である。

参考文献　[1] 横塚他：日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 1C08

* Yuta Yokozuka[1], Ryuji Mimura[1], Toshiki Fujikura[1], Yoshinori Muraguchi[1], Koichi Nemoto[1] and Shigeo Shida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1D17-21] Other Decommissioning Technology

Chair:Eisuke John Minehara (LDD)

Wed. Sep 13, 2017 4:50 PM - 6:10 PM Room D (B31 - B3 Block)

[1D17] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yumi Yaita[1], Yuki Inoue[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation, 2. The Japan Atomic Power Company)

4:50 PM - 5:05 PM

[1D18] Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda[2], Hirofumi Noguchi[2] (1. Toshiba Corporation , 2. The Japan Atomic Power Company)

5:05 PM - 5:20 PM

[1D19] Operation of installation of air conditioner during decommissioning phase.

Manabu Ohkubo[1], *Ryo Shimizu[1], Masakazu Hatori[1], Takanori Kobayashi[1], Ryoichi Uekura[1] (1. JAEA Monju)

5:20 PM - 5:35 PM

[1D20] Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2], Minoru Masuda[2] (1. Hitachi, 2. Hitach-GE, 3. Hitachi-Urban)

5:35 PM - 5:50 PM

[1D21] Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1], Kazuya Sano[1] (1. JAEA)

5:50 PM - 6:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

敦賀１号機におけるトーラス水無害化処理技術
（1）トーラス水の処理方法

Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1
(1) Detoxification Treatment Method of Torus Water

*新井見幸[1]，青井洋美[1]，井上由樹[1]，矢板由美[1]，松田貴光[2]，野口裕史[2]
[1]（株）東芝，[2]日本原子力発電（株）

敦賀１号機（以下、敦-1 という）の圧力抑制プール（以下、トーラスという）には有機物や六価クロムを含む防錆剤が添加されており、トーラス水中に溶解している。(1)報では、プラント停止期間の水質変化を踏まえ、これらの防錆剤を分解・無害化するにあたっての課題を示す。
キーワード：トーラス水，有機防錆剤，六価クロム，オゾン，過酸化水素，ギ酸

1. 緒言

敦-１廃止措置では、解体廃棄物の保管場所としてトーラスを利用する計画である。そのため、トーラス水の排水に先立ち、有機物は分解し、六価クロム（Cr(VI)）は三価クロム（Cr(Ⅲ)）に還元し無害化処理する必要がある。そのため、2008 年に参考文献に示す処理方法を決定した。今回、敦-1 の廃止措置計画を踏まえたトーラス水の水質変化を考慮し、処理方法と課題を再確認した。

2. トーラス水の処理方法

オゾンの酸化力を用いて全有機炭素（TOC）を分解指標とする有機物を 50℃で分解し、その後、無機防錆剤に含まれる Cr(VI)をギ酸酸性下で過酸化水素により Cr(Ⅲ)に還元する。本処理による分解生成物及び Cr をイオン交換樹脂により回収することでトーラス水を無害化することが可能になる。図 1 に処理プロセスを示す。

本処理は実トーラス水（有機防錆剤濃度 1500ppm、Cr(VI)110ppm）を用いたラボ試験にて、全有機炭素（TOC）は分解目標値 100ppm 以下に、Cr(VI)は水質汚濁防止法の排水基準値 0.5ppm 以下に処理可能であることを確認済みである。なお、後続処理工程を考慮し、オゾン処理工程では TOC 10ppm 以下までの分解を目標とした。

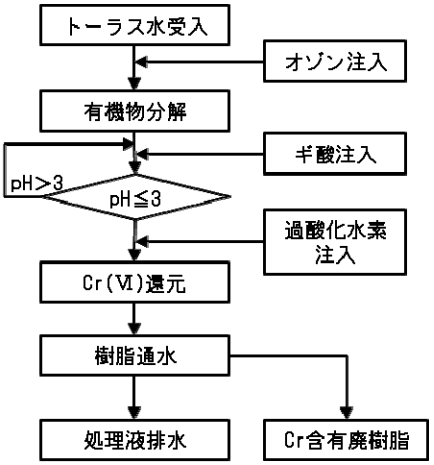


図 1 トーラス水処理プロセス

3.課題

2011 年から 2015 年までの敦-1 トーラス水の水位測定の結果、平均約 0.24m^3/d でトーラス水の自然蒸発が確認されている。一方、試験では、有機防錆剤の初期濃度が高い場合は、分解時間が長く且つ、分解終点濃度が高くなる傾向を確認している。結果を図 2 に示す。

このため、トーラス水の水分蒸発に伴い防錆剤が濃縮し、有機防錆剤がオゾンのみでは分解しない可能性や、2 項で確認したプロセス全体が成立しない可能性がある。

上記課題を受け、トーラス水処理時の防錆剤初期濃度が上昇した場合の本処理方法への影響をラボ試験にて確認した。確認結果を (2)報に示す。

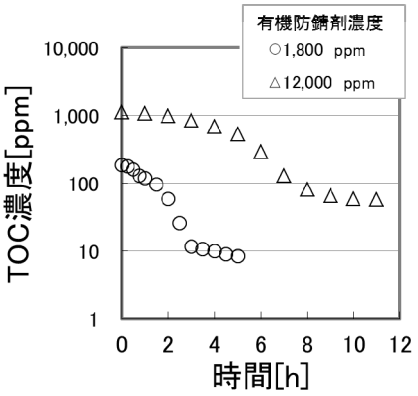


図 2 有機防錆剤分解の防錆剤濃度依存性

参考文献

[1] 中根他，原子力学会 2008 年秋の年会,O40　　[2] 遠田他，原子力学会 2008 年秋の年会,O41

*Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Takahiro Matsuda[2] and Hirofumi Noguchi[2]
[1]Toshiba Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

敦賀 1 号機におけるトーラス水無害化処理技術
（2） トーラス水の蒸発による処理手順への影響評価

Detoxification Treatment of Torus Water for Tsuruga Unit1

(2) Optimization of water treatment condition with considering fluctuation of chemical concentration

*井上由樹[1]，矢板由美[1]，新井見幸[1]、青井洋美[1]、松田貴光[2]、野口裕史[2]

[1](株)東芝，[2]日本原子力発電(株)

敦賀 1 号機（以下、敦-1）トーラス水の蒸発に伴う成分濃度の上昇による処理性への影響を確認した。成分濃度が上昇した条件では、有機防錆剤の有機物は従来のオゾン注入に加え、処理温度を上昇し、過酸化水素を注入し、紫外線の照射を併用することで分解が可能となり、無機防錆剤の六価クロムは従来処理通りの処理条件で還元され、無害化できることを確認した。

キーワード：トーラス水，有機防錆剤，六価クロム，オゾン，無害化

1. 緒言

実機処理開始までのトーラス水の自然蒸発期間を考慮すると、防錆剤の成分濃度が上昇すると想定され、処理性への影響が懸念される。(2)報では、成分濃度の上昇による無害化処理手順や処理時間等への影響を確認した結果について報告する。

2. 実験

トーラス水模擬液は、有機防錆剤相当品の濃度 3500ppm、六価クロム濃度 220ppm となる様に調製した。試験装置は、図 1 の通り、処理槽（5L）、オゾン発生器、循環ポンプ、紫外線（UV）照射部、カチオン樹脂塔、混床樹脂塔、薬品注入ポンプ、ヒーター等から構成される。有機防錆剤の分解試験は、従来のオゾン注入（供給量 1g/h）に加え、6wt%過酸化水素を 77.5mL/h で連続供給、鉄 10ppm 添加の条件で、UV 照射の有無、温度をパラメータとして行った。その後、ギ酸を 5000ppm 相当添加し pH3 以下に調整、六価クロムの還元に必要な量論値の 2 倍量の過酸化水素を添加し、三価クロムに還元する処理試験を実施した。

3. 結果・考察

試験結果の一例として有機防錆剤の分解結果を図 2 に示す。温度 70℃、UV 照射有の条件で全有機炭素（TOC）濃度は 4h で 284ppm から 10ppm 以下に低下し、本条件で有機防錆剤分解が促進されることが分かった。また、クロム還元試験の結果、所定量の過酸化水素を添加することで六価クロムは還元され、0.5ppm 以下まで低下することが確認できた。

以上より、トーラス水中に含まれる防錆剤成分の濃度が上昇した場合でも、既存設備他を活用することで有機防錆剤を分解し、六価クロムを排水基準値である 0.5ppm 以下まで無害化できることが確認できた。

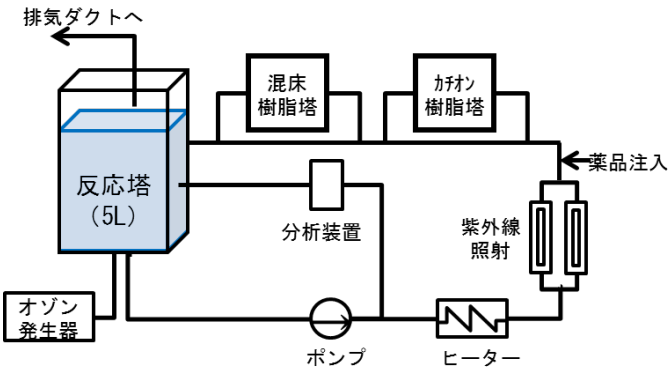


図 1　試験装置構成

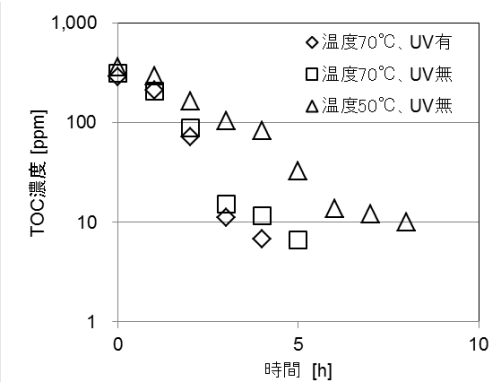


図 2　有機防錆剤の分解結果

*Yuki Inoue[1], Yumi Yaita[1], Miyuki Arai[1], Hiromi Aoi[1], Takahiro Matsuda [2] and Hirofumi Noguchi [2]

[1]Toshiba Corporation, [2]The Japan Atomic Power Company

廃止措置段階における換気空調設備の運用について

On the operation of ventilation air-conditioning equipment
for MONJU during decommissioning phase

*大久保　学[1]，清水　亮[1]，羽鳥　雅一[1]，小林　孝典[1]，上倉　亮一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」の廃止措置段階において，設備の運用範囲の合理的設定を検討するため，換気空調設備の運用方針について，現状の「もんじゅ」プラント状態を考慮した検討を行った。

キーワード：もんじゅ，廃止措置段階，換気空調設備，合理化検討

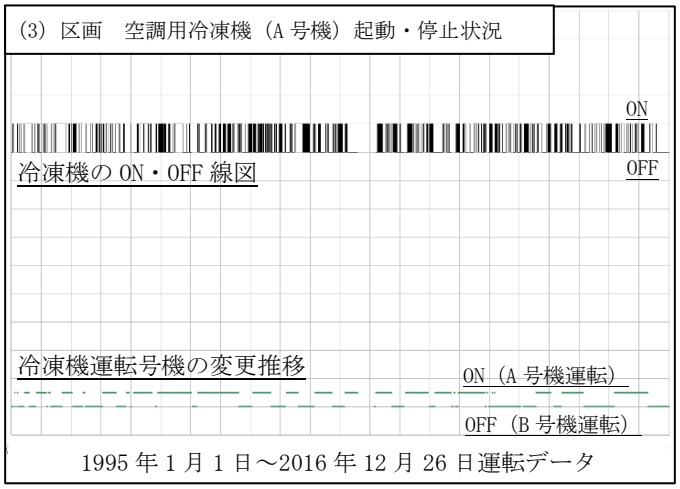
1. 緒言　崩壊熱が極めて低いレベルにある「もんじゅ」では廃止措置期間中の燃料は，炉心及び炉外燃料貯蔵槽に配置されているため，ナトリウムの凍結防止の観点から，ナトリウムに予熱を与える一方，区画内に放出される放散熱は換気空調設備により冷却する運用の継続が望ましい。

ただし，換気空調設備の運用は，原子炉の通常運転を対象として設計されたものであり，廃止措置段階においては，その状況に応じた適切な運用の見直しが必要である。

本報では，これまでの運転データ等をもとに，実負荷と換気空調設備容量の関係を整理し，廃止措置段階における合理的な換気空調設備の運用について，検討状況を報告する。

2. 検討方法　検討方法は，①「設備設置～現在における空調用冷凍機の起動・停止傾向確認」として，プラント状態が 40%出力性能試験時を含めた長期の低温停止時における空調用冷凍機の起動・停止傾向から，もんじゅ内建屋区画の空調負荷傾向を検討した。また，②「空調用冷凍機停止による空調対象区画の雰囲気温度変化確認」として，廃止措置段階で運用する設備の配置対象区画に対して，実際に空調設備を停止し測定した当該区画雰囲気温度変化を実測した結果から，廃止措置段階における空調設定における裕度をどの程度持っているかを検討した。

3.　試験結果・考察　①の結果について，空調用冷凍機は，(1) 原子炉格納容器内，(2) 事故等非常時稼働要求機器設置区画，(3) 常用時稼働要求機器設置区画の 3 つの空調対象区画を有している。(1) ～ (3) 区画空調の冷凍機は，夏季は常時運転状態であるが，冬季は (1) 区画がほぼ常時運転であり，(2) (3) はそれぞれ約 5～10 回/24h 程度，約 15～20 回/24h 程度の頻度で起動・停止を繰り返していた。(1) 区画は外気を取り入れない循環空調がされており，かつ，原子炉格納容器を含めたナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）が多数設置されている区画である。ナトリウム内包機器設備はナトリウム固化防止のため，電気ヒータにより常時入熱（約 200℃制御）されているため，冬季においてもほぼ常時運転状態であると推定される一方，(2) (3) 区画は，外気を取り入れ空調する区画であり，さらに (3) 区画は一部ナトリウム内包機器設備を有した循環空調区画を有し電気ヒータによる常時入熱があるが，冬季は低温の外気を取入れる影響により，冷凍機は系統全体が低負荷となるため，頻繁に起動・停止していると推定した。



また②は，(3) 区画において冬季の一時的な期間（H28.12，H29.1 に各 2 日ずつ），空調用冷凍機を停止し雰囲気温度変化を確認した。結果，例えば 7 日間空調用冷凍機を停止した場合でも，区画の設計上限温度に達しない傾向であった。特に，ナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）設置区画は，外気を取り入れない循環空調区画であることから，夏季・冬季に関わらず同様な温度傾向であることが考えられる。

以上のことから，「もんじゅ」廃止措置段階における空調用冷凍機の運用について，ナトリウム内包機器設備（配管ライン含む）が設置されている区画を含め，現状の運用よりも低負荷設定による空調運用が可能である見込みを得た。

*Manabu OHKUBO[1], Ryo SHIMIZU[1], Masakazu HATORI[1], Takanori KOBAYASHI[1], Ryoichi UEKURA[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

使用済み制御棒の減容処理に伴う内包物 B_4C 粉体の拡散防止技術の開発
（1）プレス加工と水中プラズマ溶断を組み合わせた切断技術の検討

Development of Technology for Nonproliferation of B_4C Powder in Used Control Rod
(1) Study of Cutting Technology by Combination of Press Working and Underwater Plasma Fusing

*舘村 誠[1]，遠藤 智尋[2]，板垣 昌利[2]，黒澤 良樹[3]，山井 英樹[2]，米谷 豊[2]，増田 稔[2]
[1]日立製作所，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]日立アーバンインベストメント，

使用済み制御棒の内包物である B_4C 粉体を水中へ拡散させずに減容収納することを目的に，プレス加工と水中プラズマ溶断の組み合わせで B_4C 粉体の拡散防止切断手法を検討し，その効果について報告する。

キーワード：減容，使用済み制御棒，B_4C 粉体，水中プラズマ

1. 緒言

使用済み制御棒は余裕深度処分の対象として埋設処分を計画している[1]。制御棒は全長約 4m に対し，余裕深度処分容器は縦 1.6m，横 1.6m，高さ 1.2m 又は 1.6m[2]であるため，使用済み制御棒の収容には切断処理が必要となる。一方，使用済み制御棒を短冊に切断するとその内包物である B_4C 粉体が水中へ拡散し，汚染の拡大とその 2 次処理負担の増加が生じる。そしてその対策に有効な切断技術が確立されていない。そこで内包物の拡散防止を目的とした切断技術の実験を行い，プレス加工と水中プラズマ溶断を組み合わせた切断技術を提案し，その拡散防止の効果を検討した。

2. 実験内容

2-1. 実験方法

まず制御棒模擬試験片をプレスし、次に実際の制御棒と同じ水中の姿勢で水中プラズマ溶断実験を実施した(図 1)。B_4C 粉体の拡散を防止する加工条件はプレス加工とプラズマ照射条件の均衡が重要なうえで，一般的に水中で鋼を切断するプラズマ照射条件に対し，単位時間あたり 10 分の 1 程度のエネルギー量を基本とした。そして B_4C 粉体の拡散状況として，水中プラズマ切断後の水槽水全量を回収し水中に拡散した B_4C 粉体量と，切断後の試験片を分析し，その試験片に進入した水分を評価した。

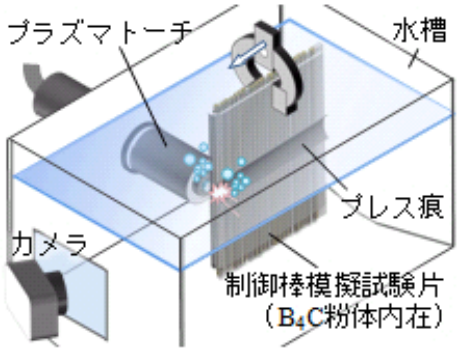


図1　水中プラズマ溶断実験の構成

2-2. 結果及び考察

提案した手法にて，切断面(溶断面)の内部を暴露せずに溶着できることを確認した(図 2)。そのときの水中へ拡散した B_4C 粉体は 300mg，その水中プラズマ溶断で切断した試験片に進入した水分量は 2.4mg と僅かであった。

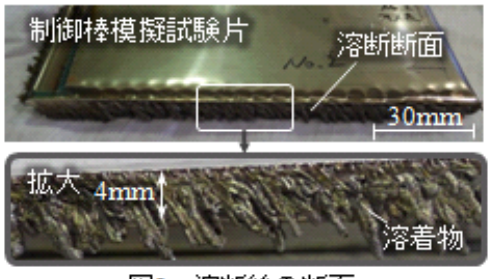


図2　溶断後の断面

3. 結論

提案した手法について実験的に検討を行い，内包物である B_4C 粉体の拡散防止に効果があることを得た。今後は実際の制御棒の長さ(約 4m)から減容処理を行い，実機適用性について検討する。

参考文献

[1] 原子力規制庁；廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討状況について (2015)
[2] 日本原子力学会標準；余裕深度処分対象廃棄体の政策要件及び検査方法 (2015)

*Makoto Tatemura[1], Tomohiro Endo[2], Masatoshi Itagaki[2], Yoshiki Kurosawa[3], Hideki Yamai[2], Yutaka Kometani[2] and Minoru Masuda[2] ; [1]Hitachi, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]Hitachi Urban Investment

非破壊環境下での簡易的γ線測定方法の調査

Technology survey on in-situ simple γ-ray measurement

*副島 吾郎[1]，門脇 春彦[1]，岩井 紘基[1]，中村 保之[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

施設の解体等の廃止措置作業を安全かつ合理的に進めるためには、施設の残存放射能量を的確に把握する必要がある。このため、「ふげん」では施設の汚染状況調査を行ってきている。本発表では、簡易的に施設の汚染状況を把握する手法として考案した非破壊環境下でのγ線測定による残存放射能量の評価方法の調査状況について報告する。

キーワード：廃止措置、ふげん、γ線測定、残存放射能量評価

1. 緒言

「ふげん」では、実機材から試料を採取し、核種分析により放射能濃度を評価することで施設の汚染状況調査を行ってきている。従来から実施しているこの調査手法は、精度の高い分析値を得られる利点がある一方、化学分析設備と分析作業員として蓄積された専門的な経験や知見の両方が不可欠であり、また、比較的長い分析期間と相当の費用を必要とすることが 1 つの課題となっている。

今後調査を継続する上で、試料採取による核種分析と、それを補完するための放射線測定器を用いた非破壊環境下での簡易的γ線測定方法(以下「簡易測定方法」という。)を組合せた放射能濃度評価手法の確立を目指し、調査に着手した。

2. 簡易測定方法の概念

これまでの汚染状況調査の結果、「ふげん」施設の汚染は、γ 線放出核種である Co-60 が支配的であること、また H-3 を除く β 線及び α 線放出核種がほぼ存在しないことが判明している。簡易測定方法とは、この特徴に着目して、対象物の外側から可搬型 NaI(Tl)スペクトロメータを用いて γ 線を測定し、取得したγ線エネルギースペクトルにおける Co-60 等の計数率から、測定時の幾何効率や遮へい効果、検出器効率等を考慮して放射能濃度を評価するものである。

この簡易測定方法で評価した Co-60 等の放射能濃度を汚染の指標とし、施設の汚染レベルや汚染偏在の有無等を網羅的に把握し、従来の核種分析による調査方法を補完する位置付けで活用していくことを目指している。

3. γ線測定作業とその結果

簡易測定方法に基づく放射能評価に係る精度検証及び課題抽出のため、平成 28 年度の調査では、過去の汚染状況調査により放射能濃度が既知の配管近傍を対象として γ 線測定を行い、取得したγ線エネルギースペクトルにおける Co-60 計数率から放射能濃度を評価した。簡易測定方法に基づく Co-60 の計数率及びこの計数率から評価した放射能濃度、採取試料の核種分析に基づく放射能濃度を表 1 に、またこれら 2 通りの方法で求めた放射能濃度評価値の比較結果を図 1 に示す。

この結果から、簡易測定方法による放射能濃度の評価精度は、グロス計数率に比べバックグラウンド計数率が十分に低い場合には良好であり、バックグラウンド計数率が正味計数率と同程度以上である場合に低下する傾向が確認された。本手法の実用化にあたっては、これらの特徴を踏まえた測定条件の設定等を行うことで、簡易測定方法が現場で適用可能な手法である見通しを得た。

今後も、簡易測定方法の現場での適用に向けて、バックグラウンドの影響を可能な限り除外でき、かつ可搬性をも考慮した適切な遮へい機能の採用や、測定条件並びに放射能濃度評価方法の最適化等の検討を進めていく。

表 1 簡易測定方法及び核種分析による放射能濃度評価値

	簡易測定方法		採取試料の核種分析(比較対象)
	グロス計数率※1 (バックグラウンド計数率※1) [cpm]	放射能濃度※2 [Bq/t]	放射能濃度※2 [Bq/t]
系統A	約30,000(約1,500)	2.8×10^{7}	4.2×10^{7}
系統B	約600(約200)	2.9×10^{5}	1.3×10^{6}
系統C	約20,000(約 7,500)	5.0×10^{6}	2.1×10^{8}
系統D	約3,000(約1,500)	1.6×10^{6}	1.3×10^{4}

※1 Co-60放出γ線ピーク(1173keV)
※2 平成28年7月15日時点に減衰補正した値

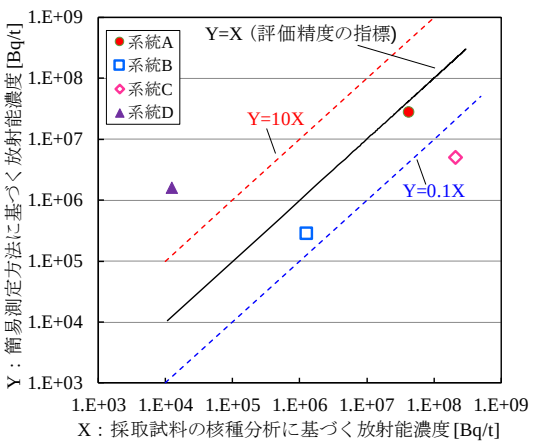


図 1 放射能濃度評価値の比較結果

*Goro Soejima[1], Haruhiko Kadowaki[1], Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1E01-07] Thermal-Hydraulics in Fuels

Chair:Takeshi Takeda (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:05 AM - 12:00 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E01] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], Masahiro Furuya[2] (1. Hitachi-GE, 2. CRIEPI)

10:05 AM - 10:20 AM

[1E02] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE)

10:20 AM - 10:35 AM

[1E03] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1], Takahiro Arai[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:35 AM - 10:50 AM

[1E04] Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1], Takahiro Arai[3] (1. Hitachi, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

10:50 AM - 11:05 AM

[1E05] Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2] (1. KEPCO, 2. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM

[1E06] Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[1E07] Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

*Keito Kamei[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（1）全体研究計画

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(1) Outline of research plan

*木藤 和明[1]，上遠野 健一[1]，宇井 淳[2]，古谷 正裕[2]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

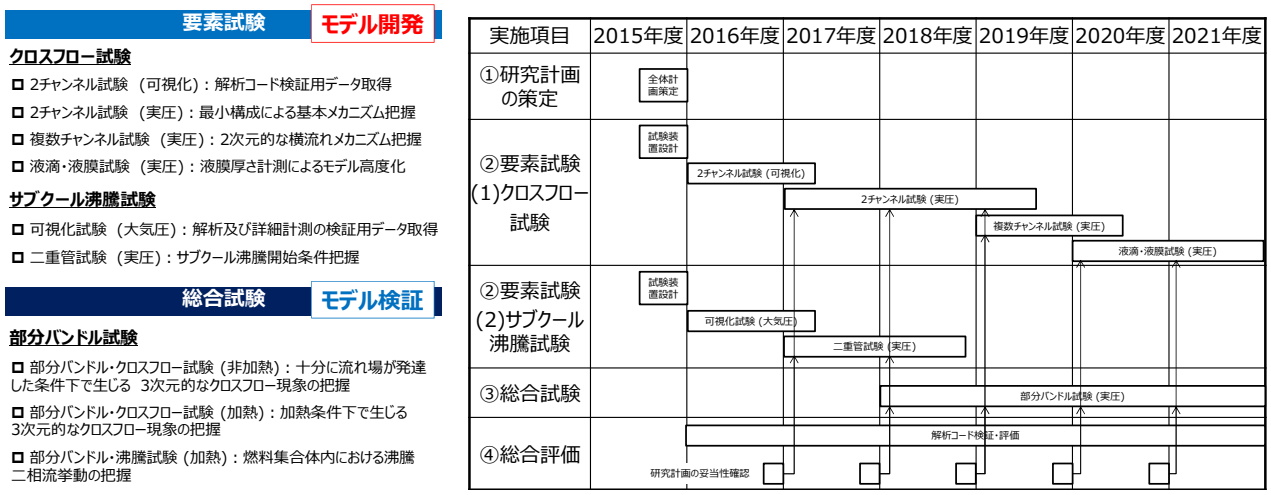
BWR 燃料集合体内の冷却水挙動を評価する熱水力解析シミュレーション手法を高精度化するために，BWR 定格運転条件でクロスフロー及びサブクール沸騰挙動を測定する試験計画を策定した。

キーワード：BWR 燃料集合体，クロスフロー，サブクール沸騰，PIRT

1. 緒言　既設軽水炉の事故リスク低減の観点で，炉心設計や原子炉の安全性評価のために，炉心の冷却水挙動の解析に必要となる熱水力解析シミュレーション手法を高精度化することが重要である。特に，沸騰水型原子炉（BWR）の燃料集合体内冷却水の 3 次元挙動把握，及び熱水力解析手法高度化のためには，「クロスフロー」（燃料集合体内における気液二相流の横流れ）及び「サブクール沸騰」（沸騰開始位置近傍における気泡の発達）挙動を適切に評価することが必要である。本プロジェクトでは，BWR 定格運転条件で「クロスフロー」と「サブクール沸騰」について空間分解能の高い試験データを取得し，熱水力解析シミュレーション手法の高精度化に活用可能なデータベースの構築を目指している。

2. 試験計画　BWR 燃料集合体内の冷却水の気液二相流挙動の把握と，それによる熱水力解析手法の高度化に向けた試験計画を，重要現象の抽出ツールである PIRT や，試験項目の妥当性を確認する評価マトリクスを活用し，取りまとめた。表 1 に全体試験工程を示す。試験はモデル開発のための要素試験と，モデル検証のための総合試験から構成されている。日立ＧＥ及び電中研の熱水力試験ループを活用し要素試験を分担することで，効率的に試験を進めていく計画である。

表 1　全体試験工程



謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

*Kazuaki Kito[1], Kenichi Katono[1], Atsushi Ui[2], and Masahiro Furuya[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（2）BWR 実温実圧 2 サブチャンネル・クロスフロー試験計画

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(2) Test plan for measurement of cross-flow behavior in two-subchannel under rated condition of BWRs

*細井 秀章[1]，上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，綿引 直久[1]，長澤 雄真[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

BWR 燃料集合体内クロスフロー現象を解明するため，2 サブチャンネル領域を模擬した体系での BWR 実温実圧試験を計画するとともに，熱平衡クオリティ計測手法を低圧条件下の要素試験で確認した。

キーワード： BWR，燃料集合体，気液二相流，クロスフロー

1. 緒言

BWR 燃料集合体内のクロスフロー現象を解明するため，実温実圧条件下（圧力 7.2 MPa，温度 288 ℃）で，2 サブチャンネルを模擬した試験体を用いてクロスフロー挙動に影響を及ぼす物理現象と気液相のクロスフロー量（CF 量）を評価する試験を計画している。

2. BWR 実温実圧試験の概要

図 1 に BWR 実温実圧試験装置の概要を示す。試験体は BWR 燃料の 2 サブチャンネル領域を模擬しており，両サブチャンネル間を仕切っている仕切板の高さ方向の一部に連通部を設け，連通部でクロスフローを発生させる。図 1 中の熱平衡クオリティ計測系において，凝縮器での交換熱量から熱平衡クオリティを計測し[1]，各チャンネルの蒸気流量に換算した後，入口で計測した蒸気流量との差から蒸気の CF 量を求める。

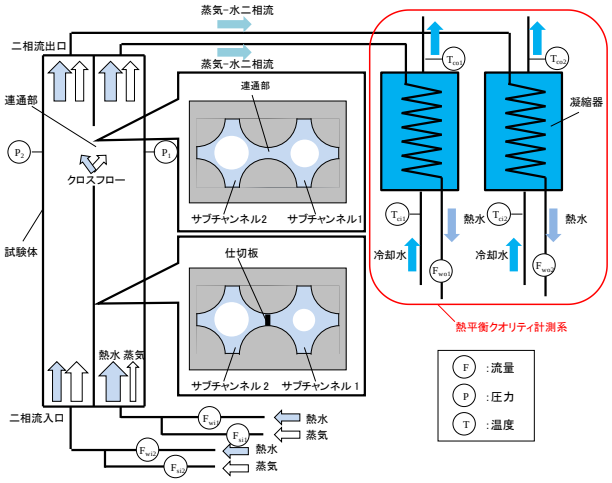


図 1　BWR 実温実圧試験装置の概要

3. 熱平衡クオリティ計測手法

BWR 実温実圧試験に向け，図 1 に示した熱平衡クオリティ計測系の評価誤差を確認するため，単管と単管出口に接続した凝縮器を用い，質量流束 1500 kg/m^2/s，圧力 2.0 MPa の条件下で水－蒸気試験を実施した。入口流量計測結果から評価した熱平衡クオリティ($x_{eq,in}$)と，凝縮器冷却水の出入口温度差から熱交換量を求めて評価した熱平衡クオリティ($x_{eq,con}$)を比較した結果を図 2 に示す。本条件下では，$x_{eq,con}$ は $x_{eq,in}$ と 0.02 以内の差で一致した。BWR 実温実圧試験でも本クオリティ計測手法で蒸気 CF 量を評価する計画である。

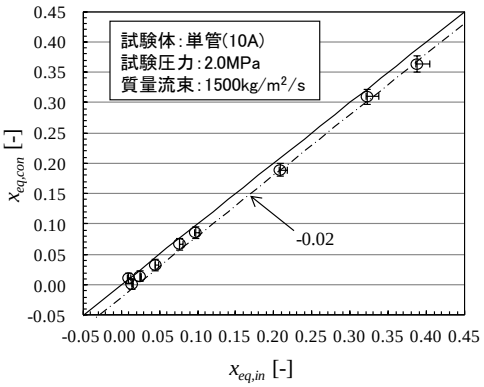


図 2　熱平衡クオリティ評価結果

謝辞　本研究は資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

参考文献　[1] R.T. Lahey et.al., *AEC Reserch and Development Report*, GEAP-13049, (1970)

*Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Naohisa Watahiki[1], Yuma Nagasawa[1], Kenichi Yasuda[1] and Kazuaki Kito[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(3) 大気圧サブクール沸騰試験

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(3) Experiments of subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*宇井 淳[1]，古谷 正裕[1]，滝口 広樹[1]，白川 健悦[1]，新井 崇洋[1]
[1]電力中央研究所

大気圧及び BWR 条件のサブクール沸騰試験の計画を紹介するとともに，透明容器による二重管サブクール沸騰試験設備を用いて，気泡及び液相の流動を二方向から高速度カメラで撮影した結果等について述べる。

キーワード：サブクール沸騰，気泡可視化，三次元再構成，Particle tracking velocimetry (PTV)

1. 緒言　沸騰水型原子炉(BWR)の炉心・燃料設計及び安全評価に関わる核熱結合解析は，解析技術の発展とともに高度化・詳細化してきたが，核計算に比べ熱水力計算の空間分解能は粗いため，更なる高度化のためには燃料集合体内の各所のボイド分布等の予測精度を高める必要がある。特に，燃料集合体内のサブクール沸騰について，その開始条件，ボイド率の鉛直方向の空間分布，ボイド率の時間変化等を，実験を通じて把握することが重要である。過去に多くの沸騰二相流の研究が行われてきたが，本研究では，沸騰伝熱モデルの高度化に資する二相流データベースを拡充していくため，最新の計測技術を用いて大気圧条件におけるサブクール沸騰可視化試験を行った。

2. 試験方法　試験部は，鉛直方向に 2m，八角形の外周，内径 21.5mm のポリカーボネイトの流路に，直径 10mm の間接通電発熱ロッドを設置した二重管構造とした。入口温度を 80～98℃，入口流速を 1.5～3.0m/s，線出力密度を 4.5～20kW/m (143～637kW/m^2)として試験を行った。45º の角度で設置した高速度ビデオカメラにより，二方向からサブクール沸騰の気泡を撮影した（図 1)。液相の挙動については，ローダミン B を染色した 30～70μm のナイロン粒子をトレーサとして投入し，LED ライトで照射して撮影した。また，加熱ロッドの表面に光ファイバセンシングシステム(FBI-Gauge)を埋め込み，軸方向に連続線上のロッド表面温度を計測した。

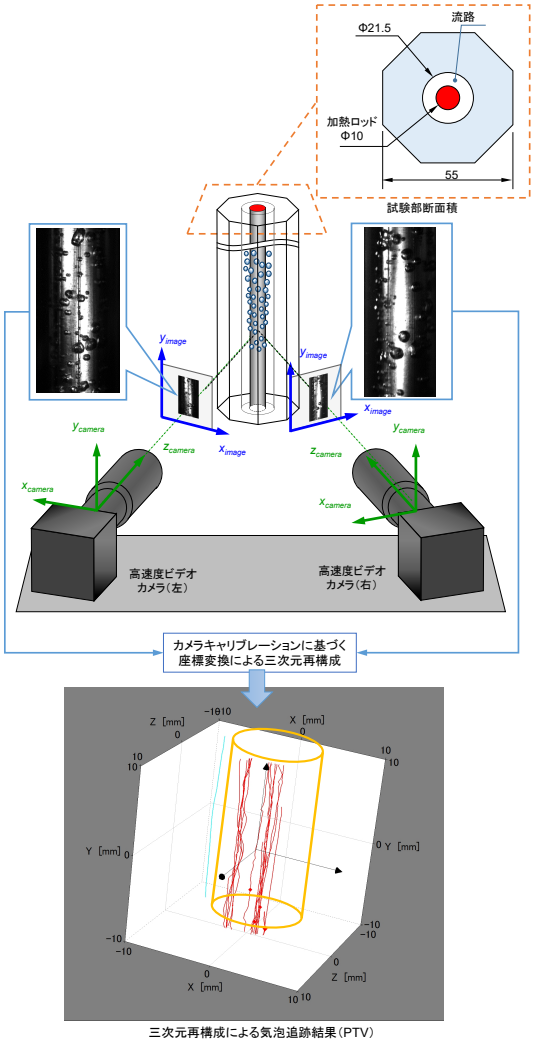


図 1　三次元再構成による気泡追跡結果

3. 結果　サブクール沸騰時の気泡径，気泡速度，ボイド率等のデータを取得するとともに，高ボイド域を除く条件で，二方向からの撮影による三次元の気泡追跡が実施可能であることを確認した。

4. 結言　今後実施予定の X 線 CT によるサブクール沸騰の可視化結果と本可視化結果を比較するとともに，BWR の高温高圧条件でのサブクール沸騰試験を実施していく予定である。

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発)」として実施したものである。

*Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Takahiro Arai[1]
[1]CRIEPI

燃料露出過程の炉内流動評価
（15）燃料集合体体系における模擬燃料棒間隔がボイド率へ及ぼす影響

Thermal hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(15) Influence of rod-pitch on void fraction distribution in an unheated 5×5 rod bundle

*上遠野 健一[1]，藤本 清志[1]，青山 吾朗[2]，長澤 雄真[2]，永吉 拓至[1]，新井 崇洋[3]

[1]日立，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[3]電力中央研究所

3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて，模擬燃料棒間隔が異なる 3 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定し，事故時の燃料露出過程を想定した低流量条件におけるボイド率特性を明らかにした。

キーワード：ボイド率，3 次元時間平均 X 線 CT システム，燃料集合体，多目的蒸気源試験装置 HUSTLE

1. 緒言　燃料露出過程の炉内二相水位評価精度向上を目的とし，広範囲の圧力条件における非加熱・5×5 模擬燃料集合体内ボイド率を，3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いて測定している[1]。本研究では，水力等価直径がボイド率分布へ及ぼす影響を評価するために，大気圧近傍～BWR 通常運転圧力近傍までの圧力条件で，炉内水位が低下し燃料が露出する過程で想定される流動条件を包含する低流量条件において，模擬燃料棒間隔（ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ）が異なる 3 種類の 5×5 模擬燃料集合体内のボイド率分布を測定・比較した。

2. 試験　多目的蒸気源試験装置 HUSTLE から模擬タイプレートを通して蒸気－水二相流を試験体へと供給した。本研究で用いた 3 種類の模擬燃料集合体の形状を表 1 に示す。ボイド率の計測には差圧計及び 3 次元時間平均 X 線 CT システムを用いた。試験は全質量流束 500 kg/m^2/s（BWR の自然循環流量相当）以下で実施した。

表 1　5×5 模擬燃料集合体形状

試験体	基準	ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ小	ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ大
模擬燃料棒径	10 mm （共通）		
ﾛｯﾄﾞﾋﾟｯﾁ	13 mm	12 mm	14 mm
ﾁｬﾝﾈﾙﾎﾞｯｸｽ内幅	68 mm	62 mm	73 mm
水力等価直径	11.5 mm	8.3 mm	15.0 mm

3. 結果・考察　図 1 に圧力 7.0 MPa における集合体内ボイド率の蒸気質量流束依存性を示す。燃料棒間隔が狭い場合は燃料棒が気泡に及ぼす影響が大きくなるため断面平均ボイド率が低下すること，また，燃料棒間隔が大きい場合は燃料内の横流れの影響により同じく断面平均ボイド率が低下することを確認した。なお，2.0 MPa の低圧条件では，7.0 MPa と比較すると気泡径が大きくなり得るため，今回の試験で比較に用いた試験体ではいずれも，燃料棒が気泡に及ぼす影響が同程度であり，燃料棒間隔がボイド率へ及ぼす傾向に有意な差は見られなかった。

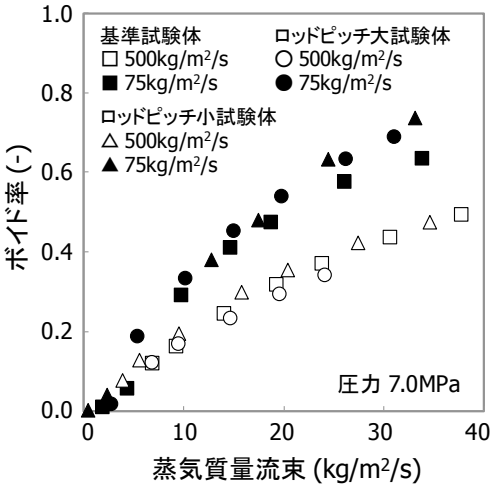


図 1 ボイド率の蒸気質量流束依存性

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）」として実施した。

参考文献　[1] 野崎他，日本原子力学会 2014 年秋の大会，J30 (2014)

*Kenichi Katono[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Goro Aoyama[2], Yuma Nagasawa[2], Takuji Nagayoshi[1] and Takahiro Arai[3]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

可搬型スプレイ放水時の燃料集合体内部の流動に関する研究

Research on a flow inside the fuel assembly by a portable spray

*山田 晃司[1]，石崎 浩治[1]，新村 逸太[1]，
竹内 淳一[2]，西崎 千博[2]，近藤 喜之[2]，小室 吉輝[2]，児玉 敦司[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）の事故時対策の放水設備として、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は SFP に保管された燃料集合体上部に散布され液滴となり、燃料集合体内部へ流入する。SFP の未臨界性評価条件の保守性を確認する観点から、燃料集合体内部の流動現象の把握を目的として、実験により燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）及び燃料棒表面の液膜厚さ分布を計測した。

キーワード：使用済燃料ピット、可搬型スプレイ、燃料集合体

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。SFP の未臨界性評価条件の保守性を確認する観点から、各種センサを用いて燃料集合体内部の液滴の存在率等を計測した。

2. 評価方法

2-1. 実験体系と測定原理

SFP 保管燃料へのスプレイ放水を模擬するため、実機同等の液滴径分布を有するスプレイを用意し、実機燃料を模した供試体の上部より散水する体系とした（図 1）。二針式光学プローブ（BOP）（図 2）を用いて燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）を取得し、多点電極式液膜センサ（図 3）を用いて燃料棒表面の周方向 8 箇所の液膜厚さ分布を取得した。

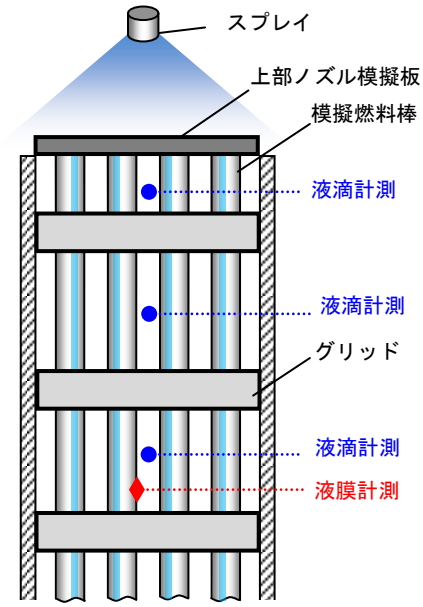


図 1　試験装置概略図

2-2. 液滴の存在率（空間密度）計測

実機条件を含むスプレイ水量及び水温をパラメータとして径方向断面で複数点の液滴存在率を取得し、計測位置近傍の代表面積の重み付けを考慮して平均を算出することで、燃料棒に囲まれた空間の存在率を求めた。軸方向にも複数点計測した結果、当該空間の平均的な液滴存在率（空間密度）は 1×10^{-3} g/cm^3 未満であることを確認した。

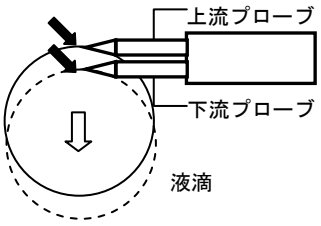


図 2　BOP 模式図

2-3. 液膜厚さ計測

液滴計測と同一条件で燃料棒表面の流況を観察した結果、筋状液膜が確認された。液膜センサ上でも偏り（筋状液膜）が確認された。同センサでは液膜断面積が計測されることから、これが燃料棒表面に均一に分布すると仮定した場合の平均液膜厚さを算出した結果、最大で 0.04mm を得た。

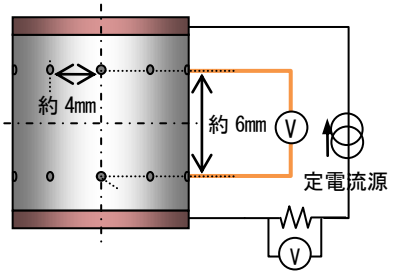


図 3　液膜センサ模式図

3. 結論

燃料集合体内部の流動現象の把握を目的に、実機同等のスプレイと実機燃料を模した供試体を用いた実験を行い、燃料棒に囲まれた空間の液滴存在率（空間密度）及び燃料棒表面の液膜厚さ分布を得た。

*Koji Yamada[1], Koji Ishizaki[1], Hayata Shimmura[1], Junichi Takeuchi[2], Chihiro Nishizaki[2], Yoshiyuki Kondoh[2], Yoshiteru Komuro[2], Atsushi Kodama[2]
[1]KEPCO, [2]MHI

4×4 バンドルにおける気液二相流ボイド率分布の計測
(2) 高温高圧条件蒸気－水実験によるボイド率分布計測

Measurement of Void Fraction Distribution in Two-Phase Flow in a 4×4 Bundle

(2) Measurement of steam-water two-phase flow under high temperature and pressure conditions

永武 拓[1]，上澤 伸一郎[1]，柴田 光彦[1]，*吉田 啓之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

低流速時における炉心内気液二相流挙動把握のために、高温高圧の蒸気－水を用いて実施したワイヤーメッシュセンサーによる模擬燃料集合体内ボイド率分布計測試験の結果を報告する。

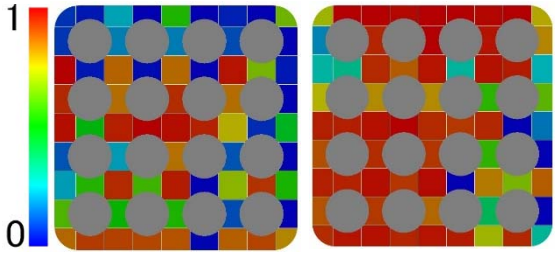
キーワード：ボイド率分布，二相流，ワイヤーメッシュセンサー，燃料集合体

1. 緒言

過酷事故を含む事故時の炉心冷却を評価する上では、ポンプなどが停止した低流速条件での気液二相流の挙動の把握が重要となる。本研究では、低流速時における炉心内の気液二相流挙動を実験的に把握するため、ワイヤーメッシュセンサー(WMS)[1]を用いて模擬燃料集合体内ボイド率分布の計測を行っている。本報では、4×4 の非発熱模擬燃料集合体試験装置を用いて、蒸気－水系二相流のボイド率分布を、0.1MPa から 2.6MPa までの範囲において計測した結果について報告する。

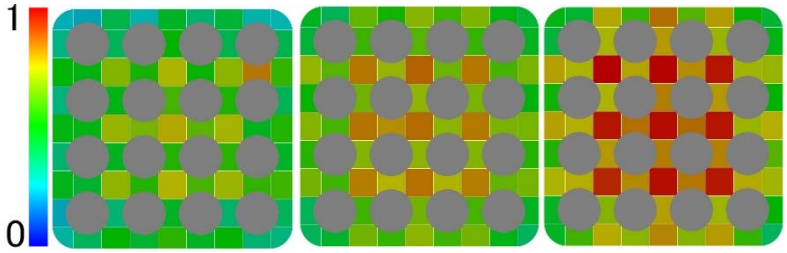
2. 実験装置及び結果

試験装置は既報[2]と同様である。試験装置内部には 4×4 模擬バンドルを有するとともに、WMS(9×9)を軸方向二箇所に設置している。図 1 に、計測した瞬時ボイド率分布の一例を示す。低蒸気流量ではサブチャンネル中心に比較的ボイド率が高い領域があり、蒸気流量の増加に従い、全体的にボイド率が上昇している。図 2 に、大気圧、1.5MPa、2.6MPa における時間平均ボイド率を示す。WMS により、模擬燃料集合体の中心部のサブチャンネルに蒸気が集まること、圧力の上昇とともに全体的に増加する傾向があることが確認できた。



(a) 蒸気流量 100*l*/min.　(b) 蒸気流量 200*l*/min.

図 1 計測した瞬時ボイド率分布の一例
(1.5MPa，水流量 1000kg/h)



(a) 0.1MPa　(b) 1.5MPa　(c) 2.6MPa

図 2 時間平均ボイド率分布 (蒸気・水流量, 200*l*/min.・3000kg/h)

3. まとめ

4×4 バンドル体系において WMS を用い、0.1MPa から 2.6MPa までの範囲において蒸気－水二相流ボイド率分布を計測した。今後は、データの取得と整理を進め、データベースを構築する。また、データベースを用いて二相流相関式の評価、二相流 CFD コードの検証などを行う予定である。

参考文献

[1] Prasser, H.-M., et al., Proc. of the 2nd Japanese–European Two-Phase Flow Group Meeting, pp 41-58, Tsukuba, Japan (2000).

[2] 劉，他，日本原子力学会 2016 年春の年会，3C04, (2016)

Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], *Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ミキシングベーンによる DNB 熱流束向上に関する研究

Study on the DNB heat flux improvement by mixing vanes

亀井　恵斗[1]，師岡 慎一[1]

[1]早稲田大学

DNB は PWR 燃料の安全指標の 1 つであり、正確に予測することは重要である。しかしながら、現在 DNB は膨大な費用と時間を要する実験により評価されている。本研究の目的は、垂直円管内にミキシングベーン付きスペーサを設置することによる DNB 熱流束向上を計算により予測することである。本報告では、ミキシングベーンを設置することで円管内冷却材温度分布の一様化を図れたことを示す。

キーワード：DNB, mixing vane, PWR, CFD, Spacer

1. 目的・背景

本研究の最終目的は、垂直円管内にミキシングベーン（MV=Mixing vane）付きスペーサを設置し、DNB（Departure from Nucleate Boiling）熱流束を向上させることである。DNB 熱流束は燃料設計において重要な安全指標であり、向上させることは、運転出力の増大など経済性の観点からも重要といえる。現在、MV 付きスペーサによる DNB 熱流束はモックアップ試験により評価されているため、数値解析により導くことができれば開発期間の短縮ひいては燃料性能の最適化につながる。

2. 先行研究

山田らは、垂直円管での蒸気ブランケットモデル[1]および均質核生成モデルに基づく DNB 熱流束の予測に関する研究を行い、精度±30%の予測手法を構築した[2]。MV 付きスペーサによる DNB 熱流束の増加は、試験データから導出された相関式から評価されており[3]、蒸気ブランケットモデルによる評価の報告は筆者の知る限り公開されていない。CFD により流路内の流速分布などの情報を得る試みがなされているが[4]、MV などへの適用はされていない。

3. 解析

3-1. 解析手法

図 1 のような MV 付きスペーサ[5]と、それを設置した図 2 のような管径 17[mm], 加熱長 1.32[m]の垂直加熱円管体系での加熱面近傍の冷却材温度分布を CFD 解析により求める。CFD ソフトは、OpenFOAM-v2.3 を用いた。算出した冷却材温度分布を山田らの DNB 予測手法に反映し、DNB 熱流束を予測する。

3-2. 解析結果

図 3 は CFD で算出した MV 付きスペーサ有り無しの垂直円管における壁面近傍冷却材温度分布である。MV が冷却材の流れを垂直方向から壁面に向かう流れに変化させたため、温度が低いバルク液が壁面近傍に流れ壁面近傍の冷却材温度が低下した。

4. 結論

MV 付きスペーサを円管内に設置することで冷却材温度分布の一様化を図れた。今後は冷却材温度分布を山田らの予測手法へ適応し DNB 熱流束とその発生点の予測を行う。

参考文献

[1] W. Liu, et al.Int. J. Heat Mass Transfer. 43, 2000, pp.3371-3390, [2] 山田充ら．機論,Vol. 80 (2014) No. 814 p. TEP0157, [3] Ahn Seung Hoon et al Journal of the Korean Nuclear Society vol. 33(3); p. 283-297, [4] Xiaochang et al. Nuclear Engineering and Design 267:10–22・February 2014, [5] 高木航ら．円管流路内の混合翼付グリッドスペーサが環状流の液滴再堆積量に及ぼす影響，日本混相流学会混相流シンポジウム 2016

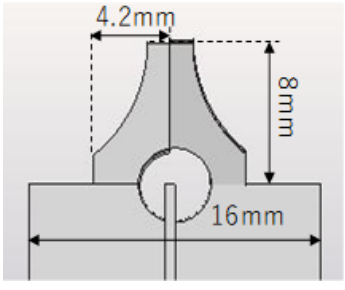


図 1. MV 付きスペーサ

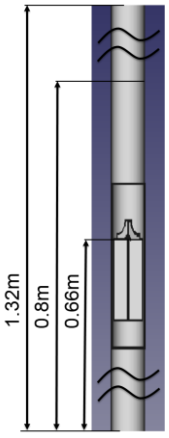


図 2.垂直加熱円管

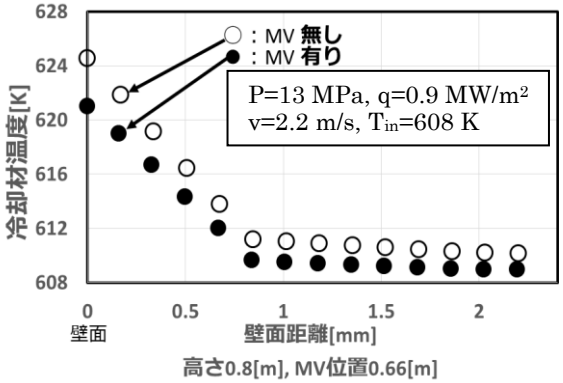


図 3.壁面近傍冷却材温度分布

* Keito Kamei[1], and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ.

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

[1E08-12] Severe Accident of Fukushima Daiichi 1

Chair:Tadashi Narabayashi (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:05 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Davide Concu[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2], Takeshi Sakai[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. IAE)

3:30 PM - 3:45 PM

[1E12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1] (1. The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(90) SAMPSONによる福島第一1号機RPV外の事象の感度解析

(90) Sensitivity analysis of Fukushima Daiichi unit 1 ex-vessel scenario by the SAMPSON code

*D. Concu[1], M. Pellegrini[1], M. Chaki[1] and M. Naitoh[1]

([1]エネルギー総合工学研究所)

The phenomena taking place during a severe accident are complicated and difficult to predict using integral codes, especially during the ex-vessel phase of the accident, where the experimental database is still poor (particularly with respect to the scale), and the models have more modeling parameters, are less general and not well validated. Therefore a stand-alone analysis using as boundary and initial conditions the available data of the accident seems to be a more accurate approach than an integral calculation, even if for this procedure the quality of information is essential.

KEYWORDS: MCCI, Severe Accident, Sensitivity Analysis, 3D simulation

1. Introduction

In this paper, a sensitivity study on the ex-vessel accident progression in the 1F1 based on the best available information at this time were performed. The work has been carried-out coupling the Debris Spreading Analysis (DSA1) and the Containment Vessel Phenomena Analysis (CVPA) modules of SAMPSON code. Different sets of boundary conditions have been selected for each test case, in order to perform the sensitivity analyses within a broader spectrum of possible scenarios.

2. Results

The results obtained has provided a basis for making judgments concerning a preliminary evaluation of the debris distribution inside the PCV and concrete mass eroded following the Molten Core Concrete Interaction (MCCI). The DSA1 code predicts a dissimilar spreading area for cases with a different initial debris mass and same initial debris temperature (Figure 1). The code predicts a clear anisotropic concrete ablation for siliceous/basaltic concrete. At about 90 h the D2, D4 cases of this sensitivity analysis reach the steel liner deepest level (-2.83 m), while for D1 and D3 calculations the debris maximum depth predicted is -2.52 m (Figure 2). The concrete ablation tends to develop along the diagonal on which the floor pits are located, where erodes the wall pedestal and reaches the D/W sump.

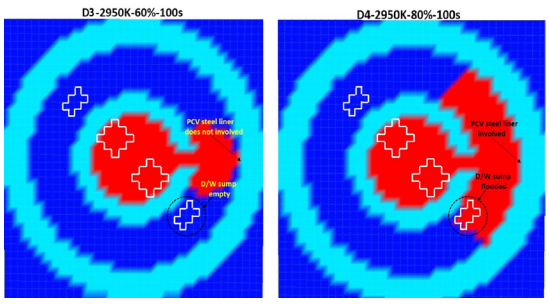


Figure 1: Debris spreading configuration, cases D3 and D4, 60% and 80% of fuel i.i. respectively

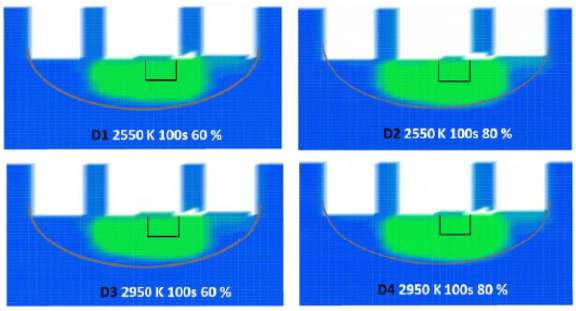


Figure 2: Concrete ablation, left to right, top to bottom. Cases D1, D2, D3 and D4

3. Conclusions

The debris mass poured in the pedestal zone is one of the parameters that most affects the debris spreading configuration: the cases with a higher amount of corium released from the RPV show a wider relocation area in the drywell outside the pedestal. This parameter also has a high impact on the amount of concrete ablated in the containment floor. A calculation involving 80% of fuel i.i. eroded about 18% more concrete than the same one involving the 60%.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（91）炉内状況推定のための実機感度解析によるデブリ拡がり状態の評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(91) Evaluation of Debris Spreading Conditions by Plant Sensitivity Analyses
to Estimate Reactor Inside State

*日高 政隆[1,2]，藤井 正[1,2]，酒井 健[1,2]
[1]IRID，[2]日立 GE

福島第一原子力発電所のデブリ取出しに向けては，格納容器（PCV）床の炉心溶融物（デブリ）の拡がりとその後の長期侵食予測における解析の不確かさ低減が重要である。デブリ落下状態の影響を評価するため，SAMPSON コードのデブリ拡がり挙動解析（DSA）モジュールを用いて実機感度解析を実施し，格納容器床上のデブリの拡がり挙動に支配的なパラメータを明確化した。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，SAMPSON，デブリ拡がり，コンクリート侵食

1. 緒言：福島第一原子力発電所(1F)の廃炉におけるデブリ取出し工法の選定やコンクリート床内部の状況把握に，解析コードの活用が期待される。これまでに 3 次元のデブリ熱流動と侵食の連成モデルを有するデブリ拡がり解析(DSA)モジュール[1]に，デブリ内への侵食コンクリートの移流拡散モデルを組み込む高度化を行い，実機体系での試解析を実施した[2]。本報では，PCV 内部調査データと比較してデブリ落下挙動を同定する目的で，1F-1 号機の床面形状を模擬し，デブリ拡がりの感度解析を実施した。

2. 解析体系と解析結果

1F-1 号機の格納容器床面に配置された構造物やサンプピットを，コンクリートセルで模擬し（図１），デブリ質量比（炉心総質量に対する落下質量の比），デブリ落下流量，デブリ温度，水位等をパラメータに，実時間 3600 s の解析を 24 ケース実施した。図２に代表的な解析結果を示す。

(1) 高過熱度のデブリでは，拡がり面積の支配的パラメータはデブリ質量比（炉心総質量に対する格納容器床への落下デブリ割合）である（図３）。デブリ拡がり面積は，落下流量に対して比較的弱い依存性を示したが，高過熱度の範囲ではデブリ温度に関しては顕著な差異は見られなかった。
(2) 落下デブリの温度が低いケースでは，デブリはペデスタル内に留まった。
(3) 解析と PCV 内部調査結果が整合するデブリ質量比を推定し，長期解析を進めると合理的である。

謝辞　本件は，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」において IRID の組合員である日立 GE ニュークリア・エナジー㈱が実施した成果の一部をとりまとめたものである。

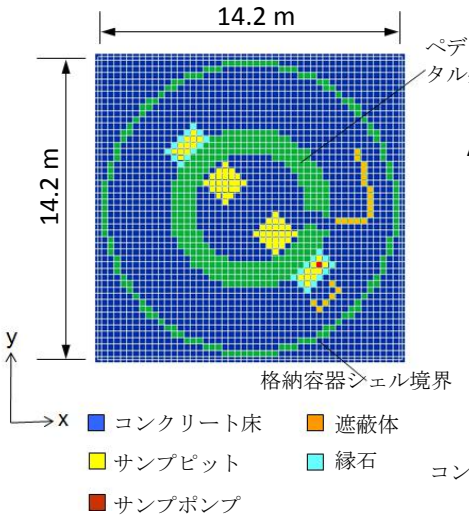


図１　解析体系

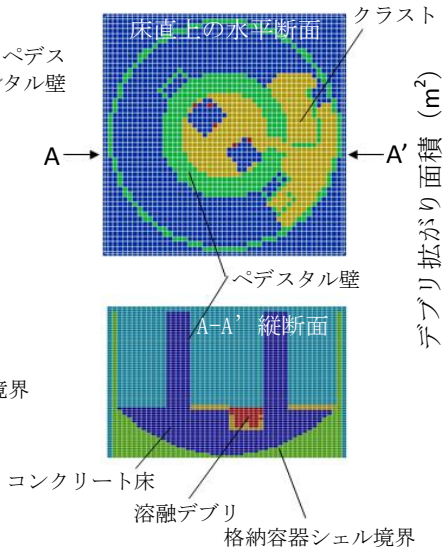


図２　床直上の水平断面と縦断面のデブリ分布

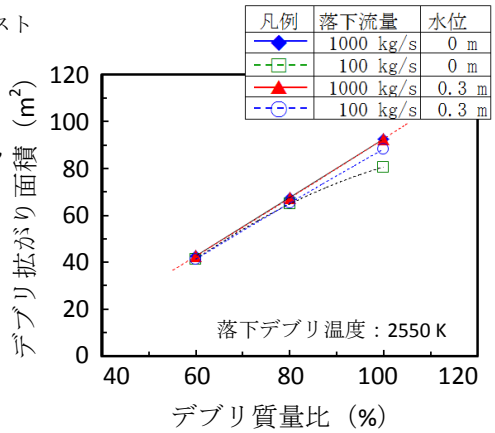


図３　現象支配パラメータの評価

参考文献[1] Hidaka, M, et al., JNST, Vol. 53, No. 9 (2016)，[2]日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集，2C12 (2016)

*Masataka Hidaka[1,2], Tadashi Fujii[1,2] and Takeshi Sakai[1,2]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(92) SAMPSON/POOL3D による福島第一 2 号機解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(92) Fukushima Daiichi Unit 2 plant analysis using SAMPSON/POOL3D

*Antonio Buccio[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], and Masanori Naitoh[1]

([1] エネルギー総合工学研究所)

One of the main issue regards the Fukushima accident is the relatively fast pressure increase observed in the Primary Containment Vessel (PCV) of Unit-2 and Unit-3 that is difficult to be reproduced by the classic lumped parameter approach. Therefore a new three dimensional module, called POOL3D and coupled with the lumped parameter containment module, has been introduced into SAMPSON code in order to obtain a complete temperature distribution inside the S/P. The new module has been tested on Fukushima Unit-2 simulating the first 70 hours after SCRAM and a sensitivity analysis on the torus room flooding has been performed.

Keywords: Thermal-Hydraulics, Suppression Chamber, Thermal Stratification, Several Accident, SAMPSON

1. Introduction

In the Unit-2 a fast PCV pressure increasing has been observed. This behavior could be a consequence of the S/P thermal stratification caused by the prolonged RCIC operation. In the past the PCV behavior has been calculated with SAMPSON [1] using some empirical correlations, but at the same time those correlations introduced a lot of uncertainties. A lumped parameters model is not able to reproduce the thermal stratification and its effects in a deterministic way, therefore a new approach to describe the suppression pool. This new approach is realized introducing a three dimensional discretization of the S/C through POOL3D module that uses a multi-node finite volume approach in order to capture the thermal stratification generated by the steam injection and reproduce its effects on the PCV pressure.

2. Results and methodology

POOL3D is able to provide a full 3D temperature distribution of the S/P. In addition two models representing the steam released from the pool to gas phase have been implemented. The first is a superficial evaporation model [2]. The second model implemented is a partial condensation model based on the PSI experiment [3]. From the accident measurements there is limited information available regarding the flooding of the torus room, therefore different cases with different quantity of sea water injected in the torus room have been performed. In Fig.1 the PCV transient pressure is shown for the different cases and compared against the accidental measurement. Starting from the case without flooding (green line) to the case with highest flooding (black line) the results are quite different.

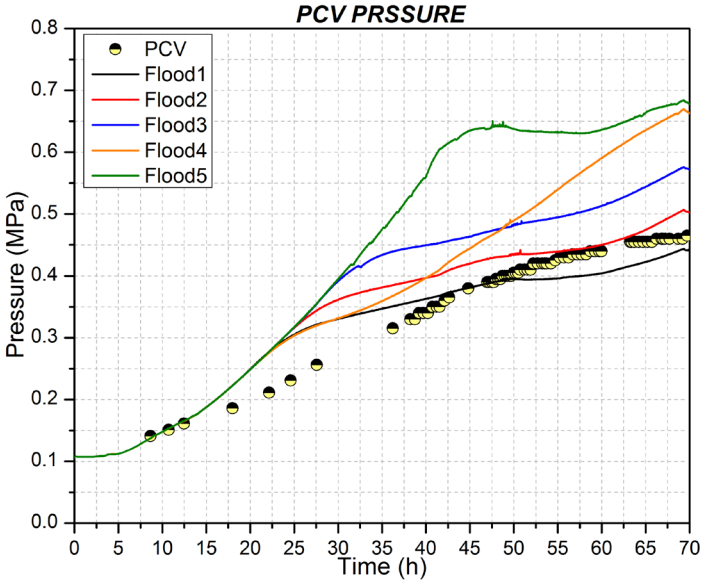


Fig.1: PCV pressure transient for different torus room flooding.

3. Conclusion

The new SAMPSON module POOL3D captures well the pressure increasing, the black and red lines in Fig.1 are the simulations that better reproduces the measurements. From this first analysis it is possible to understand how the boundary conditions affect the results since the water mass surrounding the suppression chamber mitigates the thermal stratification inside the pool and therefore the pressure in the PCV.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

References

[1] A.Takahashi, M.Pellegrini et al. "Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 2 by the SAMPONS Severe Accident Code", ICONE22, 2014.
[2] M.M Shah. Analytical formulas for calculating water evaporation from pools 2008.
[3] C. De Walsche, F. de Cachard, "Experimental investigation of condensation and mixing during venting of a steam/non-condensable gas mixture into a pressure suppression pool."

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(93) SAMPSON コードによる 2 号機デブリ分布の総合的定量評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(93) Comprehensive evaluation for debris distribution in Unit-2 by SAMPSON Severe Accident Code

*木野千晶，吉岡逸夫，茶木雅夫，内藤正則

（一財）エネルギー総合工学研究所

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて、福島原子力発電所 2 号機の最も確からしいデブリ分布に関する知見を得る。また、その不確かさの幅の低減も重要であり、今後検討を進めていく。

キーワード：福島第一原子力発電所，シビアアクシデント，炉心溶融，デブリ分布, SAMPSON

1. 緒言

エネルギー総合工学研究所ではシビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて福島原子力発電所の事故進展シナリオおよび最終デブリ分布を評価している[1]。本研究では実測値や炉内調査結果を含む、これまで得られた様々な知見を用いた総合的評価を通じて、最も確からしいデブリ分布に関する知見を得ると共に、デブリ取り出しに寄与することを目的としている。

2. 事故シナリオの総合的評価

2-1. ２号機における圧力挙動およびデブリ移行挙動

福島第一原子力発電所 2 号機においては 14 日 18 時 02 分頃に主蒸気逃がし安全弁(SRV)が開かれた後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。この圧力挙動解析を通じて、この期間におけるデブリ移行量を評価している。

2-2. 解析結果および今後の課題

SAMPSON-B1.5 を用いた代表的な解析結果を図１に示す。本解析結果では第１ピーク、第２ピーク、第３ピークのそれぞれにおいて、デブリが下部プレナムへ移行したと想定した場合、圧力挙動の再現性が高いことを確認した。また本解析では、第２ピークおよび第３ピークにおいて下部プレナムへデブリが移行した際、水素発生による発熱量を考慮していない。この発熱量は蒸気発生において有意な影響をもたらす可能性があり、検討を進めていく予定である。本研究は経済産業省「平成 29 年度廃炉･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）」の一部として実施した。

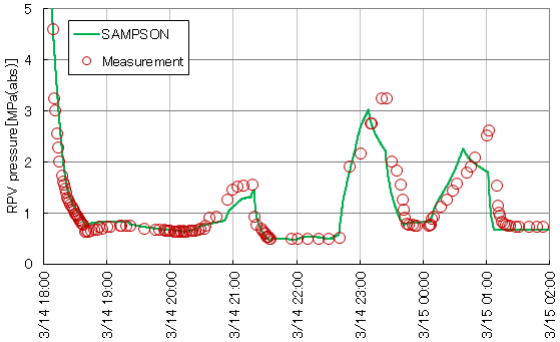


図１ ３圧力ピーク再現解析結果

参考文献

[1] Kino, C. et.al., “THREE PRESSURE PEAKS ANALYSIS FOR THE TEPCO FUKUSHIMA DAIICHI UNIT 2 BY THE SAMPSON CODE, Proc. of 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE25, (2017), ICONE25-68020.

*Chiaki Kino, Itsuo Yoshioka, Masao Chaki and Masanori Naitoh

The Institute of Applied Energy

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(94) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の長時間の感度解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(94) Long term sensitivity analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by the SAMPSON code

* Marco Pellegrini[1], Francesca Longhi[1], Masao Chaki[1], Masanori Naitoh[1]

([1] エネルギー総合工学研究所)

In current Japanese national project we have organized all the available information in order to clarify the known condition of the power plant. Based on such information a best estimate current condition of the plant has been proposed in which MCCI played a major role in the accident determining the large hydrogen generation for the explosion of Unit 3 and Unit 4. Uncertainties remain on the modality of lower head failure and debris discharge as well as on the possibility of water injection during the MCCI. The present paper shows results of sensitivity analysis on the above mentioned parameters.
Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, MCCI, SAMPSON

1. Introduction

It is accepted within the Japanese estimation that debris was discharged ex-vessel and MCCI onset generating flammable gases leading to the explosion of the reactor building (68 h from scram). For this reason it is expected that the debris is discharged before this time when the PCV pressure starts increasing at 58 h. The pressure behavior before this time from around 53 h can be indicative to evaluate the modality of lower head failure therefore a sensitivity analysis is considered at this time. Subsequently it is important to consider whether during the MCCI progression water was effectively being injected and whether the water injection has an influence on the pressure increase.

2. Results

In this work two cases are considered. The first one (red line in Figure 1 a) assumes that the lower head fails by creep rupture at around 54 h and water is discharged while debris remain inside the lower head. Thereafter water injection is assumed null in the same calculation. The second case (blue line in Figure 1 a) assumes that head flange leakage increases at 54 h and water injection resumes at around 60 h. The first case presents a relatively slow pressure decrease compared to the measurements while assuming a head flange leakage presents a comparable good agreement. Both calculations show a fast pressure rise at the time of debris discharge and a relatively low pressure increase compared to the measurements even though the wet case tends to show a faster pressure rise. In both calculations around 60% of the total mass showing that MCCI starts eroding in the region close to the sump. Until around 90 h there is almost no effect on the erosion pattern computed by the two cases.

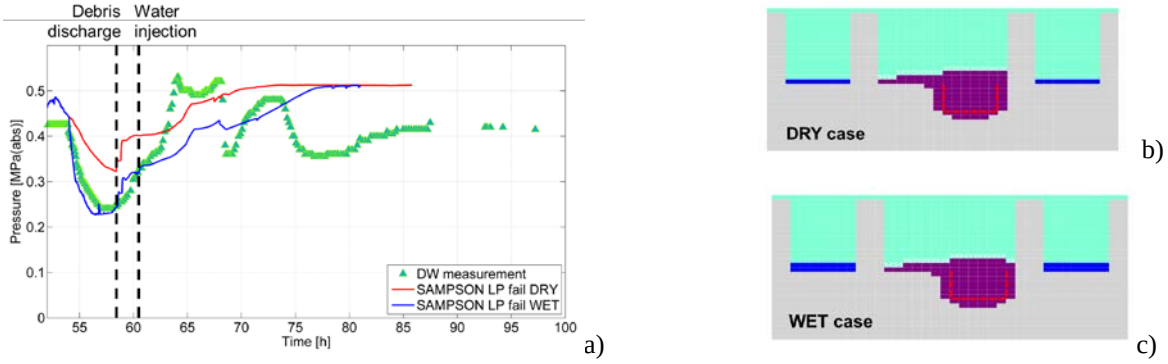


Figure 1 a) DW pressure sensitivity analysis results, b) dry case concrete ablation, c) wet case concrete ablation.

3. Conclusion

The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and sensitivity analysis was applied for the modality of the lower head failure and water injection during the MCCI period. From the results we can infer that it is likely that head flange increased leakage started at around 54 h and that debris is discharge into the lower head at a relatively lower rate. It is likely that around 60% of debris mass is discharged into the pedestal and that water injection was not negligible in order to reproduce the relatively quick pressure rise. IAE is currently continuing the calculations to evaluate the conditions of the plant later in the accident.

－Acknowledgement－

This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade, and Industry. Technical support from the project team is greatly appreciated.

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

[1E13-17] Severe Accident of Fukushima Daiichi 2

Chair:Tadashi Fujii (HGNE)

Wed. Sep 13, 2017 4:05 PM - 5:25 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] （1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.）

4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masanori Naitoh[1] （1. IAE）

4:20 PM - 4:35 PM

[1E15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Alexandre Ezzidi[1], Masanori Naitoh[1], Hide Okada[1], Chiaki Kino[1] （1. IAE）

4:35 PM - 4:50 PM

[1E16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Daisuke YAMAUCHI[1], Hiroshi SHIRAI[2], Tami MUKOUHARA[2], Masaki SAKAMOTO[2], Yuki KIMURA[2], Takeshi HONDA[1], Kenichiro NOZAKI[1], Masato MIZOKAMI[1], Shinya MIZOKAMI[1] （1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2. TEPCO Systems Corporation）

4:50 PM - 5:05 PM

[1E17] Fukushima Daiichi NPP Unit-2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*Fumiya Tanabe[1] （1. Sociotechnical Systems Safety Research Institute）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
(95) GOTHIC コードによる３号機ベントガスの４号機原子炉建屋への流入量の評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(95) Evaluation of Inflow of Venting Gas of Unit 3 into Unit 4 using GOTHIC

*野﨑 謙一朗[1]，本多 剛[1]，山内 大典[1]，溝上 暢人[1]，溝上 伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

４号機が水素爆発に至ったメカニズムの理解に役立てるため、事故当時のプラントパラメータに基づいて３号機格納容器内の状態を推定し、ベントガス中に含まれる水素の４号機原子炉建屋への流入量を、熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、水素爆発、格納容器ベント

1. 緒言　福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋で発生した水素爆発の原因として、３号機格納容器ベント時に、水素を含むベントガスの一部が４号機の非常用ガス処理系配管を逆流して４号機原子炉建屋に流入したと評価されている[1][2][3]。従来の評価では、４号機へ流入するベントガスの割合は評価されていたものの、水素量の定量的な評価は行われていなかった。このため、事故当時のプラントパラメータに基づいて３号機格納容器内の状態を推定し、ベント時の４号機への水素の流入量を解析によって評価する。

2. ４号機へのベントガス流入解析　３号機格納容器ベント前後に測定されたプラントパラメータ（図１：原子炉圧力、格納容器圧力、燃料域水位計の指示値）に基づいて、３号機格納容器のベント開始時の初期状態（温度、ガス組成）を推定した。原子炉減圧時に格納容器の圧力が急上昇していることから、圧力容器から圧力抑制室（S/C）に水素が勢いよく流入していたと考えられるが、このときの S/C 内の水素量は不明であるため、S/C 内の水素量が少ない場合（ケース①）と多い場合（ケース②）の２ケースを想定した。その上で、ベントガスの流れる配管の長さ、径、曲がり部の圧損等を適切に模擬し、上記の２ケースについてベント時のガスの流れを、熱水力解析コード GOTHIC を用いて解析した。解析結果より、４号機原子炉建屋に流入する水素量は約 300kg～500kg と評価した（図２）。

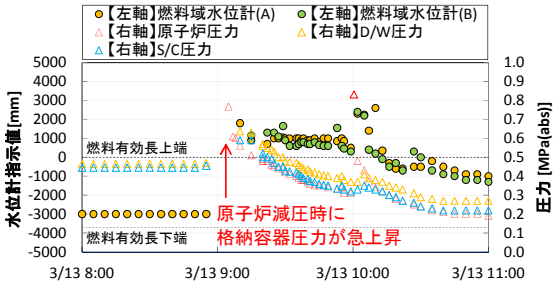


図１　格納容器ベント時のプラントパラメータ

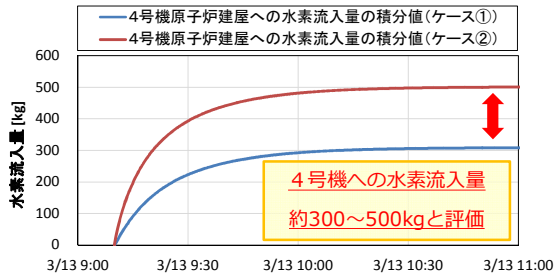


図２　４号機原子炉建屋に流入した水素量

3. 結論　４号機原子炉建屋に流入した水素量を定量的に評価した。この評価結果は、４号機が水素爆発に至ったメカニズムを検討するための境界条件として活用できると考えられる。

参考文献

[1] Masao Ogino, "Study on the Issues about Hydrogen Explosion at Fukushima Dai-ichi NPS"（2012）
[2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, "最終報告"（2012）
[3] 東京電力株式会社, "福島原子力事故調査報告書"（2012）

*Kenichiro Nozaki[1], Takeshi Honda[1], Daisuke Yamauchi[1], Masato Mizokami[1], Shinya Misokami[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（96）KAERI/VESTA 装置を用いた CRD ハウジング破損試験

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(96) CRD housing failure experiment at the KAERI VESTA facility

*鈴木 博之[1]，ペレグリニ マルコ[1]，内藤 正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

BWR の圧力容器下部には多数の CRD ハウジングが貫通している。過酷事故時に溶融コリウムと接触した場合の CRD ハウジングの溶融および内部への溶融コリウムの侵入挙動を調べるため、KAERI/VESTA 施設にて模擬試験を実施した。

キーワード：原子力発電プラント，シビアアクシデント，CRD ハウジング，溶融コリウム

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故では、CRD ハウジング内部に溶融燃料が侵入した可能性がある。溶融コリウムが CRD ハウジング上部から落下した際の挙動を調べるために、実機の CRD ハウジング一体を模擬した試験を KAERI/VESTA 施設にて実施した。

2. CRD ハウジングと溶融コリウムの接触模擬試験

2-1. 試験条件

KAERI/VESTA 施設には上下 2 つの圧力容器があり、それぞれの中にるつぼが設置されている。上るつぼで酸化ウランや酸化ジルコニウム等を用いた溶融コリウムを生成し、CRD ハウジングの模擬試験体が組み込まれた下るつぼに溶融コリウムを投下した。熱電対を模擬試験体外管の内面に、垂直方向に 7 箇所、それぞれの高さで軸対称の位置に 2 箇所ずつ、計 14 個設置し(KP01～14)、試験体の温度変化を測定した。

2-2. 試験結果

図 1 に高さ方向 7 箇所の温度変化を示す。溶融コリウムと接触後、圧力容器より上部の試験体の温度は急激に上昇していき、KP01～04 の温度が融点に達した。しかし、スタブチューブに囲われた領域（KP05,06）は溶融に至らなかった。圧力容器より下部の領域（KP07～14）の温度も徐々に上昇したが、溶融に至る前に試験を終了した。試験後の観察でも、スタブチューブのより上部の領域は、完全に溶融していた。

試験後に試験体の切断検査を実施し、コリウムの CRD ハウジング内部への侵入状態を確認した。

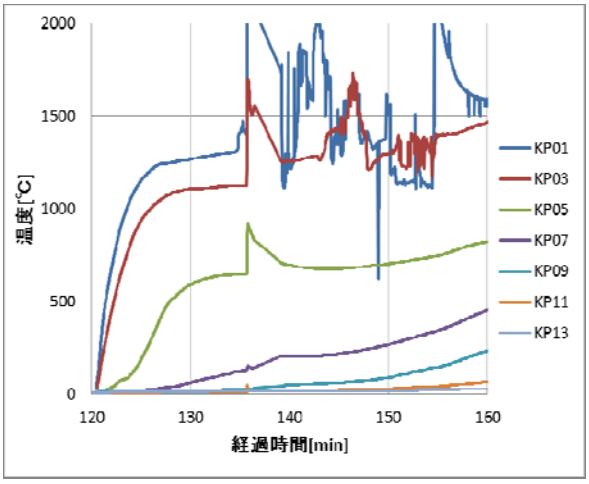


図 1　試験体の温度履歴

3. 結論

CRD ハウジングと溶融コリウムの接触模擬試験では、CRD ハウジングの溶融状態および内部へのコリウムの侵入状態が確認された。今後、切断検査結果も踏まえてデブリ分布推定に活用していく予定である。

なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・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）」の一部として実施した。

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Marco Pellegrini[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]The Institute of Applied Energy

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(97) Assessment of SAMPSON/DCA Heat Transfer Models between relocated molten core and RPV lower head wall

*Alexandre Ezzidi[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy (IAE)

In the frame of SAMPSON code model assessment and validation work, stand-alone analysis is performed with Debris Cooling Analysis module (DCA) in order to verify and evaluate corium to lower head heat transfer models. In this analysis, an in-vessel cooling experiment is simulated in DCA module and the calculation results are compared with the experimental data. According to this comparison result, model improvements should be performed in future work.

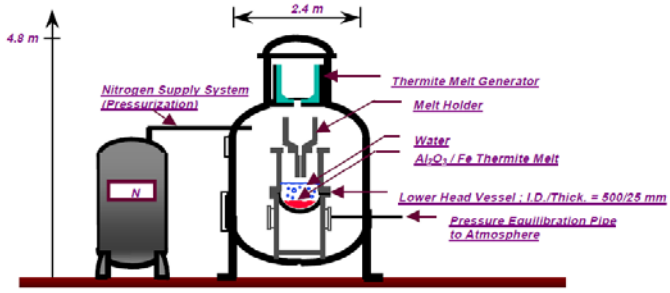
Keywords: Severe Accident, In-Vessel Retention, Gap Cooling, Lower Head Failure, Molten Core Relocation, SAMPSON

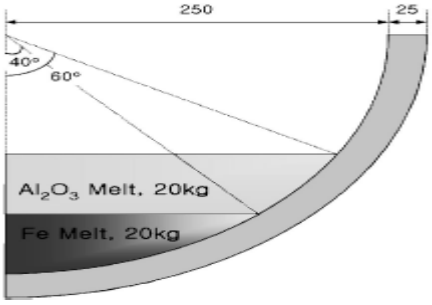
1. Introduction

Since TMI-2 severe accident, the In-Vessel Retention (IVR) of molten core is considered as the best procedure of Severe Accident Management Guidelines (SAMG) in maintaining the integrity of the reactor pressure Vessel (RPV) during a severe accident. The success of this procedure can be evaluated in Level-2 Probabilistic Safety Analysis (PSA). To understand the cooling mechanisms involved in the IVR phenomena, many experimental and analytical studies have been performed and provided useful insights through which several physical models have been developed in severe accident codes [1]. The objective of the present study is to investigate and assess the IVR related physical models and their effectiveness in DCA Module of SAMPSON code.

2. Analytical Method

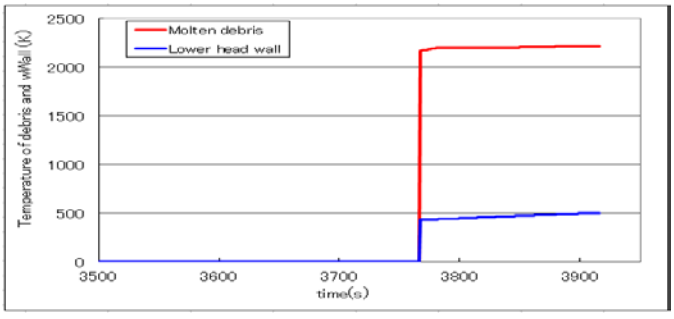
LAVA-1 Test of SONATA-IV experimental program [2] was selected for the present DCA assessment study. Simulation of LAVA-1 Test is then performed in DCA Module for a stand-alone analysis. Prior to the analysis, in addition to the construction of DCA input deck, boundary condition input data are made for SAMPSON Modules THA, MCRA, CVPA and FPRA. In the latter, the value 0 is used for fission products as simulating material was used in the experiment. In the simulation analysis, 1-region model was used for the molten material as in the test. The following Figure shows the experimental Facility with a configuration of the melt inside lower head.

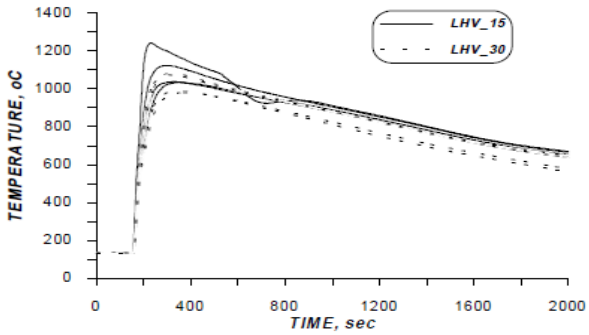




3. Results and Future Works

Using the current heat transfer models in DCA the obtained temperature increase of the lower head wall is underestimated as shown in Figure below in comparison with Test result. Consequently, detailed investigation is needed in which heat transfer models between molten material and lower head wall, probably should be improved in DCA module of SAMPSON code.





References

[1] Kohriyama, T., Murase, M., Okano, Y., & Ezzidi, A "Development of Gap Cooling Heat Transfer Models for SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code", Presented at the American Nuclear Society International Meeting, Wisconsin (USA) 2001.
[2] Kyoung-Ho KANG et al. "Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 12, p. 1490-1500 (2006)

—Acknowledgement—
This work has been financially supported by the Japanese government's Ministry of Economy, Trade and Industry.

東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価
（98）線量率データに基づく１号機事故初期の事故進展挙動についての考察

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(98) Discussion in the accident progression behavior in the early stage of the Unit 1 accident based on dose rate data

*山内 大典[1]，白井 浩嗣[2]，向原 民[2]，坂本 正樹[2]，木村 有輝[2]，
本多 剛[1]，野﨑 謙一朗[1]，溝上 暢人[1]，溝上 伸也[1]
[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

福島第一原子力発電所の事故時，敷地内外で線量率データが計測されている。建屋内に移行した放射性物質による直接線・スカイシャイン線と，建屋から放出された放射性雲によるクラウドシャイン線に着目し，測定された線量率データをもとに１号機事故初期の事故進展挙動について考察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，線量率データ，事故進展

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故時に計測された線量率の変動と放射性物質の移行・放出挙動については，必ずしも特定できているわけではない。しかし，線量率の変動から事故進展に関する情報を得ることが期待できる。本検討では，直接線・スカイシャイン線とクラウドシャイン線による線量率変動の特徴に着目し，１号機事故初期の事故進展挙動について考察を行った。

2. 検討のアプローチ　３月１２日４時～８時頃の１号機起因と考えられる有意な線量率の上昇について，図１に示す①～③の期間に分けると，②の期間は放射性雲からのクラウドシャイン線による線量率上昇と考えられる。一方で，①・③の期間は，放射性雲の影響を受けたように見えないことから，原子炉建屋内に移行した放射性物質による直接線・スカイシャイン線による線量率上昇と考えられる。従って，原子炉建屋内・外へ放射性物質の移行・放出量を想定し，MCNP コードによる線量率計算と放射性雲の放出方向の違いによる計測点の線量率の変動傾向を考慮して，この線量率の傾向を再現できるか検討した。

3.結果と考察　原子炉建屋内・外へ少量の放射性物質が移行・放出したと仮定すると，線量率の傾向を概ね再現する結果が得られた。従って，４時頃より格納容器から原子炉建屋内への放射性物質の有意な移行が始まり，６時頃を境に原子炉建屋内への放射性物質の移行量が増加したと考えられる。６時頃には格納容器圧力も上昇していることから，格納容器圧力を上昇させ放射性物質の移行量を増加させる事象が生じたものと考えられる。過去に実施した水位計挙動に基づく事故進展の推定[1]では，６時頃に原子炉圧力容器から溶融物が格納容器下部に落下したと推定しており，線量率の増加傾向はこの推定とも整合する。

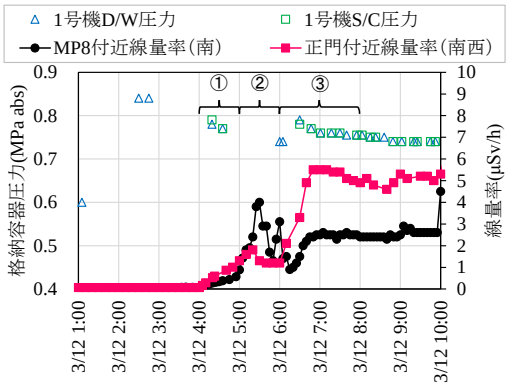


図１　格納容器圧力と敷地内線量率の変動

4.結言　１号機事故初期の事故進展挙動について，直接線・スカイシャイン線とクラウドシャイン線に着目して分析した結果，線量率の変動は，これまで推定した事故進展シナリオと整合することを確認した。

参考文献

[1] 東京電力，”福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討　第４回進捗報告”(2015)

*Daisuke Yamauchi[1], Hiroshi Shirai[2], Tami Mukouhara[2], Masaki Sakamoto[2], Yuki Kimura[2], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[1], Masato Mizokami[1], Shinya Mizokami[1] / [1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]TEPCO Systems Corporation

福島第一原子力発電所２号機圧力抑制室底部地震破損とその帰結

Fukushima Daiichi NPP Unit 2 Suppression Chamber Bottom Earthquake Break and Its Consequence

*田辺　文也[1]

[1]社会技術システム安全研究所

The earthquake on March 11th should have broken some pipe connected to the lowest part of 1F2 S/C. The S/C water level decreasing by the leak should have resulted in loss of function of the RCIC on 14th due to the pump suction line uncovering and subsequently in turbine trip due to the discharge line uncovering to lead to the pressure decreasing.

Keywords : 1FNPP Accident, Unit-2, S/C, earthquake damage, S/C water level, RCIC loss of function, pressure

1. 解析　漏えい流量はトリチエリの式で流出抵抗係数 0.62 を用いて計算する[1)]。計算は全電源喪失直前に RCIC を再起動した 15:39 を始点とし、その時点での水位は S/C 下端から実測値 4.18m を用いる。漏えい位置は 0.805m の高さ（RHR 等のポンプサクション貫通部）を仮定し、漏えい面積は調整パラメータとして RCIC 機能喪失などの事象発生時刻などと整合する値を探索する。S/C に流入する RCIC 排気蒸気流量は炉心蒸気発生率に等しいとし、RCIC ポンプ汲み出し流量は原子炉圧力挙動を再現する 30m^3/h を仮定する[2)]。

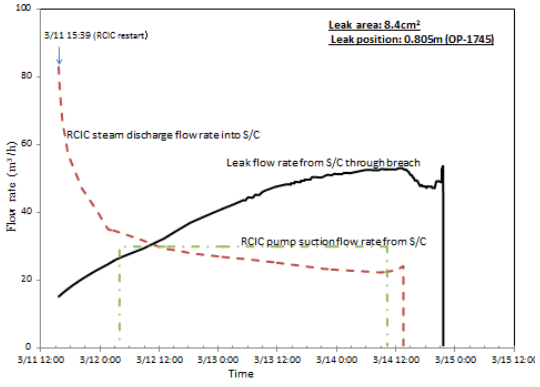


Figure 1 Flow rates from /into the S/C of 1FNPP Unit-2

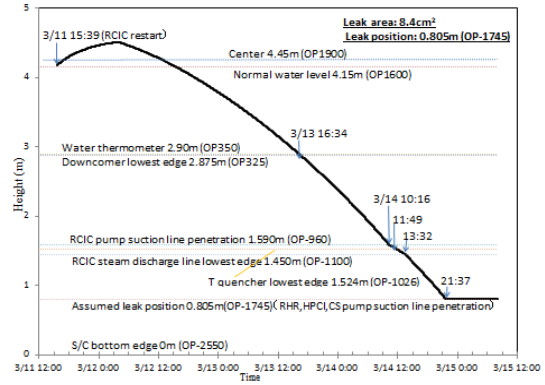


Figure 2 Calculated S/C water level of 1F NPP Unit-2

2. 結果と考察　解析の結果、漏えい面積を 8.4cm^2 とした場合に事象発生時刻が観測と整合することが分かった。この値は 2011 年 7 月～2014 年 6 月の間の S/C の水位変動に伴う温度変化状況と実測温度データとの整合がよくとれるとされる漏えい面積約 9 cm^2 とよくあっている[1)]。Fig.1 に漏えい流量の計算値を、RCIC 排気蒸気流量と水源切り替え後の RCIC ポンプ汲み出し流量とともに示す。Fig.2 に S/C 水位の計算結果を示す。先ず RCIC 系挙動への影響を考察する。水位は 3/14 10:16 に 1.59m まで低下し RCIC ポンプサクション貫通部が露出して汲み出し不能となり RCIC は機能を喪失する。実際にはステップ的な変化ではなくて、先ずサクションヘッド不足による汲み出し流量低下、蒸気―水 2 相流汲み出しによる流量低下を経て完全喪失になると考えられ、それが 9 時頃から始まり12時頃完全喪失に至ると考えられる。13:32 に RCIC 排気管下端が露出する。これにより排気流路抵抗が激減するため排気蒸気流量が急増してタービンが過速度トリップすると考えられる。そのために流路抵抗が激増し、排気蒸気流量は微少となる。このことは S/C への継続的なエネルギー流入がなくなることによって観測されたような格納容器圧力低下をもたらすと考えられる。なお、3/13 16:34 に D/W からベント管を経由した流路であるダウンカマー下端が露出し、3/14 11:49 には SRV からの蒸気の流路である T クエンチャー下端が露出し、これ以降は蒸気凝縮機能や FP スクラビング機能は喪失する。漏えい口が露出するのは 21:37 で、気体のトーラス室への新たな流路が形成される。

参考文献　**[1]**東京電力、未解明問題に関する検討第 4 回進捗報告、添付資料 2-13、2015 年 12 月、**[2]**同上、添付資料 2-1

*Fumiya Tanabe[1]　/　[1]Sociotechnical Systems Safety Research Institute

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

[1E18-20] CCFL

Chair:Kenichiro Nozaki (TEPCO HD)

Wed. Sep 13, 2017 5:25 PM - 6:15 PM Room E (B32 - B3 Block)

[1E18] Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes

*KOJI NISHIDA[1], TAKAYOSHI KUSUNOKI[1], MICHIO MURASE[1] （1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated）

5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Counter-current flow limitation at lower ends in vertical pipes

*Raito Goda[1], Katsuya Mori[1], Kosuke Hayashi[1], Shigeo Hosokawa[1], Akio Tomiyama[1] （1. Kobe University）

5:40 PM - 5:55 PM

[1E20] Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

鉛直管下端での気液対向制限
（1）一領域計算に用いる界面摩擦相関式

Countercurrent Flow Limitation at Lower End of Vertical Pipes

(1) Correlation of Interfacial Friction for One-region Computation

*西田　浩二[1]，楠木 貴世志[1]，村瀬 道雄[1]

[1]原子力安全システム研究所

鉛直管下端での気液対向流制限(CCFL)の予測を目的として、環状流モデルに基づく一領域計算を行い、計算結果が CCFL データとよく一致するように、無次元直径と気液粘性比もしくは気液密度比の関数として界面摩擦相関式の補正項を導出した。

キーワード：蒸気発生器，伝熱管，気液対向流制限，一領域計算，界面摩擦相関式

1. 緒言

鉛直管内の CCFL 特性を予測する環状流モデル[1]では、壁面摩擦係数、界面摩擦係数を定式化する必要がある。環状流モデルの界面摩擦係数には、気相と液相の運動量交換の効果も含まれていることから、CCFL 特性データを用いて界面摩擦係数に及ぼす管直径、圧力の影響を検討した。更に、鉛直管下端 CCFL に適した Bharathan らの式[2]を用い、界面摩擦係数の補正項を導出した。

2. 評価手法と結果

CCFL 特性データ及び Bharathan らの式[2]を用いた環状流モデルで、界面摩擦相関式に及ぼす管直径、圧力の影響を検討した。ここでは界面摩擦相関式への影響が大きい、気液粘性比と気液密度比の中で、気液密度比について報告する。Bharathan らの界面摩擦相関式をベースとした補正係数への気液密度比の依存性を図１に示す。グリセリン水溶液を除くと、空気/水系、低圧から高圧の蒸気/水系データから得た補正係数 Nfi は気液密度比と対数関数的な相関がある。無次元直径の影響も加味して界面摩擦相関式の補正式を導出し、無次元気相流速の実測値（直径 14-51mm，圧力 0.1-7MPa）[1, 3-7]と計算値を比較した結果を図２に示す。一部データを除くと、0.05 以内の差で無次元気相流速の実測値を予測できることを確認した。

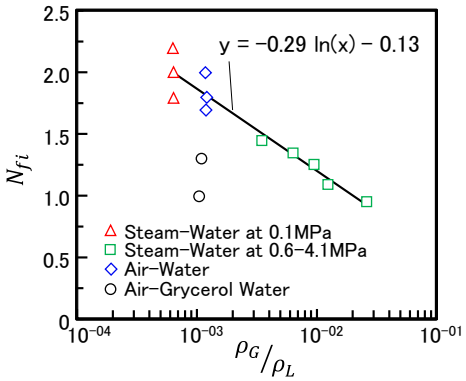


図１　補正係数の気液密度比の依存性

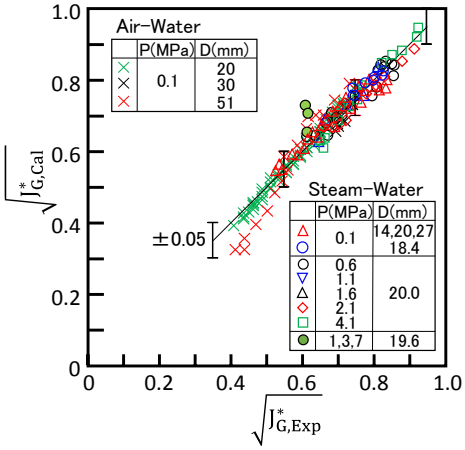


図２　実測値と計算値の比較

参考文献　[1] 楠木他，混相流，28[1] (2014).　[2] Bharathan, D., et al., NRC-0293-6 (1978). [3] Zapke, A. & Kröger, D.G., Int. J. Multiphase Flow, 22 (1996). [4] Bharathan, D., et al., Report EPRI NP-786 (1978). [5] Kusunoki, T, et al., JNST, 52(6) (2015).　[6] Kusunoki, T., et al., JNST, 53(4) (2016). [7] Ilyukhin, Yu. N., et al., Teplofiz. Vys. Temp. (in Russian), 26(5) (1988). [8] Yonomoto, T., et al., Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal Reactor (1991).

*Koji Nishida[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直管下端での気液対向流制限
(2) 界面摩擦係数の測定

Counter-Current Flow Limitation at Lower Ends in Vertical Pipes
(2) Measurement of interfacial friction factor

*合田 頼人, 森 勝也, 林 公祐, 細川 茂雄, 冨山 明男
神戸大学

鉛直管下端で気液対向流制限 (Counter-Current Flow Limitation: CCFL) が発生する条件における管内環状流の界面摩擦係数を実験的に取得し，既存の相関式の適用性を検討した．

キーワード：蒸気発生器，伝熱管，気液対向流制限，一領域計算，界面摩擦係数相関式

1．緒言

加圧水型原子炉の仮想事故時における炉心冷却手段であるリフラックス冷却では，蒸気発生器 (SG) 伝熱管内下端部で CCFL の発生が想定される．環状流モデルに基づく気液対向流の一領域計算には界面摩擦係数 f_i の相関式が必要であるが，対向流条件での f_i に関する知見が不足しており，既存の f_i 相関式の CCFL 発生条件への適用性は十分調べられていない．そこで本研究では，鉛直管下端 CCFL 時の f_i の実験的評価を目的として，空気－水系の気液二相対向流実験において管内差圧および 体積平均ボイド率を測定し f_i を算出するとともに，既存の相関式の適用性を調べた．

2．実験

図1に実験装置を示す．実験装置は上部タンク，鉛直管 （試験部），下部タンク，貯水槽および気液供給系で構成される．上部タンクより水，下部タンクより空気が鉛直管に供給される．鉛直管内径Dは実機SG伝熱管とほぼ同じ20 mmとし，管長は650 mmとした．鉛直管下端はSG伝熱管と同様にシャープエッジとし，上端にはD/2のRを設けた．実験条件は，鉛直管下端でCCFLが発生する気相体積流束J_G = 1.99 – 7.52 m/sとした．管内差圧は，鉛直管下端より195 mm上方の位置から260 mmを測定区間とし，フルスケール誤差± 0.25 %の差圧計を用いてサンプリング周期1 ms，サンプル数50000点で測定した． 体積平均ボイド率 α_Gは急閉締切弁法[1]で締切区間を400 mmとして測定した．管内差圧およびα_Gの不確かさはそれぞれ± 8.28 %，± 1.15 %以内である．なお，管内流動は鉛直管下端で発生した液だまりが擾乱波となり上昇する流動状態(領域a)と擾乱波がほとんど見られない流動状態(領域b)に分類できることを実験で取得した流動画像から確認している．

3．結果・考察

本実験で測定した差圧および α_Gを，定常非圧縮性気液環状流に対する二流体モデルに基づく一次元運動方程式に代入し，界面せん断応力 τ_iおよび壁面せん断応力 τ_wを算出した．図2に τ_i, τ_wを示す．領域a(i)では，J_Gの増加に伴い擾乱波の発生周期が上がるため τ_iは大きくなる．領域a(ii)では，擾乱波の発生周期はJ_Gに依存せず一定であるが，擾乱波の波高がJ_Gの増加に伴い低くなるため形状抗力が低下し， τ_iは小さくなる．領域bでは，J_Gの増加に伴い気液界面が平坦化するため τ_iは小さくなる． τ_wは τ_i に比べてJ_G 依存性が弱い．Bharathanら[2]は τ_wを無視して τ_iを求めることでf_iの相関式を導出している．しかし，本実験で得られた τ_wは τ_iに比べて小さいものの同程度のオーダーであり無視できない．図3に τ_iより算出したf_i (= 2 τ_i α_G^2 / ρ_G J_G^2) と既存の相関式の比較を示す．既存の相関式は，f_iを形状抗力とみなし，α_Gのべき乗で整理したものが多い．しかし本実験結果は，領域bでは，1-α_Gの増加，すなわちJ_Gの減少に伴いf_iは増加し，Bharathanらの相関式[3]に近い値をとるが，領域a では既存の相関式に比べて傾きが大きく，また領域a(i)と領域a(ii)で傾きが異なる．以上よりCCFL発生時のf_iは既存の相関式では良好に評価できず，精度良い実験相関式の導出には管内流動状態，すなわち擾乱波の頻度や気液界面の平坦度に関連するパラメータを考慮することが望まれる．

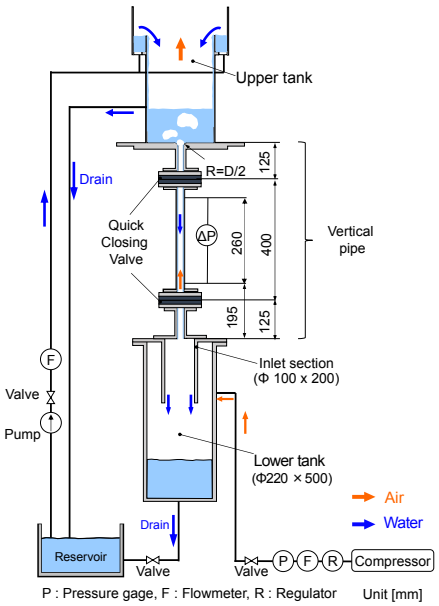


図1 実験装置

参考文献

[1]日本原子力学会, “混相流計測法”, pp.97-103 (2003).
[2] D. Bharathan,et al., EPRI NP-786 (1978).
[3] D.Bharathan,et al., US, NRC-0293-6 July (1978).
[4] G. B. Wallis, *One - Dimensional Two - Phase Flow*, Chap. 11. pp. 336-345. McGraw-Hill, 1969.

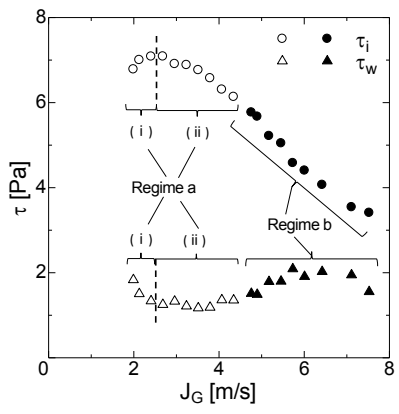


図2 τ_i, τ_w

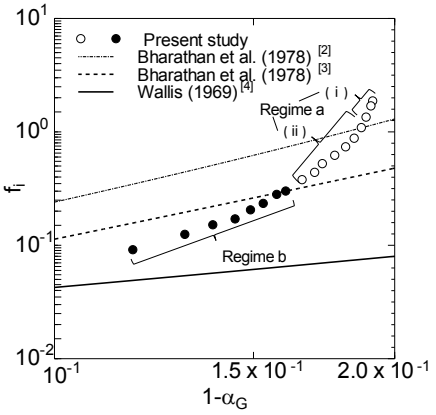


図3 f_i

*Raito Goda[1] , Katsuya Mori[1] , Kosuke Hayashi[1] , Shigeo Hosokawa[1] and Akio Tomiyama[1]
[1]Kobe Univ.

PWR ホットレグを模擬した斜め管内における気液対向流制限

Counter current flow limiting in inclined pipe simulating PWR hot-leg

*佐藤 聡[1]，柴本 泰照[1]，与能本 泰介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

事故時の PWR ホットレグにおいて発生する気液対向流制限（CCFL）のパラメータ依存性等の現象把握と発生条件のモデル化を目指した実験を実施した。管径の異なる試験部を用いてスケール効果の調査を行うとともに、2 種類の CCFL 現象に着目し発生条件の把握を行った。

キーワード：気液対向流制限，ホットレグ

1. 緒言　PWR における事故時には、炉心で発生し蒸気発生器に向かう蒸気と、蒸気発生器で凝縮し重力により炉心に向かう水がホットレグ内で気液対向流を形成する。条件によっては、蒸気の流れが水の流量を制限する気液対向流制限（CCFL）の状態となり、炉心に流入する水の流量を減少させるとともに、蒸気発生器入口斜め配管や入口プレナムの水頭を増加し、炉心水位を押し下げる効果が発生する。これらから、ホットレグ斜め配管での CCFL 挙動は、安全上重要な現象と考えられている。本研究では、比較的大口径の円管を用いた実験を実施し、空気、水流量をパラメータとした現象の詳細把握を行うとともに、スケール効果の把握を行った。

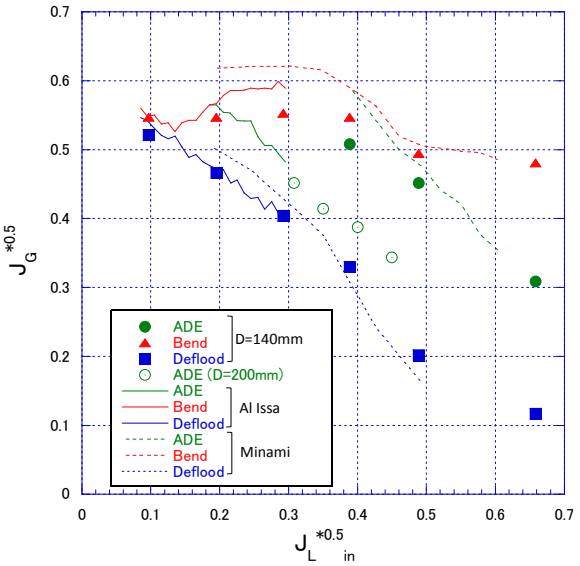


図 1　CCFL 特性

2. 実験　内径 140mm および 200mm のパイプを用いてホットレグ模擬配管を構成し、配管下部から空気を、上部から水を流入させた。水流量を一定とし、空気流量を増加させる過程で 2 種類の CCFL の発生境界を調べ、減少させる過程で CCFL の終了（デフラッディング）境界を調べた。

3. 結果・結論　CCFL 特性を修正フルード数で整理し、Al Issa ら（D=190mm）[1]および Minami ら（D=50mm）[2]のデータと比較した（図 1）。デフラッディング条件については 3 研究が良く一致した。ベンド CCFL の発生条件については、本研究の結果が中間 $J_L^{*0.5}$ 領域でやや低いが、全体的な傾向としては 3 研究で一致した。これらより、デフラッディング条件およびベンド CCFL 発生条件については、修正フルード数による整理によりスケーリングの影響が排除できたといえる。一方 ADE-CCFL の発生条件については、管径の増加と共に低 $J_G^{*0.5}$ 側にシフトし、ADE-CCFL の消失点も低 $J_L^{*0.5}$ 側にシフトしており、スケーリングの影響が残っていると考えられ、ADE-CCFL については、修正フルード数とは異なる別のパラメータを用いた整理が必要であると考えられる。なお本研究は、原子力規制庁より受託した「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] Al Issa, S. et al., 2014. Nuclear Engineering and Design 280, 550–563.

[2] Minami, N. et al., 2010. Journal of Nuclear Science and Technology 47, 142–148.

---

*Akira Satou[1], Yasuteru Shibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1]

[1]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

[1F01-04] Dose reduction

Chair:Takumi Terachi (INSS)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room F (C214 - C Block)

[1F01] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Hitachi GE, 3. Toshiba)

2:45 PM - 3:00 PM

[1F02] Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

*Hideyuki Hosokawa[1], Naoshi Usui[4], Hiromitsu Inagaki[2], Hajime Hirasawa[3] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Chubu Electric Power Co., Inc., 3. Toshiba Corporation, 4. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1F03] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], Hiromitsu Inagaki[3] (1. Toshiba Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. Chubu Electoric Power Co., Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1F04] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

Tsuyoshi Ito[1], *Hideyuki Hosokawa[1], Makoto Nagase[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:30 PM - 3:45 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
（2）全体計画

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization
(2) Overview of Research Project

*稲垣博光[1]，碓井直志[2]，平澤肇[3]
[1]中部電力，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]東芝

軽水炉利用高度化で懸念される被ばく線源上昇の対策として、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。その第 1 段階として、国内全 BWR プラントの水質・放射線データの分析および各種水質管理条件における放射能付着挙動のラボ試験により、既存の腐食生成物挙動評価モデルを新たな水化学技術に対応できるように高度化した。

キーワード：水化学，被ばく低減，水質管理，放射能蓄積，腐食生成物

1. 緒言

近年、BWR においては、軽水炉利用高度化として腐食環境緩和あるいは被ばく線量低減のため、水素注入、貴金属注入、亜鉛注入および高ニッケル制御など、水の高純度化をベースとする従前の発想とは異なる水中の微量金属等の制御に基づく新たな水化学技術が導入されてきている。これらの水化学技術は、複雑に影響を及ぼし合う。そのため、プラント毎に最適な線量率低減技術を選択するためには、プラントの固有性を踏まえつつ、各水化学技術の適用効果や相互影響を定量的に評価できる腐食生成物挙動評価モデル（評価モデル）が不可欠である。しかし、既存の評価モデルでは、水素注入プラントにおける急激な再循環配管線量率の上昇や極低鉄制御プラントにおける炉水放射能濃度の変動など、再現できない事象が増加している。

そこで、本研究では、新たな水化学技術に関する配管付着挙動および燃料付着挙動に関するラボ試験等で取得したデータを用いて既存の評価モデルを改良し、それを用いてプラント毎に最適な線量率低減技術を提案することを目的とする。

2. 全体計画

本研究は 3 フェーズに分けて実施する。フェーズ１では、国内全 BWR プラントデータの分析および配管付着挙動に関するラボ試験等により、既存評価モデルを新たな水化学技術に対応できるよう高度化する。フェーズ２では、フェーズ１で高度化した評価モデルを、燃料付着挙動に関するラボ試験等により精度を向上させる。フェーズ３では、フェーズ２で精度を向上した評価モデルを、実機燃料付着物の採取調査等により検証する。さらに、検証した評価モデルを用いて、国内全 BWR プラントについて、最適な線量率低減技術を提案する。

3. フェーズ１での実施内容

フェーズ１では、主に、①実機データ調査、②配管付着挙動に関するラボ試験、③腐食生成物挙動評価モデルの高度化の 3 項目を実施した。①実機データ調査では、国内全 BWR プラントの水質・放射線データを収集整理し、水質管理等との関係について俯瞰・検討し、評価モデルの高度化に関する知見を得た。②配管付着挙動に関するラボ試験および③腐食生成物挙動評価モデルの高度化については、各々、シリーズ発表の(1)（2016 年秋の大会）・(3)および(4)で報告する。

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。

---

*Hiromitsu Inagaki[1], Naoshi Usui[2], Hajime Hirasawa[3]
[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd, [3]Toshiba Corporation

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
ー(3)貴金属注入水質における Co-60 付着試験結果ー

Development of dose rate reduction technology for improving LWR utilization

-(3) Results of Co-60 deposition test under simulated OLNC conditions -

*細川秀幸[1]，　碓井直志[2]，稲垣博光[3]，平沢　肇[4]

[1]日立･研開，[2]日立 GE，[3]中部電力，[4]東芝

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、貴金属注入条件で試験を行い、水素注入条件の結果と比較検討した。

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　多くの BWR では水素注入水質(HWC)や Zn 注入、貴金属注入水質(OLNC)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。前回の NWC、HWC に続いて新たに OLNC が Co-60 付着と酸化皮膜構造に与える影響ついて試験し、HWC の結果と比較検討したので報告する。

2. 実験　耐水研磨紙(#600)で研磨した SUS316 試験片を BWR 再循環配管と同様の 280 ℃高温水で Co-60 を取り扱える試験装置に設置し、OLNC(溶存酸素(DO): <5ppb, 溶存水素(DH): 50ppb, H_2O_2:130ppb, Zn: 0,2,5ppb)で浸漬した。最初の 200h は貴金属付着処理の為、Pt を 0.1ppb になるように注入し、その後 Pt 注入を停止して合計 1200h まで浸漬した。Co-60 付着量の経時変化を調べるため、途中 450 h、700 h で取り出して Ge 半導体γ線検出器で測定した。1200 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、外層に溶解分離して各酸化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。また、貴金属付着の影響を調べるため、HWC(DO: <5ppb, DH: 50ppb)に試験片を浸漬し、同様の分析を実施した。

3. 結論　図 1 に OLNC で形成された酸化皮膜の構成元素の分析結果と、HWC の試験片の分析結果とを比較して示した。Zn: 0ppb の HWC と OLNC について見ると、外層皮膜量が OLNC で約 2 倍に増加した。これは OLNC で水中に存在する H_2O_2 によって溶出金属の析出が促進されたためと考えられる。OLNC の Zn の効果を比較すると、Zn:2 ppb 及び 5 ppb のいずれも、内層、外層ともに Co 付着は低減されているが、内層の方が低減率は大きい。しかし Co 付着量自体は 4～7 倍ほど外層の方が多いことから、低減量としては外層の寄与の方が大きい。Zn による Co 付着低減率が内層側で大きいのは安定な Zn クロマイト形成の効果による [2)]。この Zn クロマイトの形成による安定な内層皮膜の形成は、溶出金属量を低減することで外層形成量を低減し、外層に取り込まれる Co 量も低減したと考えられる。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。

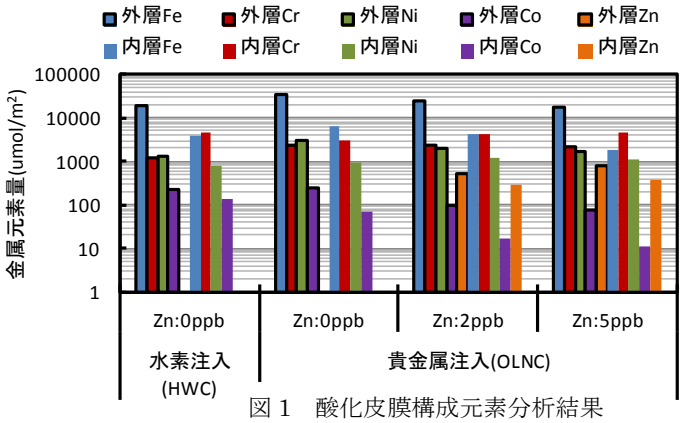


図 1　酸化皮膜構成元素分析結果

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], Naoshi Usui [2], Hiromitsu Inagaki[3], Hajime Hirasawa[4]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power Co.,Inc., [4]Toshiba Corporation

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（4）腐食生成物挙動評価モデルの高度化

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(4) Improving Models for Evaluating the Behavior of Corrosion Products

*洞山祐介[1]，平澤肇[1]，浦田英浩[1]，碓井直志[2]，稲垣博光[3]

[1]東芝，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]中部電力

新たな線量率低減技術の開発には腐食生成物挙動評価モデルによる解析が不可欠である。今回、ラボ試験データを中心に構築されていた既存の腐食生成物挙動評価モデルに対し、実機プラントデータをもとに構造材表面の腐食、付着挙動の観点から高度化を図り、将来予測の精度を向上させた。

キーワード：水化学，被ばく低減，水質管理，放射能蓄積，腐食生成物，モデル解析

1. 緒言：既存の腐食生成物挙動評価モデル[1)]（以下、評価モデルとする）では、ラボ試験データを中心としてモデル式を構築していたが、水質管理方法の変化に伴い既存評価モデルでは再現できない事象が増加していた。そこで、実機プラントデータを取り入れることで新しい水化学技術に対応可能な評価モデルの構築を目的とした。

2. 評価モデルの高度化：評価モデルの計算フローを図 1 に示す。本モデルでは、金属マスバランス評価（Fe,Ni,Co など）、放射能マスバランス評価（Co-60,Co-58 など）、および配管線量率評価を行っている。運転中に給水からの持込みや炉内構造材の腐食により発生した腐食生成物は、主に燃料表面で中性子照射を受け放射化し、放射性腐食生成物となる。放射性腐食生成物は再び炉水中へ溶解・剥離し、機器や配管に付着・蓄積することで被ばく線源となる。今回、評価モデル高度化にあたり、表 1 に示すように実機プラントデータを水質管理方法毎に整理したのち、構造材表面における腐食挙動、および放射能付着挙動を評価し、これを評価モデルへ反映した。また、ステンレス鋼酸化皮膜については、ラボ試験データをもとに、従来の単層から外層／内層の 2 層とすることで、評価モデルの精度向上を図った。

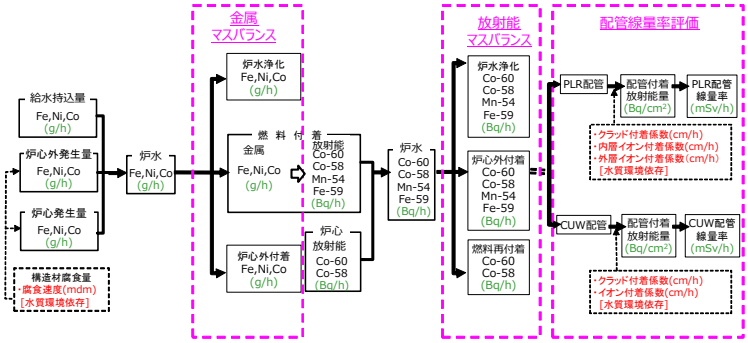


図 1　評価モデルの計算フロー

表 1　国内 BWR の水質管理方法の分類

No.	型式	水質管理					
		水素注入	貴金属注入	亜鉛注入	給水鉄濃度(ppb)		
					<0.1	0.1-1	>1
1	BWR	－	－	－	○	－	－
2	BWR	－	－	－	－	○	－
3	BWR	○	－	－	－	○	－
4	BWR	○(高濃度)	－	－	－	○	－
5	BWR	○	－	－	－	－	○
6	BWR	○	－	○	○	－	－
7	BWR	○	○	－	－	○	－
8	BWR	○	－	○	－	○	－
9	ABWR	－	－	－	－	○	－

注記・水素注入：水素注入開始予定のプラントも「－(通常水質)」に分類
・給水鉄濃度：<0.1ppbであっても高ニッケル状態に移行中のプラントは「0.1-1ppb」に分類

3. 結論：水質環境が変化した場合の実機データの腐食、付着挙動について、国内全 BWR プラントを統一的に分類・評価することにより、メカニズムに即した再現が可能となり、将来予測の精度が向上した。また、新しい水化学技術（水素注入＋貴金属注入、水素注入＋貴金属注入＋亜鉛注入など）を適用した場合においても、将来予測が可能となった。今後は、燃料表面における付着・溶出挙動を評価し、炉水放射能濃度の精度向上を図る予定である。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。

参考文献 [1] Y.Hemmi, et al., Water Chemistry of Nuclear Reactor System2, BNES, London, 319(1981)

*Yusuke Horayama[1], Hajime Hirasawa[1], Hidehiro Urata[1], Naoshi Usui[2], and Hiromitsu Inagaki[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

原子炉起動時の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
-（８）Co 付着挙動への Ni の影響－

Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment
-(8)　Consideration of the Ni effect for ^{60}Co deposition behavior－

*伊藤 剛[1]　細川 秀幸[1] 長瀬 誠[2]
[1]日立・研開，[2]日立 GE

原子炉運転初期のステンレス鋼（SS）の腐食環境緩和及び ^{60}Co の付着抑制を目的に、化学除染後の SS 表面に Pt 粒子を形成する Pt コートを開発している。本研究では沸騰水型原子炉（BWR）模擬環境において環境中の Ni 濃度を 0, 5, 10 ppb と変化させて Co 付着抑制効果を確認した。

キーワード：化学除染、コバルト、再付着、ステンレス鋼

1. 緒言

BWR の一次系配管周辺での定検作業では、作業者の被ばく線量低減のために化学除染が実施される場合がある。貴金属注入（NMCA）適用プラントでは除染により配管表面の ^{60}Co が付着した酸化皮膜と施工した Pt が除去される。この状態で次サイクルの運転を行うと貴金属注入施工までの間、除染対象部において腐食環境緩和が不十分な期間が生じると共に、^{60}Co の再付着が増加する。そこで、原子炉運転初期の腐食環境の緩和と配管表面への ^{60}Co の付着を抑制するため、化学除染後の配管表面に還元剤を用いて Pt 粒子を形成する方法（Pt コート）を開発している。本研究では、環境中の Ni 濃度を変化させた場合の Pt コートによる ^{60}Co 付着抑制効果を検証した。

2. 実験

表面を研磨した 316SS 試験片をビーカーに設置し、温度 363 K、Pt を 1 ppm 含む形成溶液に 50 ppm の N_2H_4 を添加して Pt コートを施した。施工した Pt を王水に溶解して誘導結合プラズマ質量分析計を用いて付着した Pt を定量した。^{60}Co の付着抑制効果を検証するため、未処理及び Pt コート試験片を試験装置に設置し、温度：553 K、圧力：7 MPa、水素注入水質（溶存水素：50 ppb 、 Zn：5 ppb、 ^{60}Co 濃度：6.7 Bq/kg）に 500 時間浸漬した。この時、環境中の Ni イオン濃度が 0, 5, 10 ppb になるように硝酸ニッケルを添加した。^{60}Co の付着量は、ゲルマニウム検出器（Seiko EG&G Co. Ltd., GEM15P-70）で求めた。

3. 結果

^{60}Co 付着量の Ni 濃度依存性を図 1 に示す。未処理試験片の ^{60}Co 付着量は環境中に Ni が存在することで減少した。Ni 濃度 0, 5, 10 ppb の ^{60}Co 付着量は、それぞれ　20, 11, 12 Bq/cm^2 であった。Ni 濃度が増加する事で ^{60}Co 付着量は約 50%低下した。また、Pt コート試験片でも同様に ^{60}Co 付着量は環境中に Ni が存在することで減少し、Ni 濃度 0, 5, 10 ppb でそれぞれ約 14, 3, 4 Bq/cm^2 であった。未処理と Pt コート試験片を比較すると、Ni 濃度が増加すると ^{60}Co 付着抑制効果も増加し、その抑制効果は約 70%であった。

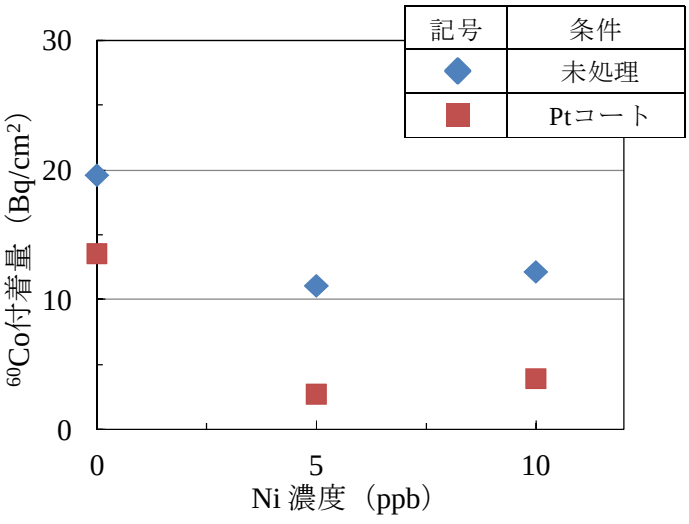


図 1　^{60}Co 付着量の Ni 濃度依存性

* Tsuyoshi ITO[1], Hideyuki HOSOKAWA[1], and Makoto NAGASE [2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

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

[1F05-07] Stress Corrosion Cracking, Radiolysis

Chair:Hiromitsu Inagaki (Chubu Electric Power)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:40 PM Room F (C214 - C Block)

[1F05] Mechanistc study for PWSCC in Alloy 690

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

3:50 PM - 4:05 PM

[1F06] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

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

4:05 PM - 4:20 PM

[1F07] Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

*Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

690 合金の PWSCC 機構研究
－ニッケルメッキの影響－

Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690

－ Influence of Ni plating －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本マキエ[1]，有岡孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

690 合金冷間加工材の PWSCC 機構研究として、材料表面にニッケルメッキを施すことで腐食を抑制し、その条件下での PWSCC 進展挙動を確認した。ニッケルメッキにより表面の腐食を抑制することで、き裂進展速度が低下する傾向が得られた。

キーワード：690 合金、PWSCC, き裂進展試験、ニッケルメッキ

1. 緒言

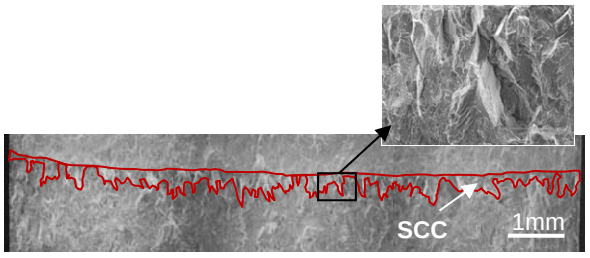
TT690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料だが、強い冷間加工の付与によって、PWSCC 進展感受性を示すことが報告されている。これまで実機における割れは報告されていないが、長期信頼性の確保に向け、あらゆる可能性について評価することが重要と考えられる。PWSCC 機構に対しては、腐食により生じ材料中に取り込まれる水素が、粒界キャビティ生成の促進など重要な役割を果たすと考えられるが、材料内への水素侵入挙動についての詳細は明らかになっていない。そこで、TT690 合金の表面に腐食を抑える効果を狙いニッケルメッキを施し、材料表面の腐食と水素発生状況の変化がき裂進展に及ぼす影響を検討した。

2. 実験

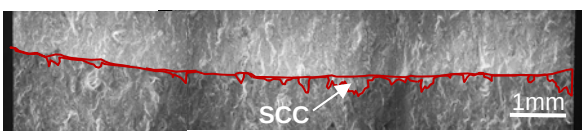
供試材には TT690 合金(40%CW)を用い、0.5TCT 形状（T-L 方位）の試験片を製作した。一部の試験片にはスパッタリングによる真空蒸着ニッケルメッキを施した。き裂進展試験には液循環式圧力容器を用い、360℃の温度加速条件となる PWR1 次系模擬環境下（500ppm B + 2ppm Li + DH 30cc/kg-H_2O）で定荷重引張試験を実施した。試験荷重は開始時の K 値が約 30MPa$\sqrt{m}$ となるよう設定した。試験後に走査型電子顕微鏡（SEM）による破面観察を行い、ニッケルメッキの有無による違いを確認した。

3. 結果と考察

き裂進展試験後の破面を解放し、SEM にて観察した結果を図 1 に示す。赤枠の範囲は、PWSCC により進展したと考えられる粒界破面部を示し、ニッケルメッキ側でき裂進展が抑制されている傾向が観察された。き裂先端ではなく、外表面の腐食を抑制することで、PWSCC 進展が抑制された効果は、水素発生反応であるカソード反応が抑制された結果と推察される。



(a) TT690 合金(40%CW)



(b)ニッケルメッキ TT690 合金(40%CW)

図 1　き裂進展試験後の破面観察結果

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する放射線化学的評価
(1) 線種に依存した放射線エネルギー分布評価

Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(1) Estimation of Energy Distributions dependent on Radiation Types

*松村 太伊知[1,2]，永石 隆二[1]，奥村 啓介[1]，片倉 純一[2]，鈴木 雅秀[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

福島第1原発で溶融した炉心は金属やコンクリートと反応してデブリとなっている。これは水に接触した状態で10数年の間，FPからのβ線やγ線，アクチノイドからのα線の放射線の影響を受け続けることになる。状態把握の観点からもデブリを取り巻く，これら放射線による複合的な照射場を評価することは重要である。そこで本報告では，燃焼計算により求めたインベントリデータから，放射線の種類（線種，崩壊モード）毎のエネルギー分布を評価した。ここで，放射線エネルギー分布の冷却期間（事故からの経過時間）に対する依存性等について議論した。

キーワード：福島第1原発，事故（時）燃料，放射線の線種（崩壊モード），エネルギー分布，冷却期間

1. 緒言

福島第1原発（1F）では炉心への海水投入後，放射性汚染水の処理によって水から放射性物質や塩分の除去が進められ，原子炉建屋～処理装置間に循環冷却システムが構築された。当初は処理後に発生する吸着塔を含む廃棄物の保管方策[1)]が喫緊の課題であったが，現在では冷却水の汚染源となっている燃料デブリに注目が集まっている。

これまで燃料デブリに対しては現状把握として炉心の高温溶融に端を発する事故進展（インベントリ・被爆計算），並びに燃料と構造材の混合物としての性状把握（固体論）の観点から研究が盛んに進められてきたが，数年後の取り出しやその後の保管を想定して，現在では形状・組成変化，溶出等の経年変化に関する研究も進められつつある。

その経年変化の要因の一つは燃料デブリ中のアクチノイドやFPからの様々な放射線であるため，デブリを取り巻く複合的な照射場の把握は極めて重要である。そこで本報告では，燃焼計算で取得したインベントリデータ[2)]からさらに評価（崩壊熱計算）を進めて，放射線の種類（線種，崩壊モード）毎のエネルギー分布を求めた。

2. 計算・解析

燃料デブリの組成（線源）モデルを作成するため，燃焼度・ボイド分布を考慮した3次元燃焼計算（MOSRA等）によるインベントリ計算と，微量不純物を考慮した構造材の放射化計算（ORIGEN2）を組み合わせて行った（ライブラリ JENDL-4.0）[2)]。計算条件としては，集合体分割，燃料と構造材（被覆管，集合体，炉心等）の混合率，揮発性FP（希ガス，高揮発性元素，中揮発性元素）の放出率，Gd等の混合率，冷却期間等が挙げられる。

上記で得た出力データ（初期U当たりの核種量，核種数1,619）から，崩壊データファイル（JENDL/DDF-2015[3)]：崩壊定数，分岐比，回収可能エネルギー等）をもとに崩壊熱計算を線種毎に行った。ここで簡便のため，単一核種からの同一線種の複数線（α β γ）を単一化して，連続エネルギー分布を有する線種（β）を平均化した。

3. 結果・考察

1F事故時の1号機を例に，基本的条件として集合体分割なし（炉心平均），集合体の構造材混合，FP放出なしで求めた線種毎のエネルギー分布を図1に示す。縦軸は放射能の対数表示で9桁の範囲を示している。図では，明らかに線種毎に主要なエネルギー範囲が異なることがわかり，α線が4～7 MeVに対してβ線とγ線は<5 MeVと分かれている。ここで，γ線の場合はCompton散乱等で放出（反跳）された二次電子として主に媒質中にエネルギーを与えることになる。

本報告では，さらに揮発性FPの放出や冷却期間（事故後1～100年）の伴う分布の変化等についても述べる。

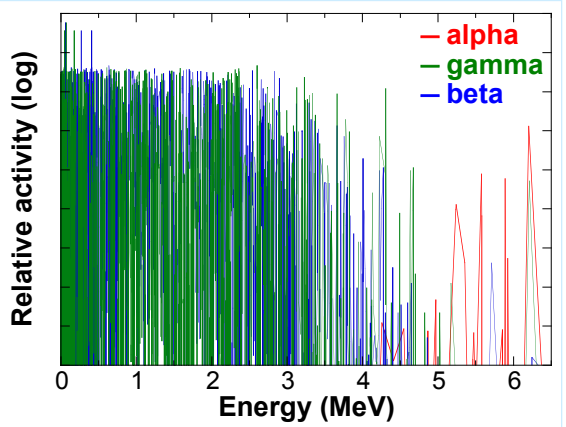


図1 1F1 事故時の複合放射線（αβγ）のエネルギー分布
（炉心平均・集合体構造物混合・FP放出ナシ）

参考文献

[1] I. Yamagishi, R. Nagaishi *et al.*, "Characterization and storage of radioactive zeolite waste", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51, 1044 (2014) 他.

[2] K. Okumura *et al.*, "Nuclear data for severe accident analysis and decommissioning of NPP", Proceedings of SND 2012 (2012) 他.

[3] J. Katakura and F. Minato, "JENDL Decay Data File 2015 (JENDL/DDF-2015)", JAEA-Data/Code 2015-030, JAEA (2016).

* Taichi Matsumura[1,2], Ryuji Nagaishi[1], Keisuke Okumura[1], Jyunichi Katakura[2] and Masahide Suzuki[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Nagaoka University of Technology (NUT)

燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する放射線化学的評価
(2) 放射線エネルギー分布の放射線化学的統合

Radiation-Chemical Estimation of Energy Deposition around Fuel Debris

(2) Radiation-Chemical Integration of Energy Distributions

*永石 隆二[1]，松村 太伊知[1]，奥村 啓介[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

デブリが共存した水（反応系）中では放射線分解が起きて，高反応性の生成物（ラジカル・分子）が長期にデブリと接触・反応し，その状態に影響を及ぼす（経年変化）。ここで，放射線分解や照射損傷といった放射線効果は，一般的に評価される線量だけでは説明できず，放射線の線質（線種，エネルギー）に依存した考慮が必要である。

そこで本報告では，前の報告で評価した線種毎のエネルギー分布を放射線化学的に統合した。さらに，線種毎に影響範囲の異なる，反応系での不均一なエネルギー付与に基づく放射線効果について議論した。

キーワード：燃料デブリ，水，LET（線エネルギー付与），放射線分解，プライマリ収量（G 値）

1. 緒言

これまでの汚染水処理に関する研究[1)]では，FP の Cs-137 や Sr-90 から放出される飛程の比較的長い放射線の種類（線種）に限って，研究対象（廃吸着塔，廃棄物等）に特徴的な核種に由来する放射線（β γ）の影響について論じてきたが，燃料デブリは FP だけでなく飛程の短いα線を放出するアクチノイドも含むため，デブリを取り巻く環境を主に線種に依存した範囲で影響を与える，複合的な放射線による照射場として考える必要がある。

一方，放射線化学では，線エネルギー付与（LET）が一般に放射線の線質（線種，エネルギー）を表す指標とされており，水の分解生成物の収量（G 値）等は線質に依って異なる値となることが知られている（LET 効果）[2)]。従って，デブリを取り巻く照射場において放射線効果を検討する場合には，線質依存性を考慮する必要がある。

そこで本報告では，（吸収）線量評価に直接関係する前の報告(1)で求めた線種毎のエネルギー分布を放射線化学的に統合して，放射線分解や照射損傷といった放射線効果の影響評価に繋がる LET 分布に変換した。

2. 計算・解析

線種毎の LET のエネルギー依存性を前の報告(1)で求めたエネルギー分布に当てはめて，線種全体の LET 分布としてまとめた。ここで，荷電粒子であるα線（He-4 核）とβ線（電子）の LET は Bethe 式[3)]より求めた。また，光子であるγ線（単色）は Compton 散乱等で放出（反跳）された二次電子（連続エネルギー分布）で主に媒質中にエネルギーを付与するとして，γ線の LET を二次電子の平均エネルギー（散乱角）[3)]に対する値として求めた。

上記で得た LET 分布をもとにした評価として，水の分解生成物（ラジカル・分子）の生成量（率）は各 LET での線量（率）と分解のプライマリ収量の積を分布する全 LET 領域で積分することで求めることができる。ただし，放射線は主に燃料デブリから放出されるため，水が存在する領域に到達できない放射線の寄与は排除される。

3. 結果・考察

前の報告(1)と同様に，1F 事故時の 1 号機を集合体分割なし（炉心平均），集合体の構造材混合，FP 放出なしの条件で求めた線種毎の LET 分布を図 1 に示す。縦軸（放射能），横軸（LET）ともに対数表示で示している。図では前の報告(1)で求めたエネルギー分布よりも，α線とβ線・γ線との間でさらに明瞭な開きがあることがわかる。これはデブリを取り巻く環境において，それぞれの放射線が全く異なる範囲で影響していることを示唆している。また，デブリ取り出しまでは，汚染水処理と同様に低 LET 放射線[2)]による水の分解が支配的であることがわかる。

本報告では，LET 評価の妥当性について論じるとともに，これをもとに評価した水の放射線分解等の，冷却期間（事故後 100 年未満）やデブリ構造との関係についても述べる。

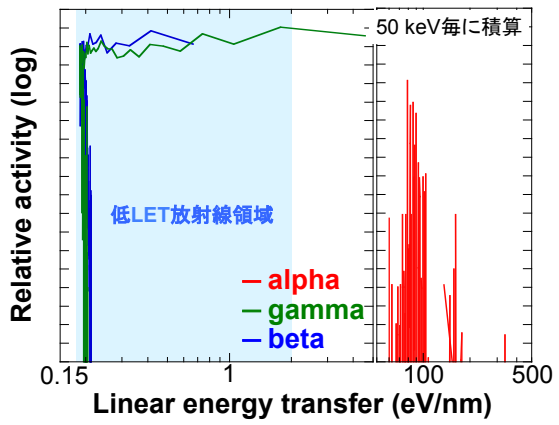


図 1 1F1 事故時の複合放射線（αβγ）の LET 分布
（炉心平均・FP 放出ナシ・集合体構造物混合）

参考文献

[1] R. Nagaishi *et al.*, “Irradiation experiments of simulated carbonate slurry”, EFCOG Nuclear and Facility Safety Workshop, ANL, Illinoi, USA, 9 August 2016 [full paper in JOPSS] 他.

[2] 永石隆二，「4-2 e_{aq}^-,·OH, H の収量の各種依存性」，放射線化学のすすめ，日本放射線化学会編，学会出版センター, 59-60 (2006) 他.

[3] H. Bethe *et al.*, “Passage of radiations through matter” in Experimental Nuclear Physics, ed. E. Segré, J. Wiley, New York (1953); 志田正二編，分子科学講座 12「放射線と原子・分子」，共立出版 (1966) 他.

* Ryuji Nagaishi[1], Taichi Matsumura[1] and Keisuke Okumura[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[1F08-11] Fuel Cladding Corrosion

Chair:Ryuji Nagaishi (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 4:40 PM - 5:45 PM Room F (C214 - C Block)

[1F08] Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1], Masami Uno[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[1F09] Evaluation of Long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*YASUO MORISHIMA[1,2], SHIGEAKI TANAKA[1,2], KOTARO MATSUOKA[3] (1. IRID, 2. TOSHIBA, 3. TEPCO)

4:55 PM - 5:10 PM

[1F10] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3], Yoshinori Etoh[4] (1. IRID, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. Global Nuclear Fuel Japan, 4. Nippon Nuclear Fuel Development)

5:10 PM - 5:25 PM

[1F11] Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool

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

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Na 冷却型小型高速炉の燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)の研究

Study of fuel-cladding chemical interaction (FCCI) in sodium-cooled small fast reactor

*谷垣 考則[1], 田端 優一[1], 佐々木 孔英[2], 鬼塚 貴志[1], 福元 謙一[1], 有田 裕二[1], 宇埜 正美[1]

[1]福井大学附属国際原子力工学研究所, [2]日本原子力研究開発機構

Na 冷却小型高速炉の実用化に向けて、「燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)」への対処が課題として挙げられる。本件では、金属燃料における FCCI の主要元素の一つである Ce とフェライト系燃料被覆管材(PNC-FMS 鋼：Fe-Cr 鋼)との反応相について分析した結果を報告する。

キーワード： 燃料-被覆管化学的相互作用、金属燃料

1. 緒言

近年、出力 30 万 kW 以下の各種小型モジュール炉(SMR)の開発が進められている。中でも、Na 冷却小型高速炉の基本概念では金属燃料を使用し、燃料交換無しで数十年の長期運転を想定している。しかしながら、高燃焼度下において燃料被覆管材が金属燃料や核分裂生成物(FP)と反応相を形成し、被覆管材のバウンダリ機能や機械的強度を損なう恐れのある「燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)」が問題として挙げられる。これまで先行研究として燃料（あるいは FP）と被覆管材との模擬反応相の分析が行われてきた。本研究では、金属燃料における FCCI 抑制手法の検討に先立ち、FCCI 現象の理解を深めるためにフェライト系燃料被覆管材である PNC-FMS 鋼(Fe-Cr 鋼)と Ce の反応試験を実施し、反応界面について詳細分析を行った。

2. 実験

実験に用いたPNC-FMS鋼(11Cr-0.4Ni-0.12C-0.05Si-0.6Mn-0.5Mo-2W-0.05N-0.05Nb-0.2V)は、高周波真空溶解にて作成し、板材から放電ワイヤーカットにてΦ10mm×2mmの試験片に加工した後、Ceとの接触面をサンドペーパー(～#2000)とダイヤモンド粒子(～粒径0.25μm)を用いて鏡面に仕上げた。アルゴンガス置換したグローブバッグ内でCe粉末をテーブルプレス機にて円柱に成型し、PNC-FMS鋼と重ね合わせてTa箔、Zr箔で覆い、試験体とした。作製した試験体はバルブ付き石英管に装荷し、ロータリーポンプを用いて0.1Paにて真空封入した。これを電気炉にて610℃×100hの加熱試験を実施した。得られた被覆管材-Ce反応面について走査型電子顕微鏡(SEM)による断面組織観察、エネルギー分散X線分光法(EDS)による化学分析、集束イオンビーム法(FIB)、透過型電子顕微鏡(TEM)による反応生成物の詳細分析を実施した。

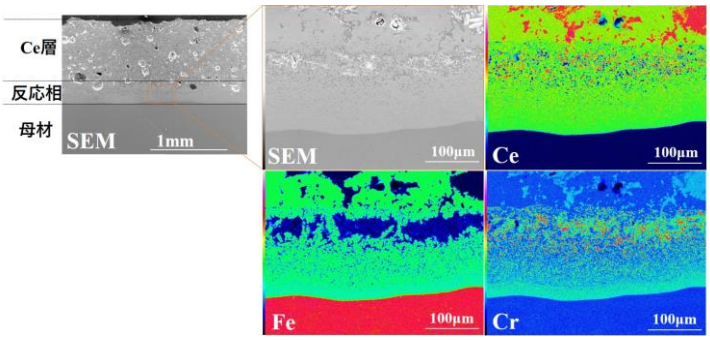


図 1　試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図

3. 結果

図 1 に試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図を示す。試験片断面の観察結果から、試験片と Ce との反応により Ce-Fe-Cr 相の形成を確認した。詳細については当日報告する。

---

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Koei Sasaki[2], Takashi Onitsuka[1], Ken-ichi Fukumoto[1], Yuji Arita[1] and Masami Uno[1]

[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering., [2]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
（4）湿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
(4) Integrity evaluation for the spent fuel in wet storage

*森島康雄[1)2)]　田中重彰[1)2)]　松岡恒太郎[3)]

1)国際廃炉研究開発機構（IRID）　2)東芝　　3)東京電力ホールディングス

福島第一原子力発電所の使用済燃料プールから取出した燃料集合体を共用プールで長期にわたり湿式保管する際の健全性を評価するために、使用済燃料集合体から採取した燃料部材を用い、すきま腐食感受性の評価等を実施した。その結果、共用プール保管中における腐食の発生はないことを確認した。

キーワード：燃料集合体，福島第一原子力発電所，使用済燃料プール，共用プール，湿式保管

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）に保管されていた燃料集合体は、海水注入や瓦礫落下等の履歴を受けている。このような燃料集合体を共用プールで湿式保管する際には、構造健全性や燃料密閉性の維持が求められる。特に、塩化物イオンによる局部腐食で燃料集合体の健全性が損なわれることが懸念される。そこで、使用済燃料集合体の燃料部材を用いて、局部腐食の塩化物イオン濃度依存性を評価した。

2. 試験方法

共用プールに保管中の使用済燃料集合体より、すきま構造を形成し、かつハンドリング時に荷重伝達を担うロックナット（SUS304L）を採取し、測定のため照射後試験施設へ輸送した。当該施設で腐食すきま再不動態化電位測定を行い、実機部材による耐食性評価を行った。また、エネルギー分散型X線分析装置（EDS）により燃料集合体に付着していた白色堆積物の成分分析を行った。

3. 結果・考察

図1に腐食すきま再不動態化電位測定の結果を示す。図中には定常腐食電位もあわせて示した。おおむね100ppm以下の塩化物イオン濃度において腐食すきま再不動態化電位が定常腐食電位より低くなり、すきま腐食のしきい値となる塩化物イオン濃度は100ppm程度であることが確認された。また、図2にロックナットに付着していた白色堆積物の成分分析結果を示す。主にFe、Mg、Oが検出された。このうちFeは材料表面のクラッド（鉄酸化物）由来であり、白色付着物の主成分は海水由来のMgとOからなる化合物と考えられる。一方、Clは検出されなかった。これらより、共用プール保管中における腐食の発生はないことを確認した。

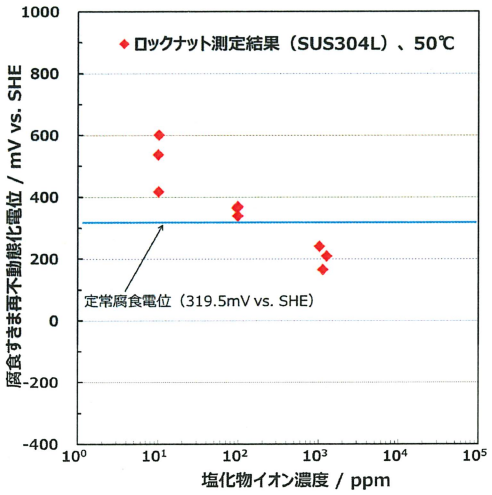


図1　ロックナットの腐食すきま再不動態化電位測定結果

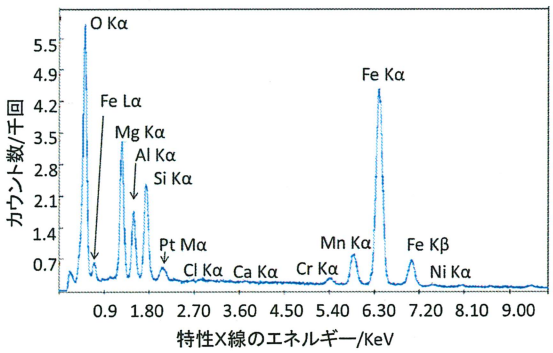


図2　白色堆積物のEDS分析結果

謝辞　本研究は、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東芝、日立GEニュークリア・エナジー、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。

*Yasuo Morishima[1,2], Shigeaki Tanaka[1,2], Kotaro Matsuoka[3], Jin Kamimura[4], and Yoshinori Etoh[5]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Toshiba Corporation, [3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.,

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 (5) 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
(5) Integrity of fuels during dry storage

*石岡真一 1)2)　樋口徹 1)2)　松永純治 3)　青見雅樹 3)　栄藤良則 4)
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
3)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン　4)日本核燃料開発

使用済燃料集合体の乾式保管時における燃料健全性評価のために、燃料被覆管試験片を用いて水素化物析出挙動確認試験およびクリープ試験を実施し、瓦礫による傷や海水付着およびこれらの環境条件が重畳された場合について燃料健全性に及ぼす影響を評価し、これらの環境条件の燃料健全性に対する影響は小さいことを確認した。

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）に保管されていた使用済燃料集合体は、SFPへの海水注入や瓦礫混入などにより、通常とは異なる環境履歴を有している。そのため、これら1F特有環境の要因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、既報[1]に引き続き、1F模擬環境を考慮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およびクリープ試験を実施し、水素化物再配向特性およびクリープ特性を評価した。

2. 試験方法

試験片は、実機の燃料集合体部材を模擬した燃料被覆管（照射済、Zry-2）に 1F 模擬条件（コンクリート材による表面傷付与、海水付着、瓦礫固着のうちの一部あるいは重畳）を付与したものとした。水素化物析出挙動確認試験は、周方向応力：70MPa（一部 60MPa または 35MPa）、最高保持温度：300℃（一部 200℃）、冷却速度：約 0.04℃/h で実施した。クリープ試験は、周方向応力 170MPa（一部 130MPa）、温度 360℃、時間：最大 5,000h で実施した。

3. 結果・考察

図 1 に水素化物析出挙動確認試験結果の例を示す。水素化物再配向は、表面傷付与部近傍と傷なし部で、有意な差異は見られなかった。クリープ試験では、表面傷および海水付着の有無によらず、ひずみ速度は同程度であり、ひずみ速度への表面傷および海水付着の影響は小さいことを確認した。

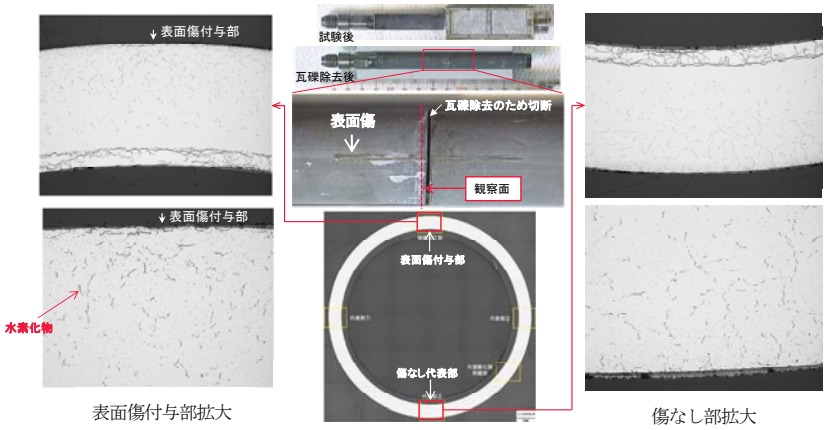


図 1 水素化物析出挙動確認試験結果の例
（照射済試験片、周方向応力 70MPa、最高保持温度 300℃、冷却速度約 0.04℃/h）

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）」にて実施され、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。

参考文献

[1] 石岡 他，日本原子力学会「2016 秋の大会」，3C02

*Shinichi Ishioka[1,2], Toru Higuchi[1,2], Junji Matsunaga[3], Masaki Aomi[3] and Yoshinori Etoh[4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Global Nuclear Fuel –Japan Co., Ltd., [4]Nippon Nuclear Fuel Development 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 (6) 総合評価

Evaluation of long-term integrity of the fuel assembly removed from the spent fuel pool
(6) Summary of FY2015 and 2016 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 1～4 号機の使用済燃料プール（SFP）に保管されていた使用済燃料集合体は、SFP への海水注入や瓦礫混入などにより、通常とは異なる環境履歴を有している。本研究では、使用済燃料の湿式および乾式保管の観点から、それらの環境履歴が燃料集合体の健全性に与える影響を評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所，使用済燃料プール，燃料集合体，長期保管，長期健全性

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長期健全性に及ぼす影響を評価することが不可欠である。ここでは、国際廃炉研究開発機構（IRID）が平成 27 および 28 年度に実施した、燃料集合体長期健全性に関する調査・試験結果をまとめる。

2. 総合評価

2-1. 湿式保管時の燃料健全性

共用プール保管時に燃料集合体が腐食に至る要因を分析し、それを基に、ロックナットを用いた白色堆積物分析、ねじ内部付着物分析および電気化学試験を実施した。白色堆積物は、$Mg(OH)_2$ であり、水質への影響は小さいと推定された。ねじ内面付着物分析では、すきま部における塩化物イオンの残留は認められなかった。また、電気化学試験では、すきま腐食感受性が生じる塩化物イオン濃度のしきい値が確認され、現在の共用プール環境においては、燃料集合体の腐食は生じないと評価された。

2-2. 乾式保管時の燃料健全性

乾式保管時の劣化要因として被覆管の腐食、水素化物再配向およびクリープを想定し、SFP 環境履歴模擬条件として傷、海水付着および瓦礫固着を考慮して水素化物析出挙動確認試験およびクリープ試験を実施した。いずれの環境模擬条件においても、被覆管の腐食、水素化物再配向およびクリープ速度に及ぼす環境の影響は認められなかった。また、環境模擬条件の被覆管であっても、1 %以下の周方向塑性ひずみでは破断しないことが確認された。

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）」にて実施され、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] and Koji Maeda[1,4]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Co., Ltd., [3]Toshiba Corp., [4]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G01-04] Damage and Failure Analysis

Chair:Masaaki Tanaka (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:00 AM Room G (C213 - C Block)

[1G01] Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid

*Masaaki Suzuki[1] (1. Tokyo Univ. of Science)

10:00 AM - 10:15 AM

[1G02] Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Speciments

*Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Sato[1], Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1G03] Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact

*Kosuke Namba[1], Koji Shirai[1], Kazukuni Niwa[2], Kunio Takekoshi[2], Tatsuro Takahashi[2] (1. CRIEPI, 2. Terrabyte)

10:30 AM - 10:45 AM

[1G04] Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles

*Haruji Tsubota[1], Yoshimi Ohta[1], Akemi Nishida[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

熱成層界面ゆらぎによる配管熱疲労に関する信頼性評価

Reliability assessment on thermal fatigue of pipes induced by oscillation of thermally stratified fluid

*鈴木 正昭[1]
[1]東京理科大学

熱成層界面ゆらぎに対する発生熱応力の周波数応答関数およびそれに基づく熱疲労損傷評価法を開発した。開発した熱疲労損傷評価法を用いて配管の信頼性解析を実施し、疲労強度のばらつき、および熱成層界面ゆらぎ現象において特徴的な支配因子である無次元界面厚さが熱疲労き裂発生確率に及ぼす影響を評価した。

キーワード：不確実性、信頼性、高サイクル熱疲労、熱成層、閉塞分岐配管

1. 序論

原子力プラントの冷却系配管に高サイクル熱疲労破損をもたらし得る典型的現象として「閉塞分岐配管における熱成層界面ゆらぎ」がある（図 1）。日本機械学会により策定された評価指針では、熱成層界面の位置をもって構造健全性を評価・判定する。本研究では熱成層界面ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法を構築し、現行指針の高度化および配管熱疲労破損リスクの定量評価に資することを目的とする。

2. 周波数応答関数に基づく熱疲労損傷評価

これまで、熱成層界面ゆらぎにより発生する熱応力を、その周波数応答特性を考慮し理論的かつ合理的に評価する手法として、熱応力の周波数応答関数を開発している。また、熱成層界面の厚さ H_t や変動距離 L_m 等の各因子が発生熱応力へ与える影響を調べ、無次元界面厚さ $H_t^* \equiv H_t / L_m$ が特徴的な発生熱応力の支配因子であることを明らかにしている。本研究では、熱成層界面ゆらぎに対して周波数応答関数およびパワースペクトル密度関数に基づく合理的な熱疲労損傷評価法を開発した（図 2）。

3. 熱疲労損傷に対する配管の信頼性解析

強度に関する不確実性として疲労試験データのばらつきおよび疲労強度低減効果のばらつきを、また、荷重に関する不確実性として無次元界面厚さをパラメータとしてそれぞれ考慮した。開発した熱疲労損傷評価法を用いてモンテカルロ解析を実施し、各不確実性因子が熱疲労き裂発生確率に及ぼす影響を評価した（図 3）。ここでは、分岐菅への界面の侵入が深くなる小口径配管に対して留意すべきであることが示唆された。

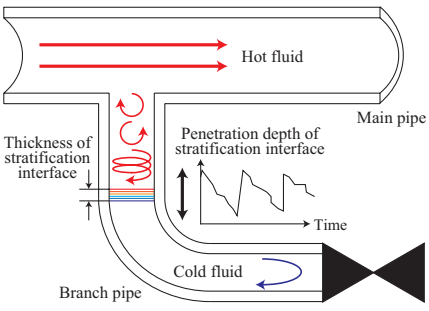


図 1 閉塞分岐配管における熱成層界面ゆらぎ

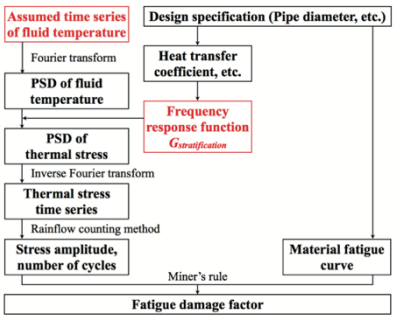


図 2 熱成層界面ゆらぎに対する熱疲労損傷評価法

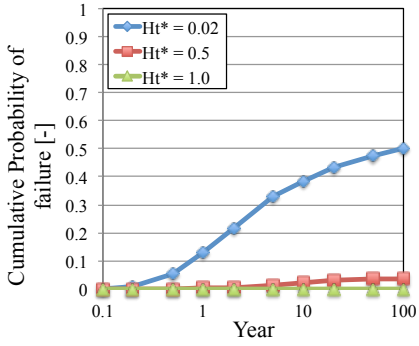


図 3 累積き裂発生確率と無次元界面厚さの関係の例

*Masaaki Suzuki[1]
[1]Tokyo University of Science

解析と試験による切欠き付き試験片の局部破損メカニズムに関する研究

Analytical and Experimental Study on Local Failure Mechanism of Notched Tensile Test Specimens

*坂口 貴史[1]、吉田 瑞城[1]、佐藤 拓哉[1]、笠原 直人[1]
[1]東京大学大学院

構造不連続部において発生の可能性が指摘されている局部破損のメカニズムは未だ十分には解明されていない[1)]。本研究では、構造不連続部を模擬した基本的モデルとして切欠き付き厚板を取り上げ、切欠き形状が引張強度に及ぼす影響を検討した。

キーワード：局部破損、弾塑性有限要素解析、破損メカニズム、多軸応力、引張強度、塑性拘束

1. **序論**　過酷事故が起こると、強い多軸拘束状態の原子炉では局部破損を引き起こしうるが、局部破損は従来の設計では想定されてこなかったばかりか、そのメカニズムは充分に解明されていない。本研究では、引張り試験と大変形弾塑性 FEM 解析を行うことにより、局部破損メカニズムの解明を目的とする。

2. **FEM 解析及び引張試験**　平滑厚板及び、切欠き付厚板試験片の大変形弾塑性有限要素解析と引張試験を行った。図 1 に実験に用いた試験片を示す。試験片は引張荷重により板厚中央から破壊が生じた。解析は厚板を模擬するために、平面ひずみモデルを用い、対称性を考慮して 1/4 モデルとした。切欠き形状の影響を検討するために、最小断面部の幅方向の大きさ(w_1)を一定とし、最大断面部の幅方向の大きさ(w_2)を変化させた。図 2 の赤矢印が最小断面部、黄矢印が最大断面部である。図 3 に実験による荷重―変位曲線を示す。図から、平滑試験片に比べて切欠き付試験片の破断までの最大荷重は上昇することがわかる。また、w_2 /w_1 が大きくなるにつれ、破断までの最大荷重も大きくなる。解析も同様の傾向を示した。



図 1 切欠き付試験片



図 2　切欠き付試験片解析モデル

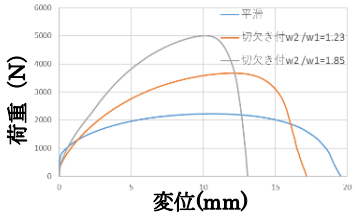
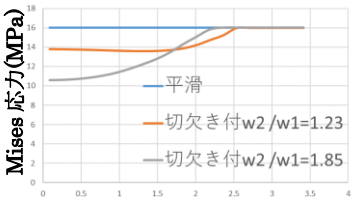


図 3　実験による荷重―変位曲線

3. **切欠き形状が引張強度に及ぼす影響と破壊メカニズムの考察**　荷重が上昇する理由は、最小断面部がポアソン比効果で縮もうとするのを、その周辺部（最大半径断面部）が拘束するためであると考えられる。これは、w_2 /w_1 が大きくなるにつれ、荷重上昇する傾向とも一致する。また、多軸応力場での破損メカニズムを解明するために、破断時の、設計における強度指標であるミーゼス応力と静水圧応力の最小断面部での応力分布図を図 4、図 5 に示す。横軸の原点は試験片中心部であり、図 2 の赤矢印最下部となる。そして横軸 3.5 で切欠き底となる。ミーゼス応力は切欠き底で大きくなっているのに対して、静水圧応力は内部で大きくなっている。これは局部破損が切欠き底ではなく内部から発生する現象と一致する。つまり、局部破損のような特殊な破壊メカニズムを考える場合は、ミーゼス応力だけでなく静水圧応力も考慮にいれなければならないことが明確になった。



中心からの距離(mm)
図 4 最小断面部 Mises 応力分布

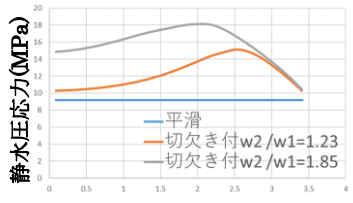


図 5 最小断面部静水圧応力分布

参考文献　1）佐藤拓哉，圧力設備の破損モードと応力，日本工業出版, 2013

* Takashi Sakaguchi[1], Mizuki Yoshida[1], Takuya Satou[1] and Naoto Kasahara[1]　[1]Tokyo Univ.

剛飛翔体衝突を受ける RC 版の損傷評価法に関する検討

Study on Damage Evaluation Method of RC Slab Subjected to Rigid Missile Impact

*南波 宏介[1]，白井 孝治[1]，丹羽 一邦[2]、竹越 邦夫[2]，高橋 達朗[2]
[1]電中研，[2]テラバイト

飛来物衝突を受ける鉄筋コンクリート（以下、RC）版の貫通、裏面剥離を推定可能な損傷評価法として、せん断ひずみ、圧力を基に RC 要素を消去することで RC 版の損傷を模擬する有限要素解析を実施した。その結果、既往の衝突実験で見られた裏面剥離や貫通の応答性状が確認され、評価法の適用可能性が得られた。

キーワード：コンクリート版，剛飛来物衝突，有限要素解析

1. 目的：原子力発電所では、竜巻飛来物衝突を考慮し構造健全性評価を実施する必要がある。これまで貫通、裏面剥離の貫通限界厚さを既往の評価式より算出し、評価対象の部材厚と比較することで構造健全性を評価してきたが、形状が複雑な構造物を対象とする場合には、より合理的な評価手法が必要となる。本稿では、既往の衝突実験を対象に有限要素解析による構造健全性評価を行い、その評価手法の適用性を確認する。

2. 衝突試験：RC 版に対する剛飛来物の衝突実験は、水平姿勢の RC 版に高圧ガスを推力とした模擬飛来物を衝突させ実施した[1]。対象とした RC 版は寸法 1.5m×1.5m×厚さ 0.2m である。飛来物は衝突部直径が 98mm の密実な円柱体であり、質量は 70kg である。実験は衝突速度を 16～42m/s として 6 回実施した。図 1 に衝突実験結果と既往評価式例を示す。衝突速度が増加するに従い RC 版の損傷は貫入、裏面剥離、貫通と変化した。

3. 数値解析

3-1. 解析条件：既往の衝突実験を対象に、衝撃応答解析コード LS-DYNA（Ver.R7.1.2）を用いて有限要素解析を実施した。解析モデルは衝突実験の支持台、RC 版、飛来物を 1/2 モデルで忠実に再現した。材料モデルは、RC 版の鉄筋に等方弾塑性体モデル、コンクリートにひずみ軟化を考慮した弾塑性体モデルを適用した。材料物性値は材料試験結果[1]を適用した。面外衝突荷重を受ける RC 版には、衝突時に裏面コンクリートの剥離や衝突部から斜め方向の押し抜きせん断破壊が見られる。そのため、数値解析では損傷を模擬する要素削除の設定値として、コンクリート要素に最大せん断ひずみ（設定値 0.5）、裏面のかぶりコンクリートに最小引張圧力（同 0.703MPa）を仮定した。また、相当塑性ひずみが 5%に達した時点で鉄筋要素を消去した。解析は、衝突速度 20、40m/s（以下 V20、V40）の 2 ケースについて実施した。

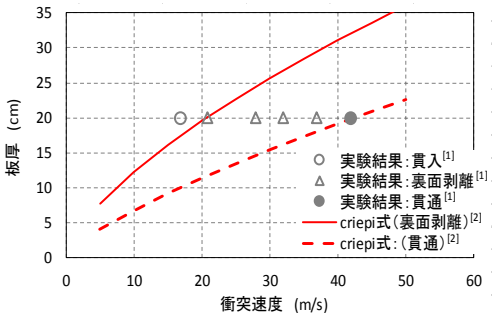
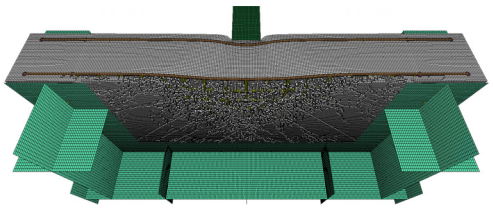
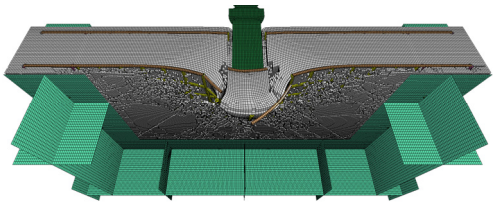


図 1　衝突実験の結果[1][2]



（a）ｹｰｽ V20：最大変形時）



（b）ｹｰｽ V40：貫通時

図 2　RC 版の変形状況

3-2. 数値解析結果：V20 のケースでは、飛来物衝突によりコンクリートに裏面剥離が生じたが、衝突部のせん断ひずみによる損傷は発生していない（図 2(a)）。V40 のケースでは、裏面剥離が生じた後に、衝突部からせん断ひび割れが進展し、裏面に達した後にコンクリートが抜け落ち貫通した（図 2(b)）。これらの結果は衝突速度が同程度の実験結果と一致している。

4. 結論：剛飛翔体衝突を受ける RC 版を対象に、損傷部を模擬する要素削除を考慮した有限要素解析を実施した。解析で確認された損傷モードは実験結果と一致しており、本評価法により構造健全性評価が可能であると考えられる。今後、要素削除の設定値や要素寸法の影響を検討する。

参考文献：[1] 伊藤他，土木学会論文集 No.507, I-30, 1995，[2]大沼他，コンクリート工学年次論文報告集, Vol20, No.3, 1998

*K. Namba[1], K. Shirai[1], K. Niwa[2], K. Takekoshi[2] and T. Takahashi[2] ， [1]CRIEPI, [2]Terrabyte

剛および柔飛翔体の斜め衝突による RC 版の局部損傷評価

Evaluation of Local Damage to Reinforced Concrete Panels Subjected to Oblique Impact of Rigid and Deformable Projectiles.

*坪田　張二，太田　良巳，西田　明美
日本原子力研究開発機構

本稿では、剛および柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、RC 版の損傷等について得られた知見を報告する。

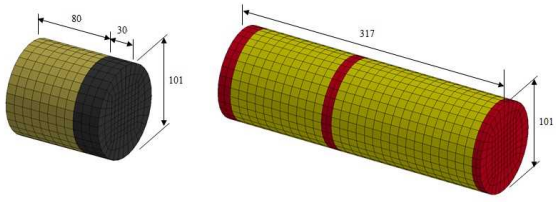
キーワード：衝撃、局部破壊、RC 版、斜め衝突、柔飛翔体

1. 緒言

飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。本稿では数値シミュレーション解析を用いて、剛飛翔体および柔飛翔体の RC 版への斜め衝突を実施し、解析より得られた知見について述べる。

2. シミュレーション解析概要

数値シミュレーションに用いる剛および柔飛翔体を**図 1** に示す。飛翔体は文献[1]の実験で用いられた飛翔体を再現した。衝突を受ける RC 版の寸法は 1.5m×1.5m で、版厚は 210mm である。試験体の支持条件・材料物性・FEM Model・解析手法等は文献[2]で用いたものと同じである。解析は、衝突速度を実験条件である 201m/s とし､衝突角度を 0°（垂直)、45° と変化させて解析を実施した。



a) 剛飛翔体　　b) 柔飛翔体

図 1　飛翔体モデル(単位：mm)

3. 解析結果

図 2 に柔飛翔体が衝突角度 45° で衝突した場合の状況を示す。垂直衝突の場合、飛翔体は試験体に垂直に衝突し、貫通後もほぼ同じ姿勢を保持し円筒型の貫入孔が形成されるが、45° の斜め衝突の場合、飛翔体前面が圧壊し円錐型の貫入孔が生じる。

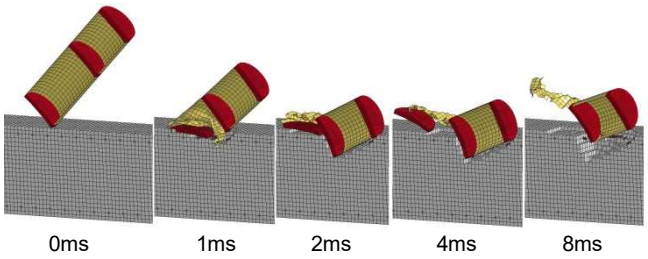


図 2　柔飛翔体の衝突角度 45°の場合の状況

図 3 に飛翔体の最後部のフレーム位置における速度履歴を示す。本図に示すように、飛翔体の剛性および衝突角度の差異により接触時間が大きく異なり減速状況にも差異が見られる。

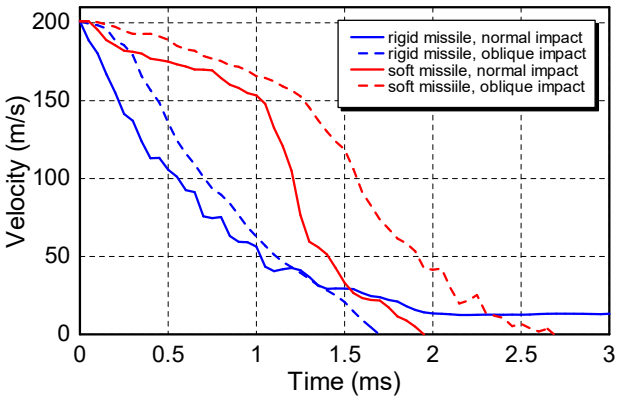


図 3　飛翔体の速度時刻歴

表 1 に飛翔体の剛性と衝突角度による飛翔体の RC 版への貫入量を示す。剛飛翔体については、衝突角度の影響により貫入量が低減している。一方、飛翔体の剛性の差異については、垂直衝突で顕著に表れている。しかしながら、柔飛翔体では、衝突角度の影響で飛翔体が大きく損傷し、剛な中間フレームが RC 版に損傷を与えることから貫入量が大きくなっている（**図 2**)。

表 1　RC 版への貫入量(mm)

	衝突角度 0°	衝突角度 45°
剛飛翔体	200	90
柔飛翔体	60	70

4. 結論

剛および柔飛翔体の斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、飛翔体の剛性および衝突角度による RC 版の損傷に係る低減効果を確認した。

参考文献

[1] T.Sugano et al., Local damage to reinforced concrete structures caused by impact of aircraft engine missiles Part1. Test program method and results, Nucler Engineering and Design, 140, pp.387-405, 1993.
[2] 西田、他 2 名、斜め衝突を受ける RC 版の局部損傷評価手法に関する研究-柔飛翔体の衝突による貫通現象の検討 - 、日本原子力学会 2016 秋の大会、2016.

* Haruji TSUBOTA, Yoshimi OHTA and Akemi NISHIDA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G05-08] High Performance Computing

Chair:Masahiro Tatsumi (NEL)

Wed. Sep 13, 2017 11:00 AM - 12:00 PM Room G (C213 - C Block)

[1G05] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility

*Yoshio Suzuki[1] (1. JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM

[1G06] Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method for Parallel Finite Element Method

*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1], Hiroshi Okuda[1] (1. The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[1G07] Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1], Toshiyuki Imamura[2] (1. JAEA, 2. RIKEN AICS)

11:30 AM - 11:45 AM

[1G08] Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method

*Naoyuki Onodera[1], Yasuyuki Idomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法: 性能改善のための並列化手法開発

An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Development of Parallelization Technique for Performance Improvement

*鈴木 喜雄[1]

[1]原子力機構

原子力施設全体規模の構造解析に向けて実施した、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発の成果について報告する。これまでに提案した、Lagrange 未定乗数法と Multiple Front 法を用いて並列かつ省メモリに解析可能な要素毎有限要素接触解析手法について、性能改善のための並列化手法の開発を実施した。

キーワード：有限要素法、接触解析、不整合メッシュ、Lagrange 未定乗数法、Multiple Front 法

1. 緒言

原子力施設全体規模の構造解析に向けて、大規模複雑構造物を構成している複数部品をそれぞれ個別にメッシュ生成した場合に、整合メッシュのみならず不整合メッシュを用いた場合でも解析可能な、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発を進めている。特に、剛体変位の取り扱い、接触拘束の厳密さ、求解の安定性向上、大規模問題への対応（省メモリかつ並列）を満たすために、有限変形理論に基づく有限要素法をベースとし、接触解析には Lagrange 未定乗数法を用いるとともに、行列解法には直接法の一種である Multiple Front 法[1]を用いている。ここで、Lagrange 未定乗数法を用いることにより、全体剛性行列に対して新たな行列成分が追加された形の係数行列を用いる必要が生じるため、Multiple Front 法を用いるには新たな工夫が必要となるが、これまでに、新たに追加される行列成分を要素剛性行列生成と同時に組み入れるとともに、これらの成分を含む行と列をインタフェース行列[1]として扱う方法を提案し、解決した。

ところで、Multiple Front 法は、全体剛性行列を作成することなく（部品に対応付けできる）部分剛性行列を並列処理できる一方で、(部品間の接触面に対応付けできる）インタフェース行列を解く処理が並列化されておらず、ボトルネックとなる場合があることが知られているが、これまで十分な解決策が提案されていない。そこで、本研究ではこの解決を図った。

2. 提案手法

開発中のコードは、Computational Methods for Plasticity[2]に付属の有限要素法コード HYPLAS を 3D に拡張し、Lagrange 未定乗数法のアルゴリズムを追加したものである。Multiple Front 法には、hsl_mp42-2.0.0[3]を用い、これを改良して組み込んでいる。まず、本コードにおいて、実際にインタフェース行列を解く処理がボトルネックとなるかどうかを評価し、ボトルネックとなる場合があることを確認した。そこで、この処理の並列化により性能改善を試みており、これまで二通りの方法を試している。

まず、インタフェース行列を解く処理の中でも特にどの部分が問題となっているかを調査し、BLAS（Basic Linear Algebra Subprograms）の daxpy を含むループが処理時間を要していることを確認した。そこで、一つ目の提案手法として、本ループを並列化する方法を試みた。次に、インタフェース行列を解く処理方法そのものを変更することを考えた。従来の処理方法は、ある一部品の行列に対し他の部品の行列を一つずつ追加しては処理するプロセスを繰り返す逐次的な方法であり並列化されていない。そこで、二つ目の提案手法として、部品二つずつ行列をそれぞれ追加して処理し、さらにその部品の塊二つずつの行列をそれぞれ追加して処理するプロセスを繰り返す階層的な方法を試みた。例えば、部品数が N の場合、逐次的な方法では、追加と処理を N-1 回繰り返すことになるが、提案手法では、並列に処理できる回数を 1 回と数えると $\log_2 N$ 回程度の追加と処理で済むために性能改善が期待できると考えた。

3. 結果

第一段階として、直方体の下面を固定し上面に荷重するという簡単なモデルを用いて、性能評価を実施している。ここで、直方体を複数の部品に分割し、各部品を各コアに分担させるように並列化している。現状は、2、4、8、16、32 分割の五通りを対象としている。評価の結果、一つ目の提案手法では、あまり効果が得られておらず、二つ目の提案手法では、効果が得られている場合とそうでない場合がある。講演では、これらの結果について、より詳細に報告を行う予定である。

参考文献

[1] “The use of multiple front in Gaussian elimination”, I. S. Duff and J.A. Scott, RAL-94-040 (1994).

[2] “Computational Methods for Plasticity; Theory and Applications”, E.A. de Souza Neto, D. Peric, and D. R. J. Owen (2008).

[3] HSL, a collection of Fortran codes for large-scale scientific computation, See http://www.hsl.rl.ac.jk/

---

*Yoshio Suzuki[1]

[1]JAEA

並列 FEM のための直接法・反復法統一的線形ソルバ

Monolithic Linear Equation Solver including Direct and Iterative Method
for Parallel Finite Element Method

*森田　直樹[1]，橋本　学[1]，奥田　洋司[1]
[1]東京大学大学院

有限要素離散化から得られる連立一次方程式の解法は，直接法と反復法に大別される．直接法は一定の演算回数で解を得る手法であり，反復法は解を反復的に修正し解を得る手法である．本研究では，直接法・反復法を内包し，両者を統一的に取り扱うことのできる線形ソルバの設計を提案する．

キーワード：並列有限要素法，線形ソルバ，直接法，反復法，前処理

1. 緒言

連立一次方程式の解法は，直接法と反復法に大別される．直接法は一定の演算回数で解を得る手法であり，反復法は解を反復的に修正することで解を得る手法である．反復法や直接法は，解くべき問題の自由度や条件数などの情報から，問題に適した手法が経験的に選択される．しかし，直接法は解の精度を高めるため求解計算の外側に反復法を利用し，反復法は前処理能力を向上させるためにフィルインを考慮するなど，両者には類似する部分が多い．

本研究ではこれらの背景から，直接法・反復法を内包することで，両者を統一的に取り扱うことのできる線形ソルバの設計を提案する．特に提案手法では，オーバーラッピング型領域分割に基づく並列有限要素法のデータ構造を利用して手法を整理する．

2. オーバーラッピング型領域分割に基づく統一的線形ソルバ

有限要素法から得られる連立 1 次方程式を解くための線形ソルバとして，直接法と反復法を統一的に扱うためには，領域分割手法の選定が重要となる．本研究では，全体剛性行列の対角ブロック行列に相当する分割領域部分において，通信の必要なく逆行列の計算が可能である点と，分割領域間のフィルインを無視することで，反復法の局所ブロック前処理として利用可能という点から，オーバーラッピング型領域分割を用いる．また，直接法として SPIKE 法をオーバーラッピング型領域分割法に対し拡張して適用する．

3. 数値例

数値例として, 地盤-建物モデルの数値解析を行う. 地盤-建物モデルは, 節点数 221,559, 要素数 232,391, 自由度数 664,667 であり，ソリッド要素とシェル要素が混在している．計算機として，東京大学情報基盤センターの Oakleaf FX10 を利用した．MPI プロセス数（=領域分割数）は 512 並列とした．分割領域間のフィルインを無視することで反復法として計算し，内部自由度を SSOR で解いた場合，ソルバの求解時間は 2.19 [sec] であった．内部自由度を LU 分解し，分割領域間のフィルインを考慮することで直接法として計算した場合，ソルバの求解時間は 2.78 [sec] であった．

---

*Naoki Morita[1], Gaku Hashimoto[1] and Hiroshi Okuda[1]
[1]The University of Tokyo

多相流体コード JUPITER における
前処理付き Chebyshev 基底 CG 法ソルバの収束特性評価

Evaluation of preconditioned Chebyshev basis CG solver for multiphase CFD code JUPITER

*真弓 明恵[1]，井戸村 泰宏[1]，伊奈 拓哉[1]，山田 進[1]，今村 俊幸[2]
[1]原子力機構，[2]理研 AICS

多相多成分熱流動解析コード JUPITER における悪条件のポアソンソルバに省通信共役勾配（CA-CG）法を適用する上で収束特性の向上が課題となっている。本研究では、この問題を解決するために Chebyshev 基底 CG(CBCG)法を実装し、実問題において収束特性を評価した。

キーワード：多相流体コード、Krylov 部分空間解法、省通信アルゴリズム

1. 緒言

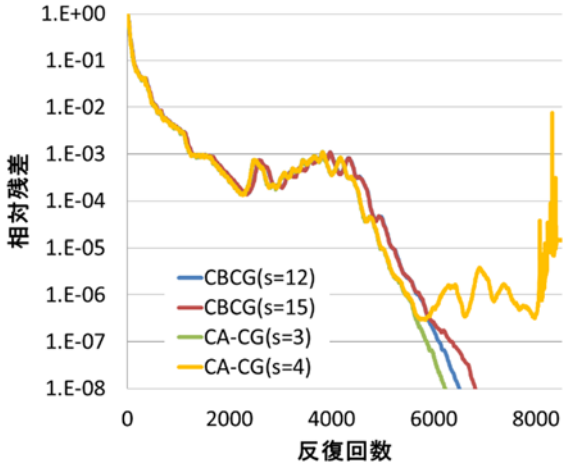
日本原子力研究開発機構では過酷事故における溶融燃料の挙動を解析するために多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の開発を進めている。JUPITER のボトルネックとなっていた通信コストを削減する上で CA-CG 法が有効であることが示されたが、一方、通信を行わずに一度に生成する基底ベクトルの本数（省通信ステップ数）を増やすと数値誤差の蓄積によって収束特性が悪化する問題が示された[2]。本研究では数値誤差の影響を受けにくい基底を採用することにより省通信ステップ数が伸びても収束特性が安定する CBCG 法[3]を適用することにより、この問題の解決を試みた。

2. 省通信 Krylov 部分空間法

省通信Krylov部分空間法は、Krylov部分空間法における疎行列ベクトル積（SpMV）の袖通信および基底ベクトルの直交化処理に伴う内積計算の縮約通信の回数を削減することで高速化を図った手法である。今回比較したCA-CG法とCBCG法は複数の基底ベクトルをまとめて計算することで通信回数を削減するという点は共通しているが、CBCG法では、さらに、Chebyshev多項式を用いて基底ベクトルをスケーリングすることで収束の安定性を高めている。今回の実装では、どちらの解法もブロックヤコビ前処理を用い、SpMVや前処理における袖通信と内積計算の縮約通信のうち後者のみを省通信化するハイブリッド手法[2]を採用した。

3. 結果

問題サイズ N=800×500×3,540 の JUPITER コードに対して、CA-CG 法と CBCG 法での収束特性評価を行った。省通信ステップ数 s を伸ばした際、CA-CG 法では s=4 で発散するのに対し、CBCG 法では s=12 以上でも良好な収束が得られ、収束特性のロバスト性が大きく向上していることがわかった。ここで、s ステップあたり CA-CG 法では 1 回、CBCG 法では 2 回の縮約通信を必要とすることから、通信回数は約 2/3 以下に削減されている。



参考文献

[1] Susumu Yamashita, Takuya Ina, Yasuhiro Idomura, Hiroyuki Yoshida, to be published in Nuclear Engineering and Design.

[2] Akie Mayumi, Yasuhiro Idomura, Takuya Ina, Susumu Yamada, Toshiyuki Imamura, ScalA16, pp. 17-24 (2016)

[3] 須田礼仁, 本谷徹, ハイパフォーマンスコンピューティングと計算科学シンポジウム論文集 2013, p.72 (2013).

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamada[1] and Toshiyuki Imamura[2]

[1]JAEA, [2]RIKEN AICS

格子ボルツマン法を用いた物質拡散計算の高速化

Acceleration of air flow simulation using lattice Boltzmann method

*小野寺　直幸[1]，井戸村　泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

格子ボルツマン法(LBM)によるラージエディ・シミュレーション(LES)手法を構築することで、汚染物質等の実時間拡散解析の確立を目指す。本発表では適合格子細分化法(AMR)法を適用した LBM での最適なデータ構造および計算アルゴリズムを提案すると共に、検証計算例を示す。

キーワード：格子ボルツマン法、ラージエディ・シミュレーション、適合細分化格子法、高性能計算

1. 緒言

放射性物質の拡散予測シミュレーションは社会的関心が非常に高く、迅速性および正確性が求められている。数 10km 以上の広域拡散予測システムとして、緊急時環境線量情報予測システム(SPEEDI)やその世界版(WSPEEDI)が開発されているが、これらに加えて数 km 以下の局地拡散予測システムの開発が進められている[1]。局地拡散予測システムではメソ気象モデル WRF の解析結果を境界条件とする LES を実施するが、現在の差分法に基づく LES では数 m 解像度の実時間解析は困難であり、より高速な解析手法の構築が必須となる。本研究では、これまでにメニーコア・プロセッサに適している LBM に基づく LES を構築し、都市気流を対象とする高解像度の実時間解析を実現した[2]。さらに、AMR 法[3]を用いて格子解像度を最適化することにより、局所解析からメソスケール解析までの解像度の変化に対応し、より現実的な境界条件の設定を可能とする。本稿では、以上の解析手法に適したデータ構造および計算アルゴリズムを提案する。

2. AMR 法を適用した LBM での検証計算

AMR 法を適用した LBM での検証計算を実施する。計算条件として、Cavity flow テストの条件を設定し、固体壁面近傍に対して細分化格子を配置した。AMR 法で配置されるノード内には 8^3 の格子点を設定し、最も密な格子で水平方向に 192 格子、疎な格子で 48 格子が配置される条件にて、ノードの生成を行なった。図 1 に 2 次元断面内のノード配置および格子点上の速度ベクトルを示す。速度勾配の大きい壁面近傍に対して、密にノードが配置されていることが確認できる。以上の結果より、AMR 法を用いない結果と比較して、2 次元断面内において、格子点数を 60%削減しつつ、同様の結果を再現した。

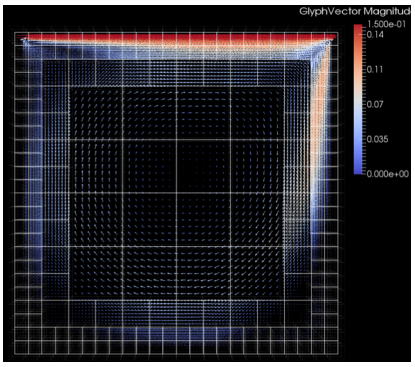


図 1 格子点配置および速度ベクトル

3. 結論

AMR 法を適用した LBM での検証計算を行なった。AMR 法の適用により、メソスケール解析と局所解析を繋いだマルチスケールの実時間解析が可能となる。本発表では、詳細な実効性能および拡散解析例を示すことで、本解析手法の有効性を示す。

参考文献

[1] Nakayama, H., T. Takemi, and H. Nagai: Large-eddy simulation of turbulent winds during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident by coupling with a meso-scale meteorological simulation model. Adv. Science and Research, 12, 2015, 127-133

[2] Inagaki A, Kanda M, Huda AN, Yagi A, Onodera N, Aoki T: A numerical study of turbulence statistics and the structure of a spatially developing boundary layer over a realistic urban geometry, Boundary-Layer Meteorol, Vol. 164, Issue 2, August 2017

[3] Kuwata Y and Suga K: Imbalance-correction grid-refinement method for lattice Boltzmann flow simulations, J. Comp. Phys., Vol 311, 15 April 2016

*Naoyuki Onodera[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G09-12] Seismic and Fuel Analysis

Chair:Akemi Nishida (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room G (C213 - C Block)

[1G09] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

*Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1], Hiroki Takahara[3] (1. Hitachi-GE, 2. HiICS, 3. Tokyo Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[1G10] Modeling method of fluid in spent fuel pool for seismic analysis using 3D FEM model of ABWR reactor building

*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] (1. Hitachi GE, 2. HiICS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1G11] Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning

*Masahiro Tatsumi[1] (1. NEL)

3:15 PM - 3:30 PM

[1G12] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*KAZUKI ISHITANI[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ABWR 原子炉建屋の 3 次元 FEM 耐震解析における使用済燃料プール水のモデル化方法
（1）矩形容器に対する仮想流体質量法の適用性

Modeling Method of Fluid in Spent Fuel Pool for Seismic Analysis
Using 3D FEM Model of ABWR Reactor Building
(1) Applicability of Virtual Mass Method to Rectangle Container

*後藤 祥広[1]，鬼塚 翔平[1]，小島 直貴[2]，飯島 唯司[1]，高原 弘樹[3]
[1]日立 GE，[2]HiICS，[3]東工大

本研究は、3 次元有限要素法（3D FEM）による ABWR 原子炉建屋の耐震解析における、使用済燃料プール水のモデル化方法の構築を目的とする。本報では、後報の検討で用いる仮想流体質量法の、矩形容器に対する適用性を振動試験により確認した。
キーワード：仮想流体質量法，矩形容器，検証，スロッシング

1. 緒言　ABWR 原子炉建屋の 3D FEM 耐震解析にて、仮想流体質量法を用いて使用済燃料プール水をモデル化するために、本報では、仮想流体質量法の矩形容器への適用性を振動試験により確認した。

2. 振動試験とシミュレーション解析

2-1. 振動試験　Fig. 1 に示す矩形容器を、容器内流体（水）のスロッシング 1 次固有振動数（約 1.6 Hz）かつ最大加速度約 30 mm/s^2 の正弦波にて加振し、波高時刻歴を超音波式変位計で計測した。

2-2. シミュレーション解析　前節で述べた試験のシミュレーション解析を、Fig. 2 に示す解析モデルを用いて行った。解析には MSC Nastran を用い、容器の構造モデルに加え、流体を仮想流体質量法にてモデル化した。液面の遥動は、Fig. 2 に示す自由液面を表すシェル要素でモデル化した。Fig. 2 のモデルに、振動台の変位時刻歴を入力し、モーダル時刻歴応答解析を行った（減衰比 0.5%、固有モード 20 Hz まで考慮）。

2-3. 試験結果と解析結果の比較　振動試験とシミュレーション解析で得られた波高時刻歴を Fig. 3 に示す。Fig. 3 に示すように、試験と解析の波高時刻歴は最大振幅が約 1%の差異で一致した。この結果より、矩形容器に対して仮想流体質量法は適用可能であると結論した。

3. 結論　矩形容器に対する振動試験結果と、仮想流体質量法を用いたシミュレーション解析結果は一致しており、使用済燃料プール等の矩形容器に対して仮想流体質量法は適用可能と結論した。



Fig. 1 Overview of vibration test setup

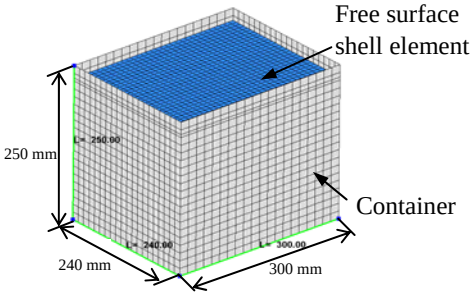


Fig. 2 Simulation model

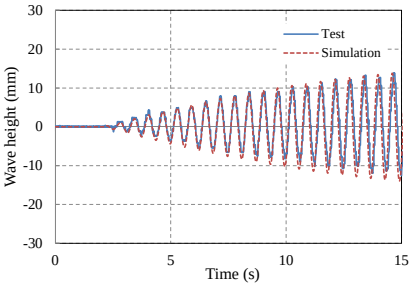


Fig. 3 Comparison of wave height

* Yoshihiro Goto[1], Shohei Onitsuka[1], Naoki Ojima[2], Tadashi Iijima[1] and Hiroki Takahara[3]
[1]Hitachi GE, [2]HiICS, [3]Tokyo Institute of Technology

ABWR 原子炉建屋の 3 次元 FEM 耐震解析における使用済燃料プール水のモデル化方法
（2）使用済燃料プール水の簡便なモデル化方法

Modeling Method of Fluid in Spent Fuel Pool for Seismic Analysis
Using 3D FEM Model of ABWR Reactor Building
(2) Practical Modeling of Fluid in Spent Fuel Pool

*鬼塚 翔平[1]，後藤 祥広[1]，小島 直貴[2]，飯島 唯司[1]
[1]日立 GE，[2]HiICS

本研究は、3 次元有限要素法（3D FEM）による ABWR 原子炉建屋の耐震解析における、使用済燃料プール水のモデル化方法の構築を目的とする。本報では、プール水が建屋の地震応答に与える影響を評価するために、前報で検証した仮想流体質量法を用いて流体構造連成を考慮した耐震解析を行った。
キーワード：流体モデル化，耐震解析，3 次元有限要素法，使用済燃料プール，改良沸騰水型原子炉

1. 緒言　著者らは、原子力発電所の耐震安全性の更なる向上を目的に、Fig. 1 に示すような 3D FEM モデルの耐震解析への適用に関する研究を推進している。3D FEM モデルの適用には、減衰や流体のモデル化等の課題がある。本報では、流体モデル化に関し、使用済燃料プール水のモデル化の検討結果を報告する。

2. 解析方法と解析結果

2-1. 解析方法　解析に用いる 3D FEM モデルを Fig. 1 に示す。このモデルでは、プール水を仮想流体質量法によりモデル化している。プール水の遥動を励起するために、低振動数成分を有する応答スペクトル（Fig. 2）に対応する加速度時刻歴を用いて、モーダル時刻歴応答解析（水平 2 方向入力）を実施した。比較のために、プール水の遥動の効果を考慮しない（質量としてモデル化した）モデルについても解析を実施した。

2-2. 解析結果　上述の 2 つのモデルについて最大加速度と圧力の評価結果を比較した。Fig. 3 に示すように、最大加速度はよく一致した。一方、プール壁に作用する圧力では、最大約 90 %の差異が生じた。液面の遥動を考慮したモデルの圧力が大きく、遥動の効果と考えられる。

3. 結論　上述の最大加速度の比較結果より、建屋の地震応答へのプール水の遥動の影響は小さく、プール水の質量のみ考慮すればよいと結論できる。ただし、圧力に差異があるため、圧力が作用する可能性のあるプール内機器の地震応答を、建屋と同時に評価する場合には、遥動の考慮が必要と結論した。

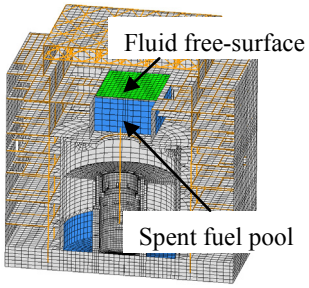


Fig. 1 ABWR 3D FEM model

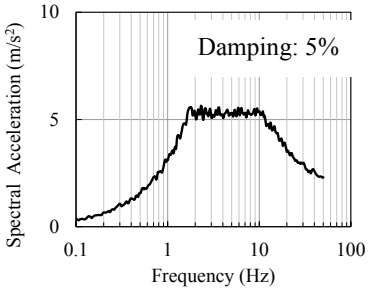


Fig. 2 Response spectrum of input motion

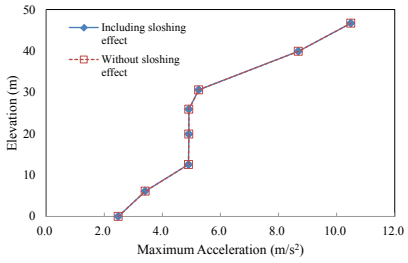


Fig. 3 Comparison of max. acceleration

---

*Shohei Onitsuka[1], Yoshihiro Goto[1], Naoki Ojima[2] and Tadashi Iijima[1]
[1]Hitachi GE, [2]HiICS

深層学習と強化学習による燃料装荷パターン最適化手法の検討
（2）深層学習を用いた炉心燃焼特性の予測

Study on Fuel Loading Pattern Optimization using Deep Learning and Reinforcement Learning
(2) Prediction of Core Depletion Characteristics using Deep Learning

*巽　雅洋[1]
[1]原子力エンジ

無限増倍率ベクトルを入力とした深層ニューラルネットワークを構築し、炉心の燃焼特性評価を試みた。集合体最大出力と臨界ほう素濃度の燃焼特性を高速に予測することが可能であることを確認し、不確かさ評価を行った。予測誤差が大きい場合もあり、更なる検討が必要である。

キーワード：深層学習, 炉心核特性, 燃焼計算, 強化学習, 燃料装荷パターン最適化

1. 緒言

前回の発表[1]では、深層学習の枠組みにおいて、無限増倍率分布を入力とする学習済みニューラルネットワークを用いて、未燃焼炉心における出力分布と臨界ほう素濃度を十分な精度で予測出来ることを示した。また、次の燃焼ステップの無限増倍率分布を予測するニューラルネットワークと組合せ、炉心燃焼計算の可能性について示した。本発表では、実際に燃焼計算を実現する際の検討結果について示す。

2. 燃焼計算の実現

2.1 ネットワーク構成と学習用データ準備

国内 3 ループ PWR の 1/8 炉心を対象とし、全結合型で 6 層の DNN を構築した[1]。各層のユニット数に関して、入力層では各燃料種の無限増倍率ベクトル長の 52、中間層では 400~200、出力層では予測する核特性に応じて、1, 26, 52 のいずれかを設定した（それぞれ、臨界ほう素濃度(CB)、出力分布(POW)、次ステップ無限増倍率分布(KINF)に対応）。 独立な約 31 万ケースの LP に対して、SIMULATE-3 を用いて 2 次元体系における燃焼計算を行い、各燃焼ステップにおける CB, POW, KINF を求めた。

2.2 深層学習の実施と

学習は、未燃焼状態と燃焼状態に大別して実施した。前者においては、CB, POW, KINF の各特性に対し訓練用及びテスト用に約 29 万及び 1 万のデータ点を使用した。後者においては、CB 及び POW については約 460 万及び 16 万、KINF については約 430 万及び 15 万のデータ点を使用した。学習済みネットワークに対し、独立なテスト用データ 1 万点を用いて、核特性の予測を実施した。予測した KINF を次ステップの入力として用い、最終ステップに至るまで予測を繰り返して CB 及び POW の燃焼特性を求めた。燃焼時の全てのデータを用いて一つのネットワークとして学習した際、CB 及び POW では問題なかった。しかし KINF の場合は不確かさが大きかったため、各燃焼度点で個別ネットワークとして学習を行うことで予測精度を改善したが、更なる検討が必要と思われる。処理時間については、50000 パターン分の CB 及び POW の燃焼特性の予測に関して、200msec 未満であった。(演算プロセッサとして GPU を利用)

3. 結論と今後の予定

深層学習による炉心燃焼特性の高速予測を実現した。予測結果には不確かさが伴うため、さらに検討が必要である。今後、LP 最適化の強化学習に適用し、有効性と不確かさの影響評価を行う予定である。

参考文献

[1] 巽, 日本原子力学会 2017 年 春の年会 (1G06)

*Masahiro Tatsumi[1]
[1]Nuelcear Engineering, Ltd. (NEL)

深層学習による燃料装荷パターンの直感的生成手法の検討

Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*石谷　和己[1]
[1]原電エンジ

自動探索コードにより最適化された装荷パターンを教師データとして深層ニューラルネットワーク(DNN)に与え学習させ、もっともらしい装荷パターンを出力させる方法について検討した。

キーワード：燃料装荷パターン最適化，深層学習，ニューラルネットワーク

1. 研究の背景　取替炉心設計では、限られた期間内に天文学的な組合せから設計条件を満たす装荷パターンを探し出す必要がある。その際、使用可能な燃料(新燃料、継続／再使用燃料)の中からどの燃料を用いるかも併せて考える必要がある。使用する燃料が絞りこまれていれば自動探索コードにより最適化探索が可能となるが、探索には少なくとも数十分を要するので、自動探索コードを用いる価値の有る燃料構成(燃料リスト)を迅速に見極める必要があった。

2.着想と狙い　装荷パターン探索は複数組の配置の入替えと炉心特性値評価の試行錯誤的な繰り返しにより行われる。複数の選択肢から、最終的な炉心特性の改善が見込める燃料移動を決定する方法として強化学習の 1 手法である Q 学習(Deep Q-Network)の活用が提案されている[1]。装荷パターン探索は最善と思われる選択を繰り返す点は囲碁と類似しているが、囲碁には対局者が存在し棋譜を無視して終局状態だけ真似ても意味を為さないのに対し、装荷パターン探索は最終的に得られた配置それ自体に価値がある点が異なっている。膨大な設計事例の中から、装荷したい燃料の無限増倍率ベクトルとの平均二乗誤差が最小となる装荷パターンを選び出す方法も考案されているが[2]、最適化探索の初期パターンとして利用するものであった。本研究では、画像のクラス分類などで画期的な成果を収めている DNN の汎化性能に着目し、使用する燃料リストを与えてもっともらしい装荷パターンを推定させる方法を検討した。

3. 深層学習による燃料装荷パターンの推定　国内 4 ループ PWR の 1/8 炉心を対象とし、全結合型で 6 層の DNN を構築した。各層のユニット数は、入力層 31、中間層 496, 248, 124, 62、出力層 31 とした。出力層は No.0 のユニットを炉中心、No.1～12 を軸対称位置、No.13～30 を 1/8 対称位置の炉心座標に対応させた。教師データとしては、新燃料取替体数 6 ケース (60,64,...,80 体)×Gd 新燃料割合 2 ケース×継続使用燃料割合 8 ケース×直前サイクルの引継燃焼度 5 ケース(8,9,...,12GWd/t) の計 480 ケースについての最適化探索結果を用意した。最適化探索には自動探索コード SAMPLS[3] を用いた。入力層に無限増倍率で降順に整序した燃料リスト、出力層に最適化された装荷パターン(無限増倍率ベクトル)を教師データとして与え学習を行った。DNN に未学習の燃料リスト約 100 ケースを与え、出力された装荷パターンについて SIMULATE-3 の 2 次元計算で炉心特性値を評価することで、もっともらしい推定が行えたか確認した。

参考文献

[1]巽,"深層学習と強化学習による燃料装荷パターン最適化手法の検討 (1)燃料装荷パターン情報を用いた炉心核特性の予測", 日本原子力学会 2017 年春の大会(2017).

[2] X.Mouney,"ARPEGE, THE EDF TOOL FOR CORE RELOAD PATTERN", Advances in Nuclear Fuel Management III(2003).

[3] K.Ishitani, et. al., "Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS", Advances in Nuclear Fuel Management IV(2009).

---

*Kazuki Ishitani[1]

[1]Nuclear Engineering and Services Company

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G13-16] Accident Analysis

Chair:Kei Ito (Kyoto Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 4:55 PM Room G (C213 - C Block)

[1G13] Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Hideki Nariai[1] (1. University of Tsukuba)

3:50 PM - 4:05 PM

[1G14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation

*Kenta INAGAKI[1] (1. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM

[1G15] Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[1], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2] (1. Univ. Tokyo, 2. Imperial College London)

4:20 PM - 4:35 PM

[1G16] Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1] (1. The University of Tokyo)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
(33) 格子ボルツマン法によるジェットブレイクアップ挙動の数値シミュレーション

Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor
(33) Numerical simulation of jet breakup behavior by a lattice Boltzmann method

*齋藤 慎平[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，成合 英樹[1]
[1]筑波大学

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，ジェット状に放出された溶融燃料挙動の把握が重要となる．本報では，二相系格子ボルツマン法を高密度比かつ高 Reynolds 数条件に対して拡張し，既存実験結果の再現を試みた．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心溶融事故，ジェットブレイクアップ，格子ボルツマン法

1. 緒言

高速増殖炉の炉心溶融事故に対する事故後冷却性評価に向けて，冷却材中に流出した溶融燃料のブレイクアップ挙動の把握が望まれる．このような極めて複雑な熱流動挙動における二液相間相互作用を弁別して観察し，その影響を明らかにすることが本数値解析の目的である．本報では，溶融物-冷却材系で想定される条件においても数値的に安定となる計算手法を構築し，既存の実験条件における計算を実施した．

2. 手法

本研究では，格子ボルツマン法を用いてジェットブレイクアップの数値解析を実施してきた．数値安定性向上のため，先行研究[1]では以下に示す多緩和時間衝突則を用いて定式化した：

$$\left(|\Omega^k\rangle\right) = -\mathbf{M}^{-1}\mathbf{K}\mathbf{M}\left(\left|f^k\right\rangle - |f^{k(e)}\rangle\right) \quad (1)$$

本報では，高密度比・高 Reynolds 数に対する安定性をさらに高めるため，中央モーメント[2]に基づき，衝突項を以下のように再定義した：

$$\left(|\Omega^k\rangle\right) = -\mathbf{M}^{-1}\mathbf{N}^{-1}\mathbf{K}\mathbf{N}\mathbf{M}\left(\left|f^k\right\rangle - |f^{k(e)}\rangle\right) \quad (2)$$

N は，モーメントを流体の流れ場に沿った系に写す変換行列である．

3. 結果

本報では，解析対象として FARO/TERMOS-T1 試験[3]を選択した．Fig. 1 に示す，液液二相ジェットに対する流動線図[4]によれば，本条件は *atomization* と予想される．T1 試験条件における流動解析結果を Fig. 2 に示す．上述の数値モデル改良により，溶融物-Na 系の物性値条件に対しても計算は安定に進行した．ジェット界面は極めて不安定となり，ジェット側面からの，多数の微小液滴の生成が見られる．本解析結果は，当該試験条件における二液相間作用のみを考慮した場合においても，微粒化が活発に生じることを示すものである．

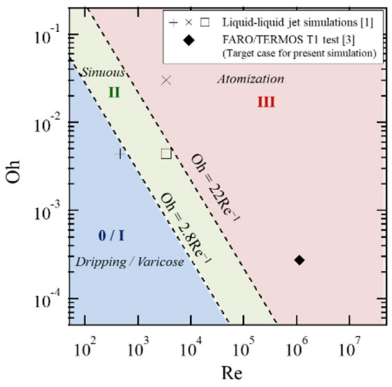


Fig. 1 Flow-regime map.

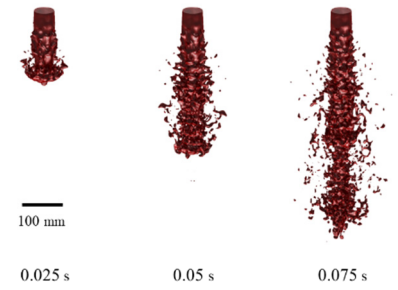


Fig. 2 Simulation results based on the FARO/TERMOS-T1 test condition.

謝辞 本研究は，三菱重工業の佐藤裕之氏，坂場弘氏，ならびに三菱 FBR システムズの小山和也氏の支援を受けて実施しました．数値解析の一部は，筑波大学計算科学研究センターの学際共同利用プロジェクト（COMA）を利用しました．

参考文献

[1] S. Saito, Y. Abe and K. Koyama, *Phys. Rev. E*, in press; [2] A. De Rosis, *Phys. Rev. E* **95**, 13310, (2017) [3]; D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, *Nucl. Technol.* **98**, 79 (1992); [4] S. Saito, Y. Abe and K. Koyama, *Nucl. Eng. Des.* **315**, 128 (2017).

---

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] and Hideki Nariai[1]
[1]University of Tsukuba

原子炉事故解析に向けたマルチフィジクス粒子法コードの開発 (3)共晶モデルの開発

Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
(3)Implementation of a developed eutectic model

*稲垣　健太[1]
[1]電中研

原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固や移動、大変形を伴う複雑な現象を解析するためのマルチフィジクス粒子法コードを開発している。本研究では炉内で発生する燃料および構造物などの共晶反応を取り扱うためのモデルを開発し、コードに実装した。

キーワード：原子炉事故、シミュレーション、粒子法、共晶

1. 緒言

当所では原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固を含む複雑な現象の解析を可能とするマルチフィジクス粒子法解析コード[1]を開発している。これまでに物質単体の溶融凝固を伴う移動過程の解析が可能となった。実際の原子炉事故事象においては、溶融の多くが共晶反応によって発生するため、これらの影響を適切に取り扱うための共晶反応モデルの開発が必要である。

2. 手法

共晶反応を取り扱うために、系に含まれるすべての物質のそれぞれの濃度を、各粒子の持つ変数として定義した。これらの濃度の時間変化については Mustari ら[2]の手法と同様に Fick の第 2 法則を粒子法の Divergence モデルで離散化して評価した。次に各粒子位置において、既存のマルチフィジクス粒子法と同様の溶融判定を実施した。このとき溶融温度は状態図などの情報に基づき、濃度の関数として与えた。

3. 解析結果

仮想的な Fe-U 状態図（図１）に基づいて、Fe 坩堝中に溶融 U を配置した解析を実施した。温度は一様に 1200℃とした。解析結果を図２に示す。U が Fe 中に拡散して共晶反応により Fe が溶融する様子が再現された。また、中間相（UFe_2）の生成も再現された。今後、液相と固相の境界の進展速度などについて、高精度化を進める。

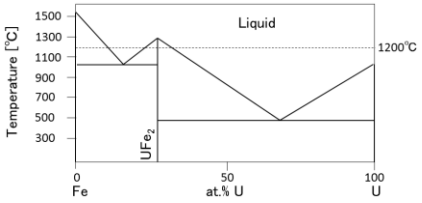


図１　仮想的な Fe-U 状態図

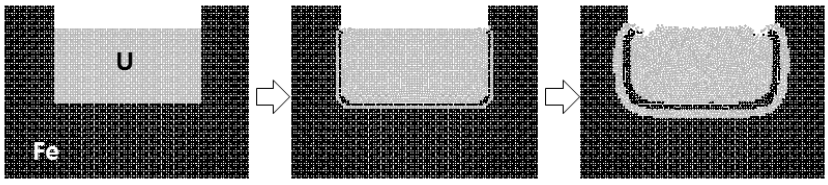


図２　一様温度下における共晶溶融反応解析例（黒：固相、灰色：液相）

参考文献

[1] 稲垣健太 “過酷事故シミュレーションへ向けたマルチフィジクス粒子法の開発”, 日本原子力学会和文誌（2015）

[2] A.Mustari, Y.Oka, M.Furuya, T.Watanabe and R.Chen, “3D simulation of eutectic interaction of Pb-Sn system using Moving Particle Semi-implicit (MPS) method”, Annals of Nucl. Energy 81 (2015) 26-33.

---

*Kenta Inagaki[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industryhimbashi Univ., [2]Atom Research Lab.

固気混相流体系における臨界シミュレーション

Criticality simulation in a gas-solid multiphase flow

*高畑 和弥[1]，酒井 幹夫[1]，山口 彰[1], Pavldis Dimitrios[2], Pain Christopher[2]

[1]東京大学，[2]Imperial College London

本研究では、固気混相流シミュレーションと臨界計算の連成解析手法を開発する。この連成手法は、燃料デブリの流動による臨界評価に応用される。

キーワード：臨界、固気混相流、DEM-CFD 法、MCNP

1. 序論

シビアアクシデント(SA)マネジメントおよび廃炉において、安全性の担保には臨界評価が必要となる。燃料デブリの流動に伴う炉内状況の把握および臨界評価を行うためには、数値シミュレーション技術の導入が有効である。本研究では、DEM-CFD 法[1]に MCNP を連成することにより、固気混相流体系における臨界シミュレーションを行う。

2. 数理的手法

気相の支配方程式は局所体積平均法[2]を用いた連続の式および Navier-Stokes 方程式であり、固相の支配方程式は並進及び回転の式である。大規模体系を効率的に計算するため、スケーリング則の DEM 粗視化モデル[3]を用いた。DEM-CFD 法の計算結果からセル内部の核種の粒子数密度を求め、MCNP におけるインプットとして用いることにより臨界シミュレーションを行う 1-way カップリングを行った。



(a) Original particle system　(b) Coarse grain ratio: 2.0　(c) Coarse grain ratio: 3.0

Fig. 1 Typical snapshots of spouted bed

3. 結果・考察

Figs. 1 および 2 に本手法で噴流層に応用した計算結果（UO_2 粒子の空間分布および k_{eff} の時間変化）を示す。DEM 粗視化モデルを用いた場合の中性子増倍係数はオリジナルの DEM における結果と非常によく一致した。本研究によって臨界計算が大規模粉体体系に適用可能であることが示唆された。

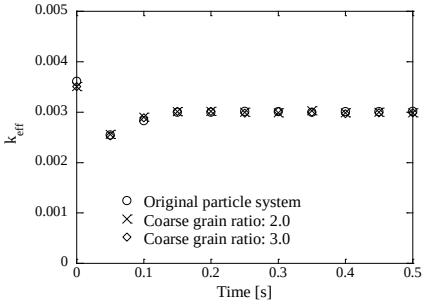


Fig. 2 Transient change of k_{eff}

4. 結論

本研究で開発した連成手法により、固気混相流体系の臨界評価が可能であることが示された。

謝辞

本研究は、文部科学省の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の一部である。

参考文献

[1] Y. Tsuji et al., *Powder Technol.*, 77, 1993.

[2] T. B. Anderson and R. O. Y. Jackson, *Ind. Eng. Chem. Fundam.*, 6, 1967.

[3] M. Sakai and S. Koshizuka, *Chem. Eng. Sci.*, 64, 2009.

---

*Kazuya Takabatake[1], Mikio Sakai[2], Akira Yamaguchi[1], Dimitrios Pavldis[2], Christopher Pain[2]

[1]The University of Tokyo, [2]Imperial College London

DEM 粗視化モデルを用いた固気液三相流の数値シミュレーション

Numerical simulation of gas-solid-liquid flows using the DEM coarse grain model

*田村 耕太郎[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

DEM（Discrete Element Method）は固体粒子のマクロ挙動を計算する手法である。大規模体系では計算コストが高くなるため、高速化には DEM 粗視化モデルの適用が有効である。本研究では DEM 粗視化モデルを固気液三相流に対して初めて適用し、固気液三相流の振る舞いを評価する。

キーワード：DEM-VOF、DEM 粗視化モデル、固気液三相流

1. 序論

廃止措置を円滑に行う上で、粉体の制御は極めて重要であり、固気液三相流のシミュレーションの導入が期待されている。固気液三相流の解析においては、DEM と VOF（Volume of Fluids）法を連成させた DEM-VOF 法が用いられている[1]。しかし、大規模体系では計算負荷が著しく高くなるため、直接計算することが極めて困難であった。本研究では、DEM 粗視化モデル[2]を固気液三相流に対して初めて適用し、回転円筒内部における固気液三相流の挙動の数値解析を行う。

2. 数理的手法

本研究では、DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法を用いる。固相の計算には並進及び回転の運動方程式を、液相及び気相の計算には連続の式と Navier-Stokes 方程式を用いる。

3. 数値解析

円筒内部に固体粒子と液体を入れ、円筒全体を 15rpm で回転させた。Fig.1 に計算結果を示す。DEM 粗視化モデル（粗視化率 3 倍）を用いてオリジナルにおける固相及び液面の挙動を高精度に模擬可能であることが示された。

4. 結論

本研究の数値解析結果より、DEM 粗視化モデルとオリジナルの両者における固相及び液面の挙動が一致することが確認され、固気液三相流の解析における DEM 粗視化モデルの有用性が示唆された。

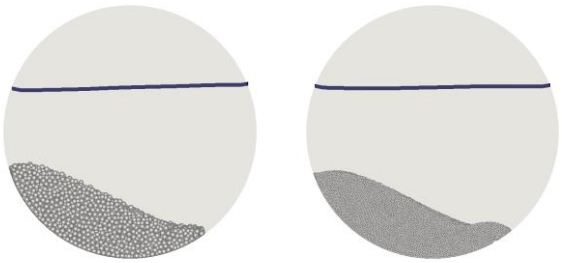


Fig.1　DEM 粗視化モデル(左)とオリジナル(右)の数値解析結果

参考文献

[1] X. Sun and M. Sakai, Chem. Eng. Sci., 134, 531-548 (2015)

[2] M. Sakai and S. Koshizuka, Chem. Eng. Sci., 64, 533-539 (2009)

---

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1]

[1]The University of Tokyo

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1 Computational Science and Engineering

[1G17-21] Microscopic Analysis

Chair:Masaaki Suzuki (Tokyo Univ. of Sci.)

Wed. Sep 13, 2017 4:55 PM - 6:15 PM Room G (C213 - C Block)

[1G17] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)

Daiki Nakanishi[2], Tomoya Kawabata[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] （1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. Department of Engineering, the University of Tokyo, 3. Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency）

4:55 PM - 5:10 PM

[1G18] Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3], Mituhiro Itakura[4] （1. School of Engineering, the University of Tokyo , 2. Department of Engineering, the University of Tokyo , 3. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 4. Center for Computational Science &e-Systems, Japan Atomic Energy Agency）

5:10 PM - 5:25 PM

[1G19] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)

*KOHEI DOIHARA[1], TAIRA OKITA[2], MITSUHIRO ITAKURA[3] （1. School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency）

5:25 PM - 5:40 PM

[1G20] Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5] （1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo , 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, 5. Oak Ridge National Laboratory）

5:40 PM - 5:55 PM

[1G21] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method

*Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3] （1. Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Department of Mathematics, Shibaura Institute of Technology, 3. Mizuho Information &Research Institute）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MD 法による中性子照射下結晶欠陥形成過程に及ぼす材料物性の影響 (3)

MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (3)

中西 大貴[1]，川畑 友弥[1]，*沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象として，中性子照射下での結晶欠陥形成，及びその積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を分子動力学法により定量化した．初期温度の上昇とともに積層欠陥を伴う大きな原子空孔集合体の形成確率が減少するため，軽水炉供用温度では原子空孔集合体形成過程に明確な SFE 依存性が観察されなかった．

キーワード：カスケード損傷，積層欠陥エネルギー，分子動力学，自己格子間原子，オーステナイト鋼

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼は，積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い面心立方（FCC）金属の一つである．従来より，中性子照射環境で供されるオーステナイト鋼（SFE ≤ 33mJ/m^2）の欠陥形成過程を把握するため，Cu（SFE ~ 44 mJ/m^2）を用いた分子動力学（MD）計算が行われてきた．本研究では，Cu を用いたオーステナイト鋼の欠陥形成過程再現の妥当性を評価するため，この過程に及ぼす SFE の影響を，特に原子空孔集合体形成挙動に着目し，解明した．

2. 計算手法

本研究では，SFE が 14.6 ~ 186.5 mJ/m^2 と異なる一方，その他の物性値は極力一定に設定した 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャルを用いて計算を行った[1]．一次はじき出しエネルギー（PKA エネルギー，E_{PKA}）50 keV，計算セル内原子数 1.1 x 10^7，初期温度 100 , 300 , 600 K とし，NVE アンサンブルにて 50 ~ 100 ps の計算を行った．各温度で 25 回の繰返し計算を行い，原子空孔集合体形成に及ぼす SFE の影響を明らかにした．

3. 結論

図 1 には初期温度 600 K の計算で観察された原子空孔集合体形成数の SFE 依存性をサイズ毎に示す．600 K に於いても，100 K と同様[2]，大きな原子空孔集合体はほぼ全て積層欠陥を伴ったものであることが明らかとなった（図 2）．しかし，初期温度の上昇とともに，これらの大きな原子空孔集合体の形成数は極めて低くなるため，平均サイズ，形成数に明確な SFE の影響が観察されなかった．

本研究の結果より，軽水炉供用条件では，原子空孔集合体形成過程に及ぼす SFE の影響は殆どないため，Cu の計算結果に基づいてオーステナイト鋼の挙動を再現する従来からの手法は，少なくとも原子空孔集合体の解析に関しては，妥当であることが明らかとなった．

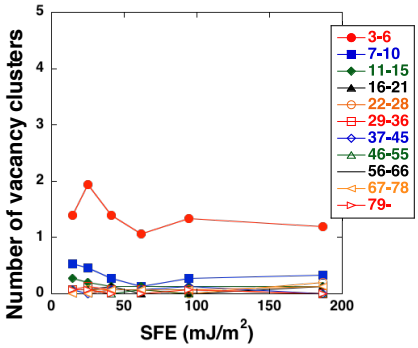


図 1 原子空孔集合体形成数の SFE 依存性（600K）

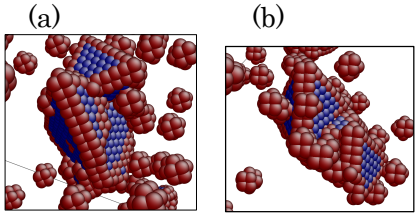


図 2 原子空孔集合体形態の例
(a) 14.6mJ/m^2, 160 vacancies
(b) 24.8 mJ/m^2, 90 vacancies
（600K の結果．青は積層欠陥を，赤は集合体縁を示す．）

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003
[2] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，2017 年春の大会

Daiki Nakanishi[1], Tomoya Kawabata[1], *Taira Okita [2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center of Engineering, the University of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency

面心立方金属を対象とした照射欠陥挙動のモデル化

Modelling for the behaviors of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

*安達 悠希也[1]，早川 頌[2]，沖田 泰良[3]，板倉 充洋[4]

[1]東京大学工学部，[2]東京大学大学院工学系研究科，[3]東京大学人工物工学研究センター，

[4]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

面心立方金属を対象として、部分転位拡張幅の時間変化を分子動力学法により評価した。オーステナイトに相当する低積層欠陥エネルギー材料では、融点の半分以上の高温でも、拡張幅が比較的小さいらせん転位でも，熱揺らぎのみによる転位の収縮は観察されないことが明らかとなった。

キーワード：分子シミュレーション，中性子照射，自己格子間原子集合体，転位

1. 緒言

パイプ拡散とは、転位などに沿った拡散であり、高温領域における材料特性を決定づけるミクロメカニズムの一つである。中性子照射環境では、自己格子間原子集合体が転位に吸収される過程がパイプ拡散に起因し[1]、この結果として空孔過飽和、ボイド形成に伴う体積膨張（スエリング）が発生すると考えられる。そのため、原子炉構造材料特性を予測する上で、パイプ拡散現象を精緻に解明することが求められる。

面心立方（FCC）金属においては、転位が 2 つの部分転位に拡張しており、その拡張幅は積層欠陥エネルギー（SFE）によって決定づけられるため、パイプ拡散の発生有無も SFE に支配されることが考えられる[2]。本研究では、FCC 金属を対象とした分子動力学（MD）法により、パイプ拡散発生に必要な転位拡張幅の温度に伴う変化を原子レベルで解明した。

2. 計算方法

SFE のみを変化させた 6 つの EAM ポテンシャルを用いて[3]、LAMMPS[4]による MD 計算を行った。これらポテンシャルの融点（T_m）は約 1350K で SFE に依存しない。計算セルは、X[10-1]70nm x Y[1-21]4nm x Z[111]3nm で、X、Y 方向は周期境界、Z 方向は自由境界とした。セル中心にバーガースベクトル $a_0/2$[110] の刃状転位またはらせん転位を挿入し、約 10ps 緩和後、温度を 700-1200K の範囲に設定した。タイムステップを 0.002ps とし、50 ステップごとに転位拡張幅を集計し、100ps 間の拡張幅平均値と最小値を算出した。

3. 計算結果・考察

図 1 に、700K（~ $0.5T_m$）におけるらせん転位拡張幅平均値、最小値の SFE 依存性を示す。パイプ拡散発生には、部分転位の収縮・局所的完全転位化が必要であるが、オーステナイト鋼に相当する SFE ≤ 44.1 mJ/m^2 では、極めて短い時間スケール（～100 ps）ではあるが、らせん転位に於いても収縮は観察されなかった。オーステナイト鋼相当の FCC 金属においてパイプ拡散が発生するためには、他の結晶欠陥との相互作用による部分転位の拡張の阻害が必要であると考えられる。

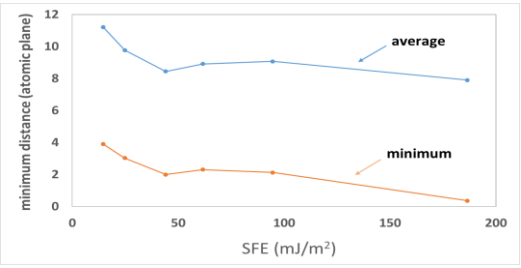


図 1　700K におけるらせん転位拡張幅の SFE 依存性

参考文献

[1] T. Okita et al., Acta Materialia 118 (2016) 342.

[2] S.Soltani et al., Scripta Materialia 133 (2017) 101.

[3] V. Borovikov et al., MSMSE 23 (2015) 055003

[4] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator <http://lammps.sandia.gov/>

*Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[2], Taira Okita[3] and Mituhiro Itakura[4]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo., [2]Department of Engineering, the University of Tokyo., [3]Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo., [4]Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency.

MD 法を用いた原子空孔集合体-転位相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響解明 (2)

Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (2)

*土井原 康平[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

積層欠陥エネルギー (SFE) が最も低い金属の一つであるオーステナイト鋼に着目し、照射硬化の一要因であるらせん転位-原子空孔集合体相互作用に関して SFE の影響を原子論的に解析した。らせん転位の収縮、交差すべりの発生頻度・回数が相互作用形態を決定づける因子であることを明らかにした。

キーワード：オーステナイト鋼、機械的特性変化、分子シミュレーション

1. 緒言

原子炉構造材料として用いられるオーステナイト鋼は積層欠陥エネルギー (SFE) が最も低い面心立方 (FCC) 金属の一つである。FCC 金属中において、転位は 2 本の部分転位に拡張し、その間に積層欠陥を形成する。転位の拡張幅は SFE に反比例するため、オーステナイト鋼においては、通常線欠陥である転位が面欠陥のような挙動をするが特徴的である。一方、照射下において形成されるボイドは転位運動を阻害し、降伏応力の上昇をもたらす。本研究では、FCC 金属を対象とした MD 計算により、らせん転位とボイドの相互作用における SFE の影響を明らかにし、オーステナイト鋼の硬化予測に資することを目的とする。

2. 計算手法

本研究では MD 計算コードである lammps[1]を用いた。SFE が 14.6~186.5mJ/m^2 と変化する一方、そのほかの物性値はほぼ等しい 4 つの FCC 金属間ポテンシャル[2]を用い、x[10-1] 30.9 nm, Y[1-21] 49.6 nm, Z[111] 25.0 nm のセルを設定した。初期条件として b=a_0/2[10-1]のらせん転位とボイドを配置し、温度を 100K に保ちながら、歪み速度 8.0×10^6/sec 一定で歪みを印加することで相互作用を確認した。

3. 結果

原子的な挙動から 4 つの相互作用形態 (#1~4) が確認された。図 1 にらせん転位の模式図を示す。拡張したらせん転位が交差すべりをするためには部分的な収縮が必要であるが、ボイドとの接触点において、Screwlike な収縮は全ての SFE において観察された一方、Edgelike な収縮は SFE≧44.1mJ/m^2 においてのみ観察された。また、その発生頻度によって相互作用形態が決定づけられ、SFE に影響することが明らかとなった。図 2 に臨界分解せん断応力 (CRSS) の SFE 依存性を示す。CRSS は SFE に伴って大きくなることが明らかとなった。相互作用形態の発生確率は SFE によって異なり、SFE=186.5mJ/m^2 の時のみ、CRSS が特異的に大きくなる相互作用形態 (#4) が観察された。

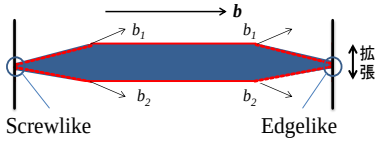


図 1 完全転位化の模式図[3]

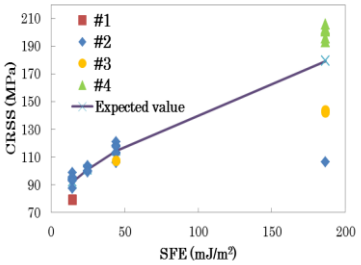


図 2 CRSS の SFE 依存性

参考文献

[1] V. Borovikov et al. Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015)

[2]LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

[3] T. Hatano et al. PHYSICAL REVIEW B 77, 064108 (2008)

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, The University of Tokyo, [2]Reserch into Artifacts, Center for Engineering, The University of Tokyo,
[3] Japan Atomic Energy Agency

BCC-Fe における転位–結晶欠陥集合体間相互作用の原子論的解析

Atomistic study of interaction between a dislocation and a defect cluster in BCC-Fe

*早川 頌[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]，Haixuan Xu[4], Yuri N. Osetsky[5]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構，
[4]The University of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

BCC-Fe における自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体の転位への吸収過程に関して，活性化過程に関する事前の入力パラメータを必要としない“On-the-fly”機構論的モンテカルロ法(KMC: Kinetic Monte Carlo)による原子論的解析を行なった．分子動力学計算との比較を行ない，通常の KMC を用いた既往モデルでは再現が困難であったサイズの小さい SIA 集合体の挙動を，本手法により適切に再現が可能であることを確認した．

キーワード：機構論的モンテカルロ法，On-the-fly，保存的上昇運動，自己格子間原子集合体

1. 緒言

原子炉構造材特有の材料劣化であるボイドスエリングのミクロメカニズムとして，中性子照射環境下において形成される自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体の，一次元すべり運動を通した転位周辺における集積，転位によるそれら集合体の吸収が挙げられる．この吸収過程における SIA 集合体の運動機構として，一次元すべり運動の他に，保存的上昇運動を通したすべり運動方向以外への三次元的運動が存在する[1]．本研究では，BCC-Fe における SIA 集合体の三次元的運動を通した転位への吸収過程の再現を行なう．その際，集合体を構成する原子の拡散パターンを各ステップにおいて逐次導出する手法を用いることにより，事前予測に基づく拡散パターンに関する入力値を必要とする既往モデル[2]の制約を撤廃した，小さい SIA 集合体に対しても適用可能な上記吸収過程のより精緻な解析を行なう．

2. 計算方法

本研究では，集合体挙動の時間進展に関しては機構論的モンテカルロ法(KMC: Kinetic Monte Carlo)を用いる一方で，個々の原子の拡散パターンとその活性化エネルギーに関しては各ステップにおける集合体周囲の領域の原子配置から逐次導出した(Self-evolving atomistic kinetic Monte Carlo[3])．これにより，刻々と変化する原子配置に応じた活性化過程の探索が可能となり，さらに事前予測が難しい複雑な原子挙動の再現が可能となった．

3. 結果・考察

図 1 は SIA 集合体が三次元的運動を通して転位へ吸収される様子を示す．吸収に要する時間に関して，同一条件における分子動力学(MD: Molecular Dynamics)計算との比較を行なった場合，高温ほど結果に差異が見られた．これは KMC 計算の際に仮定している Harmonic Transition State Theory に起因すると考えられる[4]．一方で 700K における KMC，MD 各計算の SIA 集合体の転位への吸収時間はほぼ同等であった．以上より本手法は，時間スケールの制約により MD 計算による再現が困難である 700K より低い温度条件においても，SIA 集合体の三次元的運動を通した転位への吸収過程とそれに要する時間を十分適切に再現可能であると言える．

謝辞　本研究は中部電力株式会社の公募研究による成果を含む．

参考文献

[1] D.A. Terentyev et al., Phys. Rev. B, 75 (2007) 104108.
[2] T. Okita et al., Acta Mater., 118 (2016) 342-349.
[3] H. Xu et al., Phys. Rev. B, 84 (2011) 132103.
[4] H. Xu et al., J. Phys.: Condens. Mater., 24 (2012) 375402.

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5]
[1]School of Engineering, The Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, The Univ. of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]The Univ. of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

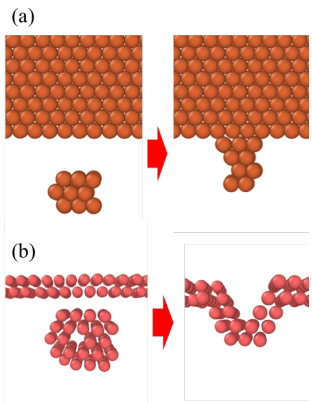


図 1　吸収過程の様子 (1000K)
(a) KMC による結果
(b) MD による結果

スペクトル法を用いた重イオン衝突過程の精密計算
High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method

*岩田　順敬[1,2]、武井　康浩[3]
[1]東京工業大学、[2]芝浦工業大学、[3]みずほ情報総研

Yoritaka Iwata[1,2], Yasuhiro Takei[3]
1Tokyo Institute of Technology, [2]Shhibaura Institute of Technology,
[3]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

非線形クライン・ゴルドン方程式をスペクトル法を用いて数値計算する。クラインゴルドン方程式の枠組みを用いれば、相対論による効果を自然に取り込むことができるだけでなく、中間子等の従来の核子自由度計算では直接扱うことができなかったような粒子を独立粒子として顕に扱うことができる。本研究では、この理論的な枠組みに数値的な精密さを与えるために計算スキームとしてスペクトル法を採用し、時間発展を追跡する（図１：線形の場合についての予備的な結果）。スペクトル法を用いることによって非線形問題を扱うための工夫が必要となるものの、高精度での計算が可能となる。衝突による透過性と相互作用の大きさの関係について、検証計算の結果を示す。

キーワード: スペクトル法、非線形クライン・ゴルドン方程式

1. 緒言
重イオン衝突の時間発展を計算する際には、非線形相互作用項をもった方程式を計算する必要がある。方程式の解としては非線形性に由来した透過性波動[1]が現れることもある。こういった特徴をもつ波同士の衝突においては形状が維持されるのかどうかが問題となるために、とくに高い精度で計算を遂行する必要がある。

2. 方法
非線形クライン・ゴルドン方程式を支配方程式とし、高精度計算を遂行するために開発しているスペクトル法による計算スキームについて報告する。スペクトル法においては、高精度計算が可能である一方で、非線形項について特別な扱いが必要となる。

3. 結果
衝突による透過性と相互作用の大きさの関係という観点から、計算スキームの特性について論じる。

参考文献
[1] Yoritaka Iwata, "Energy-dependent existence of soliton in the synthesis of chemical elements", Mod. Phys. Lett. A 30 (2015) 155008.

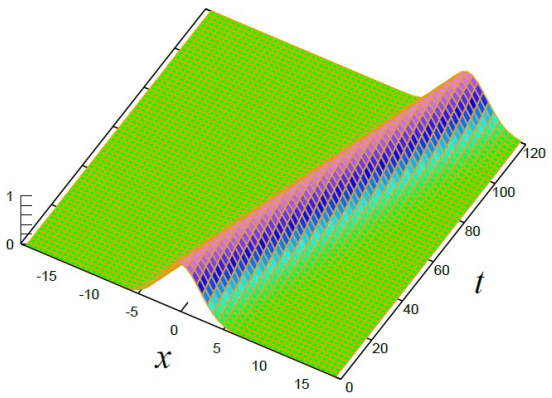


図 1. 線形の場合の波束伝搬

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

[1H01-03] Liquid Waste Treatment

Chair:Hisakazu Nakata (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:05 AM - 10:55 AM Room H (C212 - C Block)

[1H01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:05 AM - 10:20 AM

[1H02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Shimane University)

10:20 AM - 10:35 AM

[1H03] Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University)

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（16）セメント固化体からの水素生成に係る検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(16) Study on Hydrogen Generation from Cement Solidified Products.

*伊藤 義之，松島 怜達，佐藤 史紀，齋藤 恭央
原子力機構

東海・再処理施設内の LWTF で作製予定である３種類のセメント固化体の水素ガス発生量を評価するため、模擬のセメント固化体を作製し水素生成 G 値の測定を行った。

キーワード：セメント固化体，低放射性廃液，水素生成，スラリ，リン酸塩，炭酸塩

1. 緒言　東海・再処理施設の低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）では、3 種類の低放射性廃液（スラリ廃液(注 1)、リン酸塩廃液、炭酸塩廃液）をセメント固化し廃棄体とすることを計画しており[1]、セメント固化設備の設計（安全性評価）では、セメント固化体から発生する水素ガス発生量を評価する必要がある。各固化体の水素生成 G 値（$G(H_2)$）は、使用するセメント材の組成や固型化される廃液成分等によって異なるため、本研究では、廃液中の塩成分の充てん率をパラメータとした模擬セメント固化体を作製し、ガンマ線照射することで各固化体の $G(H_2)$を測定した。(注 1) LWTF 液処理設備（鉄共沈及び限外ろ過）により生成する廃液であり、硝酸塩及び鉄分を主成分とする廃液。

2. 実験　セメント固化設備の設計条件に基づき各試薬を所定量添加することで模擬廃液を調製した。照射用のセメント固化体のうち、スラリ固化体及びリン酸塩固化体は、日揮製のスーパーセメント（SC）で混錬後、円柱容器に充てんし、28 日間、20℃で養生することによって作製した（試料サイズ：ϕ11.5 mm×50 mmH）。炭酸塩固化体は、高炉セメント C 種で混錬後、上記と同様にして作製した。各固化体は、ガラスバイアル瓶（50 mL）に入れ密封した後、QST 高崎研の Co-60 ガンマ線照射施設にて照射し、容器内気相部の水素ガス濃度をガスクロマトグラフによって分析した上で $G(H_2)$を算出した。

3. 結果・考察　各固化体の $G(H_2)$測定結果を表 1 に示す。スラリ固化体（充てん率 10～50wt%）の $G(H_2)$は、約 0.03（/100eV）であり、スラリ廃液を添加していない場合に比べて、半分以下に低下した。一方、リン酸塩固化体の $G(H_2)$は、充てん率が上昇するほど高くなる傾向であり、12wt%では、約 0.37（/100eV）と今回測定した固化体の中で最も高い値であった。スラリ廃液中に含まれる硝酸イオンは、水素ガス発生量を減少させる作用がある[2]一方、リン酸イオンは、水素発生量を増加させる作用があるためと考えられる。また、炭酸塩固化体では、充てん率 10wt%で $G(H_2)$が最も高くなり、20～30wt%では、$G(H_2)$は低下する傾向であった。炭酸塩固化体の XRD 結果から、塩充てん率が高くなるほど、Na_2CO_3 と $CaCO_3$ の複合物である Pirrsonite が高く検出されており、この影響で $G(H_2)$は低下したと考えられる。

参考文献

[1] A. Sugaya *et al.*, WM2011 Conf. 11078 (2011).
[2] N. Nakagiri, T. Miyata, J. Atom. Energy Soc. Jpn. 36 (1994) 42.

本報は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度による成果を含む。

*Yoshiyuki Ito, Ryotatsu Matsushima, Fuminori Sato and Yasuo Saito
Japan Atomic Energy Agency

表 1　各固化体の $G(H_2)$ 測定結果

塩充てん率（wt%）	0	4	8	10	12	20	30	50
スラリ固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.08	－	－	0.03	－	－	0.03	0.03
リン酸塩固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.20	0.21	0.26	－	0.37	－	－	－
炭酸塩固化体 $G(H_2)$（/100eV）	0.09	－	－	0.14	－	0.04	0.02	－

注）各固化体に対して 2 回測定した平均値を示す

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（17）実規模混練による炭酸塩廃液のセメント固化の検討

Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant
(17) Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste by Full-scale Mixing

*松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，齋藤恭央[1]，新 大軌[2]
[1]原子力機構，[2]島根大学

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における核種分離後の硝酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)を主成分としたセメント材の適用検討を行っている。本報告では、実規模大でセメント固化試験を行い廃液組成を変化させた際の圧縮強度への影響について検討した結果を報告する。

キーワード：東海再処理施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、低放射性廃液、炭酸ナトリウム、セメント固化

１．緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性の液体廃棄物及び固体廃棄物を処理する施設として建設された。現在、本施設による液体廃棄物の処理に伴って核種分離後の硝酸塩廃液に対して、硝酸根を分解し硝酸塩を炭酸塩に置換することで脱硝を行い炭酸塩廃液とし、その後セメント材を加えることによって固化体とする計画として、設備導入に向けた検討、設計を進めている。本報告では、セメント固化における廃液の脱硝率による影響を調査するため、炭酸塩と硝酸塩の割合を変化させた模擬廃液を固化した際の挙動について調査したので報告する。

２．試験　模擬廃液中の塩は脱硝率を考慮し、廃液に溶解させる塩の内、炭酸ナトリウムの割合(=脱硝率)を 90～100mol%、硝酸ナトリウムの割合を 10~0mol %とし、セメント材は高炉セメント C 種を使用し、試料の総重量は約 300Kg とした。また、塩充填率(総重量に対する塩の割合/wt%)、水セメント比(水の重量をセメントの重量で除した値)をパラメーターとした。作製した試料に対して 28,182,364 日養生後に試料の一部を採取(コアボーリング)して、圧縮強度を測定した。

３．結果・考察　一例として、水セメント比 0.75、塩充填率 17, 20wt%、脱硝率 90, 100 mol %の場合の結果を図 1 に示す。図 1 より、脱硝率の増加に伴って、圧縮強度の増加が確認された。また、何れの脱硝率、塩充填率においても、圧縮強度が長期にわたって増加することが確認された。本試験で使用した高炉セメント C 種の主成分である BFS は潜在水硬性を有しており、アルカリ成分によって反応が進行する[1]。また、廃液に含まれる炭酸ナトリウムはアルカリ性を示すため、脱硝率の増加に伴ってその割合が増加することで BFS の反応が促進され、圧縮強度の増加が引き起こされたと考えられる。さらに BFS の反応は長期にわたって継続されるため、経時変化による圧縮強度の増加を引き起こしたと考えられる。一方で、全体量に対する炭酸ナトリウムの割合がほぼ同じ場合(●：脱硝率 100%の塩充填率 17wt%　□：脱硝率 90%の塩充填率 20wt%)であっても、廃液内の塩に硝酸ナトリウムが混在した場合に、混在しない場合と比較して 182 日養生以降の圧縮強度が低くなることが確認された。このことから、硝酸ナトリウムは固化体の圧縮強度を低下させることが考えられる。

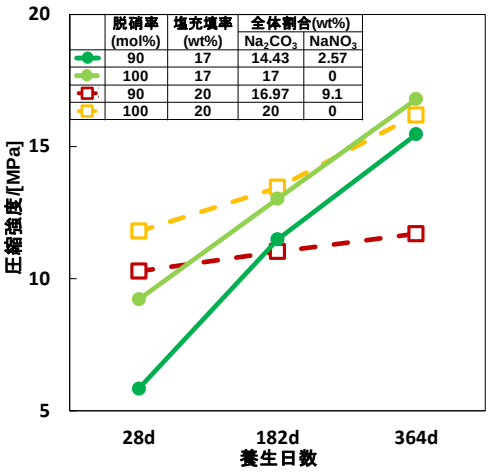


図 1 脱硝率と圧縮強度の関係

参考文献 [1]日本コンクリート工学協会,コンクリート便覧, (1996), p 99-102

* Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2],
[1]JAEA, [2] Shimane University

放射性廃液中における乳酸の酸化分解処理

Oxidative decomposition of lactic acid in radioactive liquid waste

*荒井　陽一[1,2]，渡部　創[1]，小木　浩通[1]，久保田　俊夫[2]，野村　和則[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]茨城大学

本報告では、還元剤として使用した乳酸を含有する放射性廃液の処理方法としてフェントン法の適用性を実験的に確認した結果を報告する。

キーワード：廃液処理，フェントン反応，酸化分解処理

1. 緒言

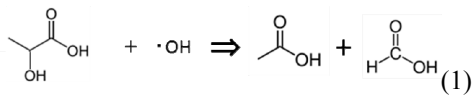
原子力研究開発機構では、過去に使用済高速炉燃料の再処理技術開発として、Pu の還元剤に乳酸を用いた試験を実施している。試験で発生した放射性廃液中の乳酸の処理方法として、吸着処理や固化処理、分解処理について調査・検討を行った結果、効率的に試験廃液中の乳酸を処理するためには、フェントン反応で発生した OH ラジカルと反応させて酸化分解する方法が有望と考えられた[1]。フェントン反応とは、鉄を触媒として過酸化水素との反応により、OH ラジカルを生成する反応である。乳酸と OH ラジカルの反応により、酢酸等のカルボン酸やカルボニル基を有するアルデヒド類、ケトン類が生成し、最終的には CO_2 にまで分解すると推察した。本報告では、試験廃液中の乳酸の分解に対するフェントン法の適用性を実験的に確認した結果について報告する。

2. 実験

実試験廃液の組成を参照し、2 M 乳酸と 4 M 硝酸の混合溶液を模擬廃液とした。模擬廃液 200ml と 0.5 M Fe^{3+}溶液 200ml を混合した後、液温を 60～70℃で調整した。その後、30%過酸化水素溶液を、分解反応の様子を観察しながら 10 ml / 5～10 min の速度で合計 200ml 添加した。処理後の溶液について、発色法による乳酸濃度の分析やイオンクロマトグラフによる有機酸濃度を測定した。

3. 結果と考察

処理後の溶液の分析から、溶液中の乳酸のほぼ全量が分解することを確認した。また、溶液中の有機酸を測定した結果については、約 80 mmol の酢酸と約 20mmol のギ酸が含まれることを確認した。試験に投入した乳酸量は約 400 mmol であるため、乳酸中のカルボキシル基が完全に分解されず、酢酸やギ酸として残留したと推察される。また、分解処理時に発生するガスの分析から、乳酸の酸化分解により酢酸、ギ酸のカルボン酸の生成を経由して、最終的に CO_2 ガスに分解されると推察される結果を得た。推定される分解反応の一例を式(1)、(2)に示す。なお、ガス中には水素などの爆発性の気体は検出されなかった。



(1)

$$HCOOH + {\cdot}OH \Rightarrow {\cdot}COOH + H_2O$$
$$2\,{\cdot}COOH + 2\,{\cdot}OH \Rightarrow 2\,HOCOOH \Rightarrow 2\,CO_2 + 2\,H_2O \quad (2)$$

以上の様に、安全に反応を制御することが可能であり、かつ、CO_2 等の安定な形態に処理することが可能であることを確認した。乳酸以外の有機酸についてもフェントン反応により酸化分解可能であると推察されることから、有機酸含有溶液の廃液処理への応用が可能である有望な方法を見出した。

参考文献

[1]土橋 源一, 有機合成化学 第 23 巻 第 2 号, P117-126 (1965)

---

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Hiromichi Ogi[1], Toshio Kubota[2] and Kazunori Nomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ibaraki Univ.

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

[1H04-07] Characterization of Waste Package

Chair:Keita Irisawa (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:55 AM - 12:00 PM Room H (C212 - C Block)

[1H04] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:55 AM - 11:10 AM

[1H05] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1], Yutaka Kameo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[1H06] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM

[1H07] Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1], Akihiro Sakai[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（1）浅地中処分に向けた廃棄体確認方法の開発方針

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(1) Development Plan for Confirmation Methods of Waste Packages for Near Surface Disposal

*出雲 沙理[1]，林 宏一[1]，仲田 久和[1]，亀尾 裕[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構が計画している研究施設等廃棄物の浅地中処分〔ピット処分(L2)及びトレンチ処分(L3)〕に当たり、規制当局の廃棄体確認に合理的且つ簡便な方法により対応することとし、その技術基準に係る開発方針とこれまでの開発状況を紹介する。

キーワード：研究施設等廃棄物、浅地中処分、廃棄体確認

1. 緒言

研究施設等廃棄物は発電所廃棄物と異なり、発生施設や性状、核種組成等が多種多様であるとともに、埋設処分に当たり複数の容器形態が想定される(表参照)。そこで、発電所廃棄物での廃棄体確認方法を参考に、研究施設等廃棄物の特徴と埋設形態を踏まえた合理的且つ簡便な廃棄体確認方法を開発することを目的に、その方針を定め、技術開発を進めている。以下に開発方針の全体を概説する。

表　発電所廃棄物と研究施設等廃棄物の技術基準への対応

技術基準	発電所廃棄物（L2）	研究施設等廃棄物（L2、L3）
核種毎の放射能濃度	実用発電用原子炉からのみ発生し、含有核種と組成比が比較的一様なため、SF 法等の放射能濃度評価方法で決定	試験研究用原子炉、核燃料使用施設、RI 施設等発生元が多岐で、含有核種と組成比が多種多様なため、廃棄物を分類し放射能濃度評価方法を検討
廃棄体の耐荷重強度	200ℓドラム缶のみ	ドラム缶の他、鋼製角型容器等も想定
有害な空げき	モルタル充填で低減	モルタル充填の他、砂等による充填も考慮
健全性を損なう物質	混入することはない	硝酸塩、フッ化物等の制限

2. 開発方針

廃棄体等の技術基準について、埋設する放射性廃棄物の放射能に係る項目と、廃棄体の種類や容器、固型化材等の廃棄体性能に係る項目に大別し、それぞれ以下のように開発方針を定めた。

2-1. 放射能に係る項目：廃棄物を発生施設や汚染源、性状等により適切にグルーピングし、そのグループ毎にそれぞれ SF(スケーリングファクタ)法等の合理的な放射能濃度評価方法を構築する。その上で、これらのグループ間の共通化を検討する。

2-2. 廃棄体性能に係る項目：発電所廃棄物の廃棄体確認では適用されていない鋼製角型容器等の耐荷重強度や、多様な容器へのモルタル及び砂の充填性、廃棄物に含有することが想定される硝酸塩、フッ化物等の廃棄体の健全性を損なう物質(生活環境影響物質)の溶出率等について試験・評価を行い、技術基準に適合した廃棄体製作方法を開発する。

3. 検討状況及び今後の予定

これまでに試験研究用原子炉から発生した廃棄物の放射能濃度評価方法を検討し、また、耐荷重試験や容器に応じたモルタル及び砂の充填性試験を実施してきた。今後も再処理施設や RI 施設等から発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の構築や共通化を図るとともに、生活環境影響物質の埋設上限値等の評価等、開発を継続する。

---

*Sari Izumo[1], Hirokazu Hayashi[1], Hisakazu Nakata[1], Yutaka Kameo[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（2）金属試料に対する放射化学分析スキームの構築

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(2) Construction of Radiochemical Analytical Scheme for Metal Samples

*下村 祐介[1]，河内山 真美[1]，原賀 智子[1]，石森 健一郎[1]，亀尾 裕[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物に対する放射能評価方法を構築するため、試験研究用原子炉から発生した金属試料に対して、炭素鋼、ステンレス鋼、アルミニウム等の材質を考慮した放射化学分析スキームを構築し、放射能データを取得した。

キーワード：研究施設等廃棄物、金属廃棄物、放射化学分析、放射能濃度評価、試験研究用原子炉

1. 緒言　研究施設のうち試験研究用原子炉では、炭素鋼やステンレス鋼とともに、アルミニウム(Al)が構造材に使用されているため、これら種々の金属廃棄物に適用できる分析スキームを構築する必要がある。そこで、これまでに炭素鋼やステンレス鋼を対象に構築した分析スキーム[1](以下、炭素鋼等分析スキーム)を基に、新たに Al にも適用可能な分析スキームを構築した。

2. 分析スキームの構築　分析対象核種は、トレンチ処分における重要核種の候補として選定されている 12 核種(^{3}H、^{14}C、^{60}Co、^{63}Ni、^{90}Sr、^{94}Nb、^{108m}Ag、^{137}Cs、^{234}U、$^{239+240}$Pu、^{241}Am)とした。これらの核種について、実廃棄物試料及び Al 模擬試料(金属及び溶解液)を用いて、炭素鋼等分析スキームの適用性を確認するとともに、分析上の課題を抽出した。適用性確認の結果、^{63}Ni 以外の核種については、炭素鋼等分析スキームが問題なく適用できることがわかった。一方、^{63}Ni については、Ni を固相抽出する際の弱アルカリ性条件下で $Al(OH)_3$ が多量に沈殿したため $Al(OH)_3$ をメンブレンフィルターにより分離したが、この沈殿に Ni が取り込まれ、回収率が約 70%まで低下した。そこで、Al 及び Ni を弱アルカリ性条件下で可溶化させるため、固相抽出時に添加するクエン酸アンモニウムの量を従来の 1×10^{-3} mol から、溶存 Al 量に対して物質量換算で 1.5 倍量(4.2×10^{-3}－6.4×10^{-2} mol)まで増量したところ、95%以上の Ni 回収率が安定して得られるようになった。以上の検討により、図に示す Al を含む金属試料を対象とした分析スキームを構築することができた。また、本スキームを用いて、試験研究用原子炉(JRR-2 及び JRR-3)から発生した金属廃棄物(炭素鋼、ステンレス鋼、Al 合計 10 試料)の放射能データの取得を行い、回収率や操作性等から、本スキームの有効性を確認することができた。

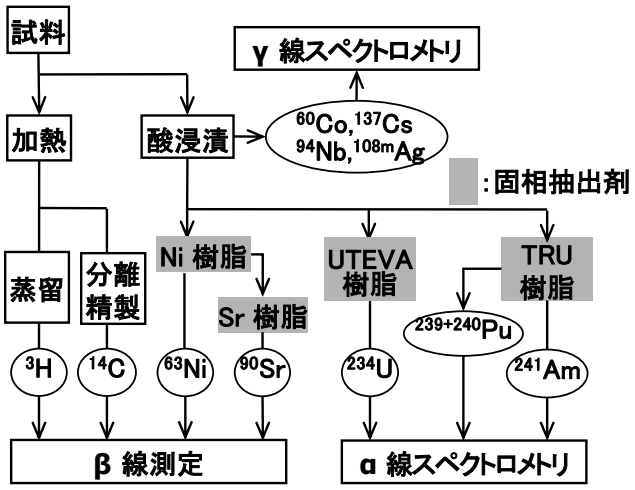


図 金属試料を対象として構築した分析スキーム（対象：炭素鋼、ステンレス鋼、アルミニウム）

参考文献 [1] 亀尾，石森，原賀，島田，片山，中島，高橋，“研究施設から発生する廃棄物に対する体系的な放射能分析法”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.10, No.3, p.216-225 (2011).

*Yusuke Shimomura[1], Mami Kochiyama[1], Tomoko Haraga[1], Ken-ichiro Ishimori[1] and Yutaka Kameo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（3）共通的な放射能濃度評価方法の検討

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(3) Study of Common Evaluation Method to Determine the Radioactivity Concentration

*林 宏一[1]，出雲 沙理[1]，仲田 久和[1]，辻 智之[1]，天澤 弘也[1]，坂井 章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物の特徴を踏まえた合理的な廃棄体確認方法を確立する一環として、試験研究用原子炉の廃棄物から試料を採取して放射化学分析を行い、取得したデータを用いて放射能濃度評価方法を検討し、試験研究用原子炉から発生する廃棄物へ共通的な放射能濃度評価方法を適用できる見込みを得た。

キーワード：研究施設等廃棄物、放射能濃度評価、試験研究用原子炉、JRR-2、JRR-3、JPDR

1. 緒言　研究施設等廃棄物は、試験研究用原子炉、照射後試験施設、RI 施設等の比較的規模が小さく複数の施設から発生する。放射能濃度評価方法として、施設毎に SF を設定する場合、実用発電用原子炉のピット処分で採用されている相関係数の統計値の推移の安定性からデータ点数の充足性を判断する方法を用いると、試料数が多く必要となることが課題となる。このため、試料数の低減を目指し、分散分析検定である F 検定を用いて適切な SF のグループ分類を行うことで、共通的な放射能濃度評価方法を検討した。

2. 検討内容　F 検定は、複数(2 つ以上)の母集団の差の有意性を検定する方法で、実用発電用原子炉のピット処分の SF の設定では、原子炉構成材料や燃料被覆管状況等の事象の有無を考慮した SF のグループ分類の判定に用いている。

この方法を用いて、炉型の異なる JRR-2、JRR-3 及び JPDR の SF についてグループ分類を判定することとし、核種は、上記の施設から発生した金属廃棄物のトレンチ処分において重要核種に予備選定した 12 核種(^{3}H、^{14}C、^{60}Co、^{63}Ni、^{90}Sr、^{94}Nb、^{108m}Ag、^{137}Cs、^{234}U、$^{239+240}$Pu、^{241}Am)を対象に検討を行った。

3. 検討結果　F 検定の結果、^{63}Ni/^{60}Co、^{90}Sr/^{137}Cs の SF について、グループ分類が不要と判定された。また、ヒストグラムを用いた放射能濃度比分布の比較例として ^{63}Ni/^{60}Co の例を図 1 に示す。これらの結果、炉型が異なる場合においても共通的な放射能濃度評価方法を適用できる見込みを得た。今後は、他の核種や施設について更なる放射化学分析データの蓄積を行い共通的な放射能濃度評価方法の適用範囲の拡大や信頼性の向上を図るとともに、SF 法以外の平均放射能濃度法や非破壊外部測定法の適用を含め、合理的な廃棄体確認方法の確立を目指していく。

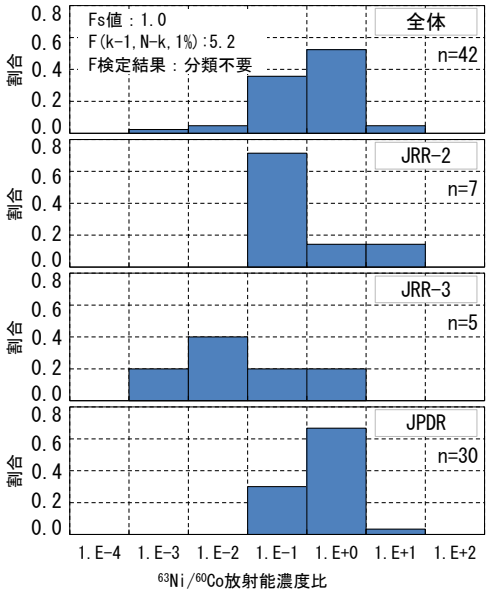


図 1　放射能濃度比分布の比較例

参考文献　[1] 辻, 坂井, 出雲, 天澤, JPDR 保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討(2), JAEA-Technology 2015-009, 日本原子力研究開発機構, (2015).

*Hirokazu Hayashi[1], Sari Izumo[1], Hisakazu Nakata[1], Tomoyuki Tsuji[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

研究施設等廃棄物の廃棄体確認方法の開発
（4）廃棄容器内の空げきへの砂の充填に関する検討

Development of Confirmation Methods of Waste Packages to Radioactive Wastes Generated from Research Facilities

(4) Study on Filling of Sandy Soil into Voids in Waste Container

*仲田　久和[1]，林　宏一[1]，天澤　弘也[1]，坂井　章浩[1]

[1]日本原子力研究開発機構

研究施設等廃棄物のトレンチ処分を行うために、廃棄物を鋼製角型容器に収納し、容器内の空げきを砂で加振充填する方法を検討した。本報では、小型振動台と模擬廃棄物を用いた基礎試験の結果を報告する。

キーワード：研究施設等廃棄物、トレンチ処分、砂

1. 緒言

廃棄物埋設地では、廃棄物上部の覆土に陥没が生じないよう、技術基準で放射性廃棄物の埋設が終了した場合において空げきが残らないこととある。この技術基準に対応するため、定型の廃棄物を容器に整然と配置し、砂質土を加振充填し、容器内の空げきを低減する方法について、技術的成立性は既に示されている。しかし、研究施設等廃棄物では、その発生施設が多岐で、様々な形状の廃棄物が発生しうるため、より充填が難しい形状の廃棄物を不規則に容器内へ収納した場合を考慮した試験を実施した。

2. 試験概要

砂の加振充填性に係るデータの取得は、内部観察が可能な土槽(図 1)に模擬廃棄物を収納し、小型振動台を用いて、加速度(1G, 2G)、周波数(10Hz, 20Hz, 30Hz)、及び加振時間をパラメータとして行った。充填砂は、一般的に鋳造用として使用されている 6 号珪砂の購入砂を用いた。含水比は 0.5%程度であった。模擬廃棄物は、口径が小さい熱交換器の伝熱管を模擬した細管とし、片側の管口を閉塞した。細管は、加振中に充填状況が確認できるよう半割して土槽ガラス面に貼り付け、加振方向に対して、平行から最大 45 度までの角度をつけた。細管の内部への砂の充填状況は、加振中は目視により確認した(図 2)。加振後は、細管を土槽から取り出し、細管内に充填された砂の質量を測定し、細管内の砂の嵩密度を測定した(図 3)。

3. 試験結果

加振方向に対して平行に配置した細管内は、加速度、周波数、加振時間を制御すると、土槽内の砂と同等の嵩密度で充填されることを確認した。一方で、加振方向に対して角度がある細管には十分に充填されなかった。また、砂の被りが浅い場合、細管等の模擬廃棄物は、加振中に浮き上がることがあった(図 4)。今後は得られた知見を元に、未充填部、浮き上がりを抑制するための廃棄物の収納条件、砂量並びに適切な砂の嵩密度に係る品質管理基準を検討する。



図 1 土層、模擬廃棄物



図 2 加振中の充填状況



図 3 加振後の砂の回収

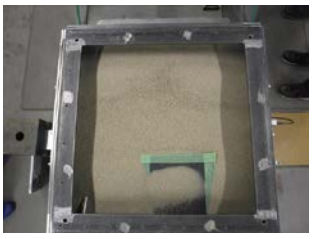


図 4 加振中の浮き上がり

参考文献 [1] 山内、磯部、高尾ら、日本原子力学会 2009 年春の年会(東工大)、D56

*Hisakazu Nakata[1], Hirokazu Hayashi[1], Hiroya Amazawa[1] and Akihiro Sakai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1H08-13] Performance Assessment and Scenario

Chair:Tamotsu Kozaki (Hokkaido Univ.)
Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room H (C212 - C Block)

[1H08] Geosphere Stability Project

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (pr.:AIT))

2:45 PM - 3:00 PM

[1H09] Geosphere Stability Project

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1], Eiji Sasao[1] (1. JAEA, 2. JAEA (Pr.: AIT))

3:00 PM - 3:15 PM

[1H10] Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], Kyoko Ichikawa[2] (1. Nuclear waste management organization of Japan, 2. JAPAN NUS CO.,LTD.)

3:15 PM - 3:30 PM

[1H11] Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1] (1. Japana Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1H12] Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1H13] Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*Kota Kawai[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

地質環境長期安定性評価確証技術開発

(1)地質環境長期変動モデル構築に関する不確実性の抽出・分析

Geosphere Stability Project
(1) Analysis of uncertainties included in development of Geological-Evolutionary Models (GEMs)

*松岡 稔幸[1]，尾上 博則[1]，小松 哲也[1]，安江 健一[2]，岩月 輝希[1]，竹内 竜史[1]，
加藤 智子[1]，笹尾 英嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構（現：愛知工業大学 地域防災研究センター）

本研究では、東濃地域および幌延地域をそれぞれ山間部と平野部の事例として、地質環境長期変動モデルのうち、そのベースとなる地形・地質モデル構築の作業フローの検討およびモデル構築過程に内在する不確実性の抽出・分析に関するこれまでの取り組みおよび成果について示す。

キーワード：地質環境長期安定性，地質環境長期変動モデル，高レベル放射性廃棄物，地層処分

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業における安全評価では、処分施設閉鎖後、数万年以上に及ぶ将来の自然現象に伴う地質環境特性の長期安定性の評価が重要であり、そのためには超長期の地質環境の変動を考慮できる数値モデル（以下、地質環境長期変動モデル）を構築することが必要である。

日本原子力研究開発機構では、地質環境長期変動モデルの構築技術の開発を目的として、岐阜県東濃地域と北海道幌延地域をそれぞれ山間部と平野部の事例とした研究を実施してきた。百万年以上に及ぶ時間スケールで過去から現在までの地質環境の長期変動を評価する技術を確立するためには、これらの時間スケールの中で生じる地形・地質の変化が地表環境、水理、地球化学などに与える影響について、数値シミュレーションに基づき検討することが有効である。

そこで、地質環境長期変動モデルのベースとなる地形・地質モデルに着目して、百万年以上の時間スケールでの地史の検討、古地形および地質・地質構造の復元により構築した地形・地質の三次元数値モデル（地形・地質モデル）を対象に、モデル構築に係る一連の作業フローの検討およびモデル構築過程に内在する不確実性の抽出・分析を行った。

2. 実施概要および主な成果

東濃地域の事例では、現在および過去の特徴的な3つのステージ（土岐砂礫層の堆積時期：約100万年前、河成段丘の高位面形成期：約45万年前、河成段丘の中位面形成期：約14万年前）を設定し、各ステージの地形・地質モデルの復元には、地形・地質発達史から、「断層山地の隆起」、「濃尾傾動運動による変位」、「古地形面の復元」、「地形の開折」などを考慮して三次元地形・地質モデルを構築した。一方、幌延地域の事例では、現在および過去の特徴的な2つのステージ（宗谷丘陵の陸化：約100万年前、宗谷丘陵以西の陸化：約33万年前）を設定し、各ステージの地形・地質モデルの復元には、地形・地質発達史から「約2.3Ma以降の東西圧縮応力場に伴う地形・地質の変化（断層・褶曲運動による隆起・侵食、沈降・堆積、断層・割れ目の形成発達など）」、「地形の開折」、「海底地形」などを考慮して三次元地形・地質モデルを構築した。両地域を事例としたモデル構築の一連の作業を通じて、「情報の収集・整理」、「FEP解析」、「シナリオ作成」、「モデル化領域設定」、「概念モデル／数値モデルの構築」に至る作業プロセスを作業フローで整理した。また、不確実性は、作業フロー内のすべての作業項目に内在しており、モデル化領域の設定では、時間スケールの中で生じる地形・地質の変化を考慮する必要があること、地形・地質モデルのアウトプットとなる概念モデルや数値モデルは、上流の作業項目の不確実性により複数モデルが構築できることを具体例で示した。

3. 今後の予定

今後は、本事例研究の成果を統合的に取りまとめることで、地質環境長期変動モデルの構築の方法論および地下水流動状態の長期的な変動性の評価手法の体系化を進める。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部である。

---

*Toshiyuki Matsuoka[1], Hironori Onoe[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1] and Eiji Sasao[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Energy Agency (Present: Disaster Prevention Research Center, Aichi Institute of Technology)

地質環境長期安定性評価確証技術開発

(2)地下水流動状態の長期的な変動性評価における不確実性の影響分析

Geosphere Stability Project
(2) Analysis on effects of uncertainties of Geological-Evolutionary Models for evaluation of long-term variability of groundwater flow conditions

*尾上 博則[1]，松岡 稔幸[1]，小松 哲也[1]，安江 健一[2]，岩月 輝希[1]，竹内 竜史[1]，
加藤 智子[1]，笹尾 英嗣[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構（現：愛知工業大学 地域防災研究センター）

本研究では、日本原子力研究開発機構が進めてきた地質環境長期変動モデルの構築に関する研究開発のうち、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性が、地下水流動状態の長期的な変動性の解析結果に及ぼす影響について示す。

キーワード：地質環境長期安定性，地質環境長期変動モデル，高レベル放射性廃棄物，地層処分

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業における安全評価では、処分施設閉鎖後、数万年以上に及ぶ将来の自然現象に対する地質環境特性の長期安定性の評価が重要であり、そのためには超長期の地質環境の変動を考慮できる数値モデル（以下、地質環境長期変動モデル）を構築することが必要である。

日本原子力研究開発機構では、地質環境長期変動モデルの構築技術の開発を目的として、岐阜県東濃地域と北海道幌延地域の山間部と平野部を事例とした研究を実施してきた。特に、地形変化や気候変動といった長期的な自然現象に伴う地下水流動状態の変化に着目し、地質環境長期変動モデルの構成要素である水理モデルを用いた地下水流動状態の長期変動性の評価手法を用いて、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性が地下水流動状態の長期変動性に及ぼす影響を分析した。

2. 実施概要および主な成果

両地域における 100 万年前から現在にかけての地形・地質および地表環境の長期変遷シナリオや、そのシナリオの数値化にあたっての不確実性に基づき構築した複数の水理モデルを用いて、定常状態の地下水流動解析および粒子追跡線解析を実施した。解析結果を統計的に整理することで、水理モデルに設定した条件の不確実性が、地下水流動状態の長期的な変動性に及ぼす影響を評価した。特に不確実性としては、水理モデルの上部境界面となる地形条件として、古地形の復元に関する概念・プロセスの違いや復元解像度の違い、ならびに水理モデルの境界条件となる地表環境条件として、涵養量や海水準変動の設定値やばらつきに着目した。

その結果、本研究で適用した評価手法が、地質環境長期変動モデルに内在する不確実性の評価に有効であり、不確実性が地下水流動状態に及ぼす影響の程度や違いの定量的な分析、および地下水流動状態の長期変動性の評価にあたっての重要な不確実性の抽出が可能であることを示した。また、東濃地域と幌延地域を事例として、データ取得からモデル化に至る一連のアプローチに内在する不確実性の影響を定量的に考慮した地下水流動状態の長期変動性の評価のアプローチを具体例として提示した。これらの事例研究を通じて、古地形の復元においては細かな地形起伏ではなく、主要な山地や谷などの大局的な地形分布の復元が重要であること、平野部では気候変動の不確実性の影響がより顕著に現れる氷期の気候変動条件の設定が重要であることを明らかとした。

3. 今後の予定

今後は、本事例研究の成果を統合的に取りまとめることで、地質環境長期変動モデルの構築の方法論および地下水流動状態の長期的な変動性の評価手法の体系化を進める。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「地層処分技術調査等事業（地質環境長期安定性評価確証技術開発）」の成果の一部である。

---

*Hironori Onoe[1], Toshiyuki Matsuoka[1], Tetsuya Komatsu[1], Ken-ichi Yasue[2], Teruki Iwatsuki[1], Ryuji Takeuchi[1], Tomoko Kato[1] and Eiji Sasao[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Japan Atomic Energy Agency (Present: Disaster Prevention Research Center, Aichi Institute of Technology)

生活圏環境を詳細化した核種移行プロセスモデルの設定と評価技術の高度化

Advance of biosphere assessment method and setting of transfer processes model by considering near-surface hydrological feature

*澁谷早苗[1]，深谷友紀子[2]，杉山武[2]，市川恭子[2]
[1]原環機構，[2]JANUS

The transfer process model for the biosphere assessment was improved by adding the new compartments with considering Japanese surface water supply. Furthermore, the plural GBIs (geosphere biosphere interfaces) setting became possible, and the distribution status of the radioactive nuclides among the compartments would be calculated more comprehensively.

Keywords： biosphere assessment, transfer process, near-surface hydrology, GBI

1. 緒言

第 2 次取りまとめ[1]における生活圏評価においては，地表環境を類型化しながら簡略化した核種移行プロセスを設定し，放射性核種の環境中の移行経路と人間の被ばく経路を様式化して被ばく線量への換算係数（DCF）を算出した。このモデルはレファレンスとしての簡略化されたサイト環境条件についての生活圏評価には適用できるが，今後，実際の具体的なサイトに適用するためには，我が国の土地利用状況や複雑な地表の水理状況を反映できるモデルが必要である。そこで，我が国の地表の水理状況等を考慮しながら，生活圏領域をより細分化した核種移行プロセスモデルを構築することとした。

2. 核種移行プロセスモデルの構築とパラメータの感度解析

第 2 次取りまとめ[1]で適用された生活圏評価における核種移行プロセスモデルを基に，我が国の多様な地表環境を考慮して，水田，湖沼，帯水層などを新たに環境媒体として追加した。さらに処分場から移行した放射性核種が帯水層を経て，他の複数の環境媒体に流入する経路を設定することで，より包括的に地表での放射性物質の分散状況を算出できるようにした。本研究で構築した核種移行プロセスモデル（図１）について，パラメータ毎に変動幅を考慮しながら感度解析を実施することにより，最終的に導出される DCF への影響度の大きなパラメータを抽出した。

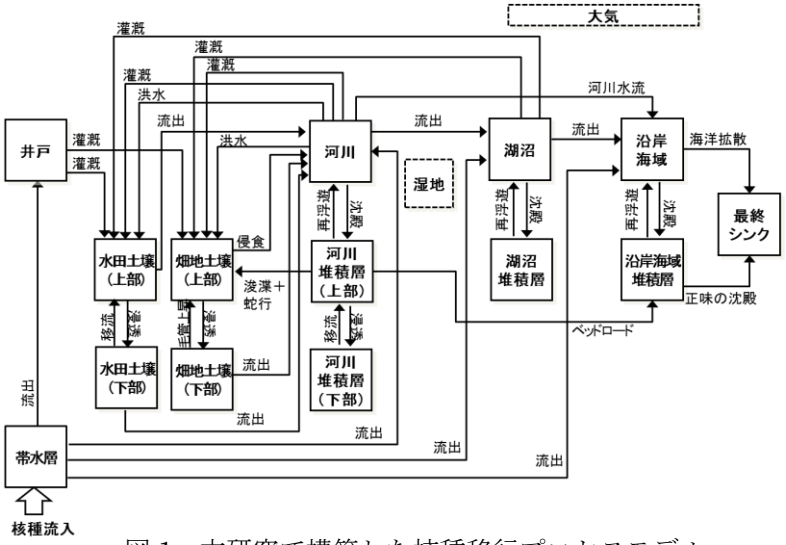


図 1　本研究で構築した核種移行プロセスモデル

3. 結論

本研究により，既往モデルではそれぞれの GBI(geosphere biosphere interface)に対して個別に評価されていた生活圏の核種移行プロセスを，1 つの包括的な核種移行プロセスモデルで取り扱うことが可能となった。既往のモデルでは，GBI に関与する水媒体の希釈水量により，DCF の感度がほぼ決まるものであった。一方，本研究で構築したモデルでは，新たに帯水層を考慮し，現実的な状況を反映した複数の環境媒体への流出を考慮したことから，DCF への感度の高いパラメータが複数抽出される結果となった。本研究で構築した核種移行プロセスにおいて，DCF に影響度の高いパラメータとして，環境媒体のサイズ，土壌や堆積層の分配係数，帯水層からの流出量や環境媒体間での水の流出入等水の再分配に関するパラメータ等が抽出された。文献調査や概要調査段階において具体的な地表環境条件に基づいた評価を実施する際には，これらのパラメータはサイト依存性の高いパラメータでもあることから，これらに関して優先的に信頼性の高いデータを入手することが，安全評価の信頼性を高めるために重要となる。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次取りまとめ－分冊 3　地層処分システムの安全評価，核燃料サイクル開発機構，JNC TN1400 99-023.

*Sanae Shibutani[1], Yukiko Fukaya[2], Takeshi Sugiyama[2], and Kyoko Ichikawa[2]
[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan, [2]JAPAN NUS CO., LTD.

人為事象による地層処分システムへの影響評価
－ボーリング掘削に対する地下水流動解析－

Evaluation for Influence of Human Intrusion on Geological Disposal System:
Groundwater Flow Simulation for Borehole Excavation

*高井　静霞[1]，西村　優基[1]，島田　太郎[1]，木村　英雄[1]，武田　聖司[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

放射性廃棄物の地層処分において、処分場閉鎖後に周辺でボーリング掘削が行われた場合に地層処分システム周辺の地下水流動に与える影響を、仮想的な堆積岩サイトを対象として評価した。

キーワード：人為事象，ボーリング掘削，地層処分，安全評価，地下水流動

１．緒言

地層処分の安全評価において、偶発的な人為事象のうち一般的な地下利用による処分サイトへの影響は処分場の深度の確保等により対策できると想定されるが、処分サイト周辺での深部ボーリング掘削は処分場周辺の地下水流動を変化させる可能性があるため、核種移行への影響を評価する必要がある。本報では、こうしたボーリング掘削の影響評価の上で重要な条件を把握することを目的に、処分場を埋設した地層（処分地層）に隣接するより透水性の高い地層に対し揚水ボーリングを行ったシナリオを想定し、地下水流動系に及ぼす影響を処分地層の厚さ・透水係数・動水勾配・処分坑道の位置をパラメータとした 3 次元定常地下水流動解析および粒子追跡線解析により評価した。評価対象はボーリングの実態調査[(a)]から、掘削深度が深く頻度が高い温泉開発に伴うボーリングとした。

２．解析概要

解析モデルを図 1 に示す。2km 四方の中心でボーリングが行われると仮定し、対称性を考慮しその半分の領域を解析対象とした。処分地層（透水係数：10^{-8}～10^{-6}m/s）の上下に透水性の高い地層（上層・下層、10^{-5}m/s）がある互層構造を仮定し、上層または下層に対し揚水が行われるとした。揚水量は 1 源泉あたりの全国平均湧出量[(b)]から 100 L/min とした。また上流から下流への 1 方向の流れを仮定し、流れに垂直な面には動水勾配に応じた定水頭境界、それ以外には不透水境界を設定した。処分坑道の位置はボーリング孔より上流側に仮定した。

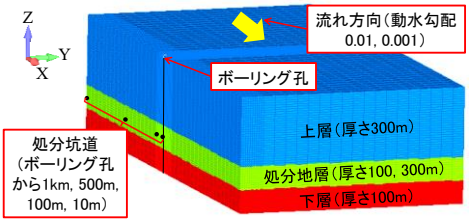


図 1　解析モデル

３．解析結果

下層からの揚水（動水勾配 0.001、処分地層厚さ 100m）の結果を以下に示す。処分坑道（ボーリング孔から 1km）からの移行経路は、揚水地層（下層）に浸入後ボーリング孔へ向かうことで移行経路が短絡する経路（赤）とそのまま揚水地層を流れる経路（青）に分けられた（図 2）。ボーリング孔へ向かう経路の割合およびボーリング孔へ向かう経路の平均流速を図 3 に示す。ボーリング孔へ向かう経路の割合は、処分地層の透水係数が小さく処分坑道とボーリング孔の距離が遠いほど大きい。平均流速は処分地層の全透水係数条件に対しボーリングを行わない場合より 1 桁以上増加し、増加の割合は処分坑道がボーリング孔に近いほど大きい。発表では他ケースの結果ともに、ボーリング掘削の影響評価における重要な水理・地質構造の条件について報告する。

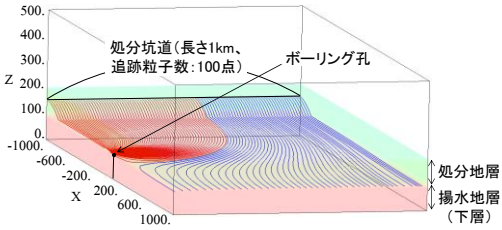


図 2　処分坑道からの移行経路
（処分地層の透水係数：10^{-8}m/s）

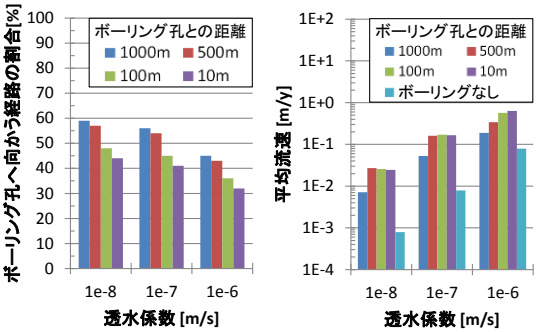


図 3　ボーリング孔へ向かう経路の割合
および当該経路の平均流速

参考文献 (a) 長澤寛和ほか，人間侵入に関する安全評価手法の開発 その 1－ボーリングシナリオを対象としたデータベースの整備－, JAEA-Data/Code 2010-018, 2010. (b) 環境省自然環境局，温泉資源の保護に関するガイドライン（改訂），2014.

（本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 28 年度燃料デブリの処理・処分に関する予察的調査」として実施したものである。）

*Shizuka Takai[1], Yuki Nishimura[1], Taro Shimada[1], Hideo Kimura[1], Seiji Takeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

確率論的アプローチに基づく放射性廃棄物処分の最適化手法の適用性

Applicability of the optimization method for radioactive waste disposal based on probabilistic approach

*中林 亮[1]，杉山 大輔[1]

[1]電力中央研究所

ALARA の考え方に基づく廃棄物埋設の規制基準に対応すべく提案した、確率論的アプローチに基づく最適化手法について、要点を説明するとともに、余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習を通して手法の適用性について論ずる。

キーワード：放射性廃棄物処分、放射線防護、最適化、不確実性、確率論的アプローチ

1. 緒言

原子力規制委員会は規制期間終了後における廃棄物埋設の規制基準について見直しを進めている。そこでは、ALARA の考えに基づいて、合理的に利用可能な優れた技術の選択を含めた設計が求められ、さらに設計に係るプロセスの妥当性を示すことを求めている[1]。著者らは、この規制要求に対応すべく、確率論的アプローチに基づく最適化手法を提案している[2]。本報では、提案した最適化手法を概説するとともに余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習を通して手法の適用性について論ずる。

2. 最適化手法の概要

図に最適化手法の枠組みを示す[2]。本手法では、複数の処分オプション(施設設計・バリア性能などの選択肢)を設定し、確率論的安全評価手法[3]を適用することによって処分オプションごとの被ばく線量の確率分布を取得する。この確率分布の 95 パーセンタイル値が線量拘束値 0.3mSv/y を下回ることで線量基準への遵守を確認する。さらに、各処分オプションについて、最も確からしく公衆が被ばくする線量(最頻値)と、可能性は低いが被ばくしたときの影響が高い線量(不確実性の幅)の情報を取得する。線量低減の観点のみから考えると、線量分布の最頻値が小さい処分オプションが優先されるかもしれないが、長期の処分における不確実性を低減する観点からは、必ずしも線量分布の最頻値が小さい処分オプションが最適とは限らない。例えば、線量分布の最頻値の低減は高いバリア性能を要求することになり、不確実性の低減は工学的な品質管理の程度を高めることや、試験データを取得することを要求することになる。最適な処分オプションの選択においては、これらのバランスを、技術的・経済的要因等を考慮して検討することが重要である。

すなわち、本手法は、確率論的アプローチによって得られる線量の確率分布の最頻値と不確実性幅を、要求するバリア性能や品質管理に関する情報に変換し、最適化検討を可能とすることを意図したものである。

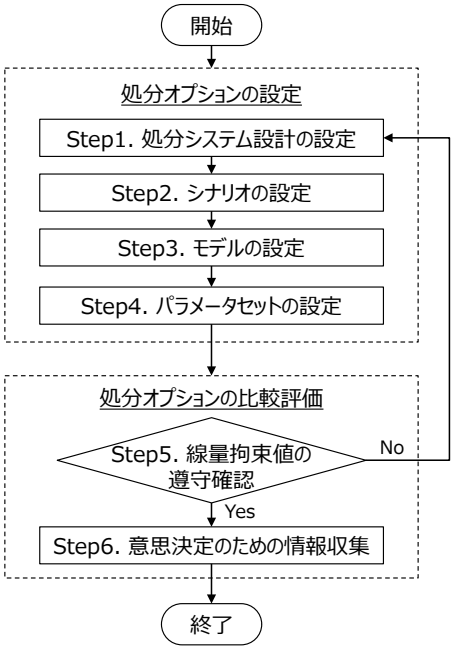


図　最適化手法の基本的枠組み
（[2]を参考に作成）

3. 最適化手法の適用性に関する考察

余裕深度処分(中深度処分)を題材とした例題演習では、材料仕様と施工性の観点から人工バリア(低透水層、低拡散層)の性能値と不確実性の幅を、サイト選定とデータ数の観点から周辺岩盤の性能値と不確実性の幅をパラメータとして複数設定し、これらの組合せで表現した複数のオプションについて確率論的安全評価を試行した。出力である線量分布の最頻値と不確実性幅は、入力であるオプション(に付随するパラメータ)の性能値と不確実性の幅と関連付けて整理できる。すなわち、施工の技術的実績や材料の安定調達、施工管理やデータ取得に係る経済的・技術的な実行可能性の観点で、複数の設計オプションの比較検討が可能である。以上から、本手法は放射性廃棄物処分の最適化に資する方法として有用である見通しを得た。

参考文献

[1] 原子力規制庁, 第二種廃棄物埋設に係る規制基準等の骨子案, 資料 21-1, 2017 年 5 月 18 日

[2] Nakabayashi and Sugiyama, Probabilistic safety assessment to optimize radiation protection in radioactive waste disposal after closure of a disposal facility, Journal of Nuclear Science and Technology [submitted]

[3] Nakabayashi and Sugiyama, Development of methodology of probabilistic safety assessment for radioactive waste disposal in consideration of epistemic uncertainty and aleatory uncertainty, Journal of Nuclear Science and Technology, 53, 2016

*Ryo Nakabayashi[1] and Daisuke Sugiyama[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

高含有ガラス固化体の発熱量が及ぼす処分場ニアフィールド環境への影響

Effects of Heat Generation of High-Loaded Vitrified Waste on Design of Near-Field of Geological Disposal Facility

*川合 康太[1]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学　先導原子力研究所

高含有ガラス固化体の地層処分概念への影響を検討するために，地層処分場の温度評価を実施した．その結果，地層処分場のニアフィールド環境の熱制限の観点から，高含有ガラス固化体の処分には発熱性核種であるセシウム（Cs）／ストロンチウム（Sr）分離が重要であることが示唆された．

キーワード：使用済み燃料冷却期間，ガラス固化体，廃棄物含有率，地層処分場，ニアフィールド，固化体貯蔵期間，モリブデン・白金族元素分離，セシウム・ストロンチウム分離

1. 緒言　ガラス固化体の性質は，固化体貯蔵期間や地層処分場の設計に直接影響を及ぼし，ガラス固化体作製までの諸条件によって決定される．近年ガラス固化体発生本数削減による管理・貯蔵・処分コストの低減を目指して，ガラス固化体の廃棄物含有率の増加（高含有ガラス固化体）が検討されている．本研究では，高含有ガラス固化体処分時の地層処分場の温度評価を実施し，高含有ガラス固化体が地層処分概念に及ぼす影響を検討した．また，ガラス固化体発熱量の低減効果を期待して Cs/Sr 分離も想定し，核種分離の影響についても検討した．

2. 計算条件　UO_2 使用済み燃料中の核種生成，崩壊計算，再処理計算に ORIGEN-ARP[1]を用い，燃焼度は 45GWd/THM とした．ガラス固化体の廃棄物含有率の上限は，初期発熱量，酸化モリブデン（MoO_3）含有率および白金族元素（PGM；Platinum Group Metal）含有率で制限し，それぞれ①初期発熱量 2.3kW 以下，②MoO_3 含有率 1.5wt%以下，③PGM 含有率 1.25wt%以下の全てを満足するように廃棄物含有率を決定した．なお，PGM 含有率はいずれも金属量としての値を用いた．固化体作製後 50 年間の貯蔵期間を設けた後に処分するとし，処分場の温度評価として緩衝材の最高温度を COMSOL Multiphysics code[2]を用いて評価した．

3. 結果および考察　廃棄物含有率を 29.5wt%まで高めたガラス固化体（使用済み燃料冷却期間：10 年，Mo/PGM 分離：50%）の場合，緩衝材の最高温度は，専有面積（処分坑道離間距離×廃棄体ピッチ）が 300m^2 の場合に 116℃となった．次に Cs/Sr 分離を適用し，更なる高含有化を検討した結果，Cs/Sr を 90%分離した際には，含有率 35wt%のガラス固化体においても，専有面積が 75m^2 で緩衝材の最高温度が 100℃を下回る結果が得られた（図１）．本検討により，高含有ガラス固化体の処分における Cs/Sr 分離の重要性および必要な抽出率について評価した．

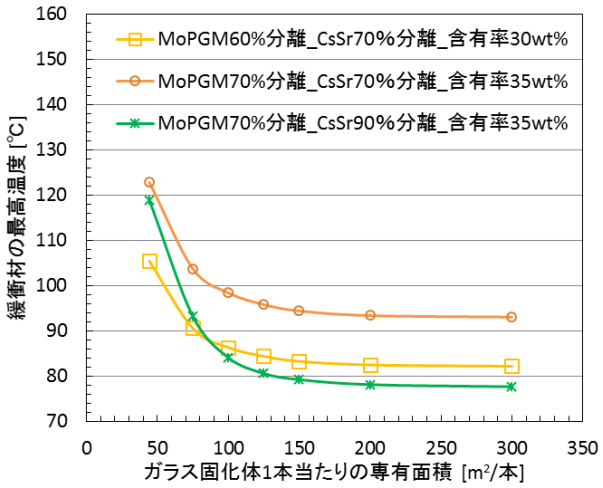


図１　専有面積と緩衝材温度の関係（UO_2 燃料，燃焼度：45GWd/THM，冷却期間：10 年）

参考文献

[1] I. C. Gauld, S. M. Bowman and J. E. Horwedel, ORNL/TM-2005/39, Version6.1, Sect. D1, 2011

[2] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

*Kota Kawai[1] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, Laboratory for Advanced Nuclear Energy

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

[1H14-17] Solutes Transport

Chair:Hiromitsu Saegusa (NUMO)

Wed. Sep 13, 2017 4:20 PM - 5:25 PM Room H (C212 - C Block)

[1H14] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[1H15] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM

[1H16] Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[1H17] Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*Teruki Iwatsuki[1], Kazuki Hayashida[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

幌延ＵＲＬにおける物質移行特性評価：(1) 泥岩中の割れ目およびマトリクスを対象とした原位置トレーサー試験

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL: (1) In-situ tracer tests for fractures and rock matrices in mudstone

*武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]，石井 英一[1]，舘 幸男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

幌延ＵＲＬでは、泥岩中の物質移行挙動を明らかにするために、室内／原位置試験を通じた物質移行評価技術の開発を進めている。本報告では、泥岩中の割れ目や岩石マトリクスを対象とした原位置トレーサー試験の概要を報告する。

キーワード：幌延ＵＲＬ、泥岩、割れ目、マトリクス、物質移行、原位置トレーサー試験

1. 緒言

泥岩中では，岩石マトリクス部の拡散のみならず断層帯や掘削影響領域（EDZ）に発達する割れ目が物質の主要な移行経路となりうることが知られている。しかしながら，泥岩中の割れ目を対象とした原位置トレーサー試験は世界的にも例がないことから，原子力機構ではこのような特徴を有する岩盤中のトレーサー試験に関する技術開発と，室内／原位置試験を通じた物質移行挙動を明らかにするための研究を進めている。今回のシリーズ発表では、本発表で幌延ＵＲＬ周辺の地質環境と、物質移行経路として重要となる水理地質構造を明らかにした上で、原位置試験手法を含めた概要について報告し、後段の２件の発表において、原位置試験結果と物質移行モデルによる解析結果について報告する。

2. 物質移行評価の対象とする水理地質構造

幌延ＵＲＬの深度 350m 調査坑道には稚内層と呼ばれる低透水性で（$k=10^{-12}$(m/s)程度）かつ比較的間隙率が高い（40%程度）珪質泥岩が分布している。一方、稚内層中における断層周辺に発達するダメージゾーンや坑道周辺に形成される EDZ には、せん断、引張および、両者の特徴を有するハイブリッド割れ目が発達するとともに、岩石マトリクスよりも数オーダー高い透水性を有することから、これらの割れ目も主要な水みちとなりうる。したがって、稚内層のような泥岩中においては岩石マトリクス中の間隙を介した拡散のみならず、EDZ や断層帯に発達する割れ目を介した移流・分散が主たる物質移行プロセスであると考えられる。そこで、今回は岩石マトリクスおよび割れ目の両方を対象に原位置トレーサー試験を実施し、割れ目を対象とした原位置トレーサー試験については、ダメージゾーン内の単一の割れ目を対象としたものと、ダメージゾーンでネットワーク構造を有する割れ目を対象とした試験を実施した。

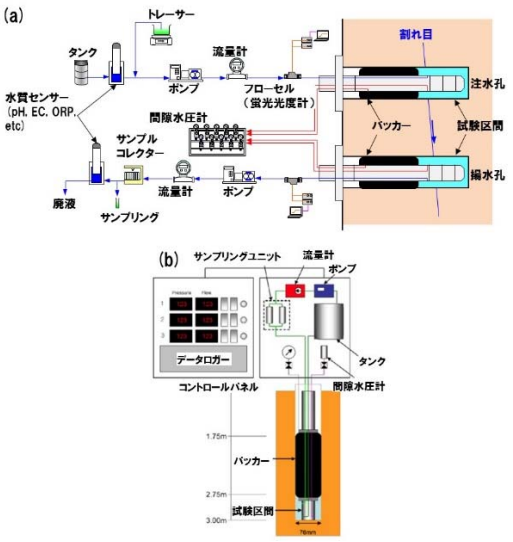


図 1　トレーサー試験装置（(a) ダイポール試験、(b) 拡散試験）

3. 原位置試験手法

割れ目を対象としたトレーサー試験ではダイポール試験（図 1(a)）により、単一の割れ目内や割れ目のネットワーク構造中の不均質な移流・分散やマトリクス拡散の評価を行うこととし、マトリクス部を対象としたトレーサー試験では、単孔での拡散試験（図 1(b)）により、マトリクス中の拡散・収着特性の評価を行うこととした。原位置トレーサー試験は幌延ＵＲＬの深度 350m 調査坑道で実施した。トレーサーは、ダイポール試験、拡散試験ともイオンの価数や収着特性の違いなどに着目し、複数の安定同位体を使用した。なお、稚内層中の地下水は溶存ガスが圧力解放に伴って脱ガスすることが知られているため、特にダイポール試験時のダイポール比（注水流量を揚水流量で除した値）の設定にあたっては、脱ガスの発生に留意して試験を行った。原位置トレーサー試験後は、両試験とも、室内分析用に各試験で対象とした構造（割れ目もしくはマトリクス部）のコアリングを行った。

4.結言

非収着性を有するウラニンを使用したダイポール試験から、ダイポール比によって破過曲線の形状、トレーサー回収率、脱ガスの発生の有無が異なり、ダイポール比を１よりわずかに大きくすることで、脱ガスの発生を抑制しつつ、比較的高いトレーサー回収率で試験を行うことが可能であることがわかった。また、拡散試験結果から、一部のトレーサーにおいて解釈上の課題が認められたものの、従来確認されている各トレーサーの収着・拡散特性と整合する結果が得られた。今後は原位置トレーサー試験から得られた知見に基づき、泥岩中における割れ目／マトリクス部を考慮した物質移行概念モデルの構築を進めていく予定である。

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1] Eiichi Ishii[1] and Yukio Tachi[1],
[1]JAEA

幌延ＵＲＬにおける物質移行特性評価
(2) 原位置トレーサー試験に基づく割れ目中の物質移行特性評価

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL

(2) Characterization of solutes transport in fractures based on data from in-situ tracer tests

*大野 宏和[1]，武田 匡樹[1]，石井 英一[1]，舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

幌延ＵＲＬでは、泥岩中の物質移行挙動を明らかにするために、室内／原位置試験を通じた物質移行評価技術の開発を進めている。本報告では幌延ＵＲＬ地下 350m で実施した泥岩中の割れ目を対象とした原位置トレーサー試験の解析検討について報告する。

キーワード：幌延 URL、泥岩、割れ目、原位置トレーサー試験、移流、分散

1. 諸言

幌延 URL では、泥岩中の移流、分散、拡散、収着などの物質移行特性を明らかにすることを目的として、原位置トレーサー試験を実施している。本編では、ダメージゾーン内を構成する単一の割れ目を対象としたダイポール試験のうち、非収着のウラニンを用いた試験結果をもとに実施した物質移行パラメータの解析検討について報告する。

2. 解析

解析の対象とするのは、表 1 の試験条件で得られたウラニンの破過曲線である（図 1）。ウラニンの破過曲線から割れ目中の分散長を同定することを解析の主眼とした。未知パラメータは分散長とし、流路幅についても、破過曲線や間隙水圧測定結果から試験毎に変化していることが考えられたため、流路断面積として未知パラメータに加えた。割れ目中の平均流速については、ピークの時間やテールの変曲点の時間から算出した。解析モデルは、割れ目中の流れを平行平板中の 1 次元移流分散モデルで表現し、経路の本数については、トレーサーはいくつかの流路を選択的に流れていることを想定し、明瞭に 2 つのピークが見られるものついては 2 経路および 3 経路を、ピークが 1 つのみしか見られないものは 1 経路および 2 経路を仮定しそれぞれ解析を実施した。

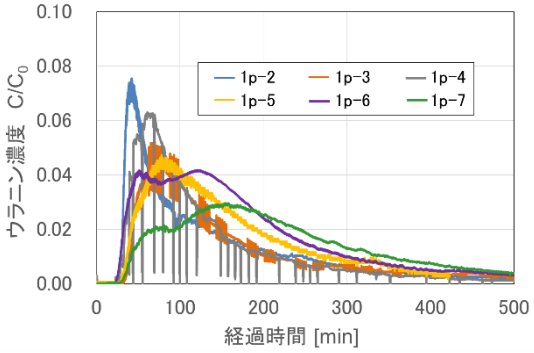


図 1　ウラニンの破過曲線

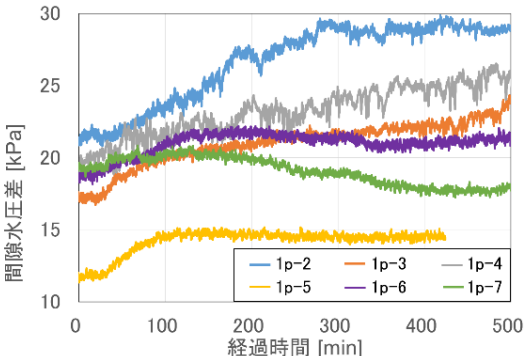


図 2　注水孔と揚水孔の間隙水圧差

表 1　試験条件

試験名	注水流量 [mL/min]	揚水流量 [mL/min]	ウラニン [mg/L]	回収率 [%]
1P-2	10.0	11.4	10.29	80.3
1P-3	10.0	11.5	9.97	83.8
1P-4	10.0	11.2	5.54	71.8
1P-5	10.0	11.7	1.01	73.9
1P-6	15.3	11.7	5.54	73.5
1P-7	12.0	11.7	5.03	74.8

3. 結果・評価

今回のダイポール試験の破過曲線の特性として、早期は分散長の影響が支配的であるのに対し、テールの部分は複数の経路による影響が支配的であると考えられる。よって以下では、最短経路を仮定した経路①のパラメータの同定結果について述べる。フィッティングの結果、ほとんどのケースで経路数を多くした方が R^2（決定係数）は高くなり、破過曲線を良好に再現できる。1p-2～1p-5 はウラニン濃度以外同条件で試験を実施したにも関わらず、破過曲線のピーク位置や濃度、注水孔と揚水孔の間隙水圧差（図 2）にばらつきが見られた。これは、同注水・揚水条件でも試験毎に、流路が異なることが原因であると考えられ、同定した流路断面積にもばらつきが見られた。流速については、ピークの時間やテールの変曲点の時間から仮定した値ではあるが、同流量条件である 1p-2～1p-5 は注水孔と揚水孔の間隙水圧差が高いものほど流速が大きく、1p-6,7 については注水流量が大きいほど流速が大きくなる傾向が見られた。縦分散長については、経路数が少ない方は孔間距離の 1/5～1.6、経路数を増やした方は 1/7～1/4 と経路数が増やした方がばらつきは少なく、後者の方が精度よく再現していると言える。今後は、透水性の異なる他の区間で実施した試験結果や試験後に採取したコアリング試料の分析結果を基に、本解析により同定したパラメータの評価を実施していく予定である。

---

*Hirokazu Ohno[1], Masaki Takeda[1], Eiichi Ishii[1] and Yukio Tachi[1]

[1]JAEA

幌延 URL における物質移行特性評価：(3)マトリクス中の原位置トレーサー試験

Modeling of solutes transport at the Horonobe URL: (3) In-situ tracer tests in the rock matrix

*伊藤 剛志[1]，舘 幸男[1]，根本 一昭[1]，佐藤 智文[1]，武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]
[1]日本原子力研究開発機構

堆積岩中の物質移行モデルの確証に資するため，幌延 URL の 350m 調査坑道において岩石マトリクス中の原位置トレーサー試験及び解析を行い，室内と原位置とのデータの整合性やモデルの適用性を評価した。

キーワード：幌延 URL，泥岩，原位置トレーサー試験，マトリクス，物質移行，拡散係数，収着分配係数

1. 緒言

原子力機構では，地層処分の安全評価に係る重要な基盤技術である岩盤中の物質移行評価技術について，室内試験による現象理解とモデル化，原位置トレーサー試験による深部地質環境でのモデルの適用性評価を，相互に関連付けて確証することを目指した研究開発を進めている。本研究では，幌延深地層研究センターの 350m 調査坑道において実施した岩石マトリクス部の原位置トレーサー試験，原位置試験試料の室内分析，データの解析評価を行い，原位置と室内とのデータの整合性やモデルの適用性を評価した。

2. 原位置トレーサー試験及び室内試験の方法

本研究で対象としたのは 350m 調査坑道に開削した試験孔 D05 孔における泥岩（稚内層）マトリクス中の原位置トレーサー試験である。孔径 76mm の試錐孔の試験区間中に，安定同位体トレーサーとして HDO(重水, 10%), I(1000ppm), Cs(10ppm), Sr(50ppm), Ni(0.1ppm), Co(0.1ppm), Eu(Am のアナログ;0.1ppm), Mo(0.1ppm)を含む模擬地下水を循環させることにより，周辺岩石中への拡散に伴うトレーサー濃度の減衰データを約 11 カ月間にわたって取得した。試験期間終了後に，試錐孔と周辺岩石を含むオーバーコア試料を採取し，試錐孔表面から岩石内部へ研削及びトレーサー濃度分析を行うことにより，岩石中のトレーサー濃度分布を取得した。

3. 試験結果と解析評価

原位置で得られたトレーサー減衰曲線は，各トレーサーの収着特性に応じた明瞭な減衰傾向を示した（図 1a）。岩石中の濃度分布は，Cs の場合には，深さ 25mm 程度までの十分な精度の濃度分布が取得されたが（図 1b），I 等の一部トレーサーでは表面近傍の傾きが異なる 2 重プロファイルの傾向が確認された。単純なプロファイルのデータはそのまま，2 重プロファイルのデータは表面部分を除いたうえで，1 次元の拡散方程式の厳密解を適用し，実効拡散係数(D_e)及び収着分配係数(K_d)を導出した。この際，図 1a に示したトレーサーの濃度変化を境界条件として考慮した。フィッティング結果は，図 1a, b に示した Cs のように概ね良好な結果が得られた。原位置試験で得られた D_e，K_d データを，先行研究で得られた室内試験データ[1, 2]とあわせて図 2 に示す。ここで，室内試験データは，HDB-6 孔の深度 500m 付近の泥岩（稚内層）試料を対象に，トレーサー濃度や pH 等が原位置試験とは異なる条件で取得されたものである。D_e については，水分子(HDO, HTO)と Cs では原位置と室内試験で整合する値が得られた。また，Cs の陽イオン加速（図中赤矢印），オキソ酸陰イオンである Mo, Se の陰イオン排除（図中青矢印）に伴う D_e の変化も，原位置と室内データで同様の傾向が確認できた。ただし，I の陰イオン排除に伴う D_e の低下が原位置では確認されず，また，Ni の D_e 値に原位置と室内データ間で不整合が見られた。K_d については，陰イオン(I, Mo, Se)が低収着性，陽イオン(Cs, Ni, Eu, Am)が高収着性である傾向は原位置と室内データで同様であったものの，I, Ni や Eu/Am の K_d 値では原位置と室内で大きな不整合が確認され，pH やトレーサー濃度などの原位置と室内試験の条件の違いを考慮した解釈の必要性が示唆された。

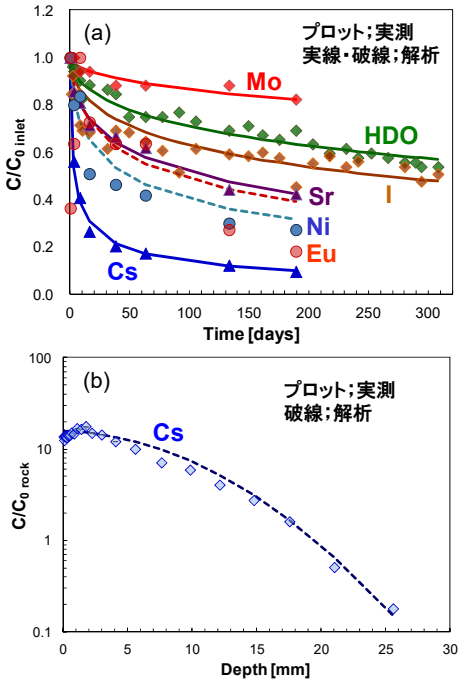


図1 原位置トレーサー試験の解析結果：(a)トレーサー減衰曲線，(b)岩石中Cs濃度分布

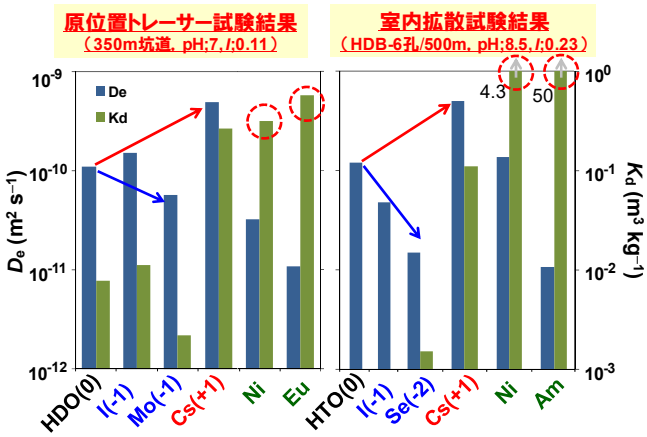


図2 原位置及び室内試験で得られた幌延の泥岩マトリクス中の拡散・収着データの比較

※本報告の一部は，経済産業省委託事業「平成 28 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果である。

参考文献

[1]Tachi et al.(2011), Geochim. Cosmochim. Acta, 132, 75-93,
[2]Tachi et al.(2016), CMS workshop lecture series 21, Chap.19.

*Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1], Tomofumi Sato[1], Masaki Takeda[1] and Hirokazu Ohno[1]　[1]JAEA

坑道閉鎖時に形成される化学環境と物質移動特性の事例研究

Geochemical condition and solutes transport property around a closure tunnel

*岩月輝希，林田一貴，村上裕晃，渡辺勇輔
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

花崗岩の深度 500m に模擬実験坑道を建設・閉鎖し，地下水中の希土類元素の観測を行った結果，閉鎖坑道は，吹付コンクリートやコロイドとの相互作用により希土類元素が移動し難い環境になることが判った。

キーワード：坑道閉鎖模擬試験，花崗岩，地下水，化学環境の変化，希土類元素の挙動

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分事業では，深度 300m 以深の地下環境において大規模坑道群の建設・操業・閉鎖が行われる。その安全性の評価においては，坑道閉鎖後の物質移動特性（地下水流動や化学環境，元素の挙動，元素の移動経路など）が重要な考慮事項となる。本研究では，坑道閉鎖後の物質移動特性を理解することを目的として，岐阜県瑞浪市の瑞浪超深地層研究所において研究用の坑道の一部を閉鎖し，坑道周辺の化学環境と元素の挙動を観察する模擬実験を行った。

2. 方法

花崗岩の深度 500m に建設された模擬実験坑道（以下，冠水坑道：幅 5m，高さ 4.5m，長さ約 45m：総容量約 900m^3）を止水壁により閉鎖し，周辺の地下水によって冠水させた。その後，約 1 年間にわたり定期的に冠水坑道内及び周辺岩盤中の地下水を採取し，主要化学成分濃度，トレーサー（蛍光染料）濃度，pH，酸化還元電位を測定するとともに，放射性核種のアナログ元素となる希土類元素の物理化学的挙動について観察・解析した。なお，冠水坑道壁面には吹付コンクリートが施工されており，実際の坑道建設～閉鎖時において作業安全確保のためにセメント材料が使用，残置された条件を模擬した状態になっている。

3. 結果・考察

冠水坑道閉鎖直後の地下水には酸素が溶存していたが，坑道閉鎖から約 4 ヵ月後には 0.02 ㎎/L 以下まで減少し，酸化還元電位も坑道掘削前の値（-180mV 前後）と同等となった。地下水の化学成分分析の結果，冠水直後から微生物による還元作用に特徴的な NO_3，NO_2，SO_4濃度の順次減少が認められ，微生物活動が還元環境の回復に関与していると推察された。一方，地下水の pH は，坑道閉鎖直後から上昇し始め，約 6 か月後には pH10 付近まで上昇した。吹付コンクリートに由来する可能性のある Si，Al，Fe 濃度が増加していたため，pH の上昇は吹付コンクリートの溶解によるものと推測された。坑道周辺の地下水中の希土類元素について分析を行った結果，希土類元素の数十%が懸濁粒子（主に炭酸塩コロイド）に付着して存在していた。一般的に地下水は炭酸塩鉱物に対して飽和平衡状態にあることから，炭酸塩コロイドの起源は主に花崗岩中の割れ目表面に存在する炭酸塩鉱物と推察された。また，坑道閉鎖環境では地下水中の溶存態及びコロイド態の希土類元素濃度が，時間とともに周辺の地下水に比べて有意に低下することが確認された。熱力学解析により地下水に溶存する希土類元素の主要な溶存化学形態を計算した結果，溶存態の希土類元素は主に炭酸錯体として存在していると推測され，坑道壁面のコンクリート吹付上に炭酸塩コロイドとともに吸着・共沈することで，その濃度が減少していると考えられた。以上の事から，セメント材料が残置された坑道閉鎖環境では，希土類元素が移動し難い環境が形成される可能性が示唆された。

*Teruki Iwatsuki, Kazuki Hayashida, Hiroaki Murakami and Yusuke Watanabe
Japan Atomic Energy Agency

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

[1H18-20] Alumina Solidified Body and Vitrified Waste

Chair:Ryo Nakabayashi (CRIEPI)

Wed. Sep 13, 2017 5:25 PM - 6:15 PM Room H (C212 - C Block)

[1H18] Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3], Tomofumi Sakuragi[4] （1. Kobelco Research Inst., 2. Kobe Steel, 3. Kyushu University, 4. RWMC）

5:25 PM - 5:40 PM

[1H19] Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2], Seiichiro Mitsui[1] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NESI）

5:40 PM - 5:55 PM

[1H20] Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], sakuragi Tomofumi[2], Tsutomu Sato[3], Toshihiro Kogure[4] （1. JGC Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University, 4. The University of Tokyo）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アルミナ固化体のヨウ素閉じこめ性能に及ぼすアルミナ混合の影響評価

Effect of addition of alumina on iodine immobilization of alumina solidified body

*増田 薫[1]，岡本 晋也[1]，村上 裕[1]，加藤 修[2]，吉田 誠司[2]，稲垣 八穂広[3]，桜木 智史[4]
[1]コベルコ科研，[2]神戸製鋼所，[3]九州大学，[4]原子力環境整備促進・資金管理センター

放射性ヨウ素のアルミナ固化体のヨウ素閉じこめ性能向上策として、アルミナを追加混合した固化体を製造し、浸漬試験によるヨウ素放出挙動を評価した。アルミナ混合した固化体のヨウ素の規格化浸出速度はアルミナ混合率に伴い低下し、そのアルミナ混合率は、90%で十分な効果があることを確認した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ヨウ素 129、アルミナ固化体、HIP

1. 緒言

再処理工場から発生する廃銀吸着材に含まれる I-129 は、地層処分の安全評価における重要核種の一つである。アルミナ固化体は、I-129 が吸着された廃銀吸着材を熱間等方圧加圧法（HIP）により固化したものであり、ヨウ素は難溶性物質 AgI として固定化され、廃銀吸着材の担体由来のアルミナのマトリクスにより囲まれることにより、放出抑制される。これまでに、HIP 条件や前処理条件検討による空隙率低下等、固化体性能向上検討結果を報告した[1]。本報告では、ヨウ素放出抑制効果を高める（以下、固化体の長寿命化と表現する）ことを目的として、アルミナの追加混合の効果を調べた結果を報告する。

2. 試験

市販のアルミナ（大明化学、純度 99.99%、粒径 0.2 μ m）を模擬廃銀吸着材に対して、所定の割合で混合し、1325℃、175MPa、保持時間 3h の条件で HIP により固化した。試験片を切り出し、低酸素環境下の浸漬試験に供しヨウ素の規格化浸出量（NL_i）を求めた。浸漬試験条件は、pH8～12.5、 [HS^-]:1～3×10^{-3} mol・dm^{-3}、温度 25℃および 60℃、試験期間 30～800 日とした。浸出試験結果において、アルミナ固化体からのヨウ素の規格化浸出量の時間変化は、浸漬時間とともに小さくなることから、浸出量の時間変化を平方根則（$NL_i \propto k\sqrt{t}$）で整理して、その比例係数 k を固化化体寿命の指標（k と寿命は反比例する）とした。

3. 結果と考察

図 1 に、同一浸漬条件において取得したアルミナ混合率と係数 k の関係を示す。追加アルミナ混合率 90%でヨウ素放出抑制効果が見られ、それ以上の追加は効果が低いことがわかった。図 2 に、追加アルミナ混合率 0 と 90%の固化体について、pH に対する係数 k の関係を比較したものを示す。pH が低くなると、係数 k が低下し固化体寿命が延びること、また、広い pH 範囲においてアルミナを追加混合した固化体（図中◆）は、さらに係数 k が低下し、固化体寿命が延びる可能性が示された。

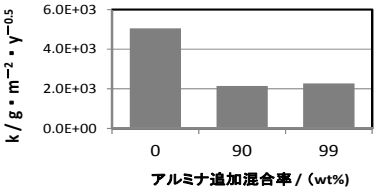


図 1　係数 k^{*1} とアルミナ追加混合率の関係
浸漬条件：pH11,[HS^-]:10^{-3}mol・dm^{-3},T=60℃

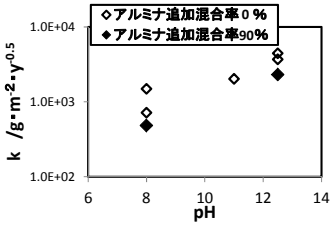


図 2　係数 k^{*1} と pH の関係
*1$NL_i \propto k\sqrt{t}$と整理したときの係数

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 28 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] K.Masuda et al., *Progress in Nuclear Energy*, 92(2016)267-272.

*Kaoru Masuda[1], Shin-ya Okamoto[1], Hiroshi Murakami[1], Osamu Kato[2], Satoshi Yoshida[2], Yaohiro Inagaki[3] and Tomofumi Sakuragi[4] [1]Kobelco Research Inst., [2]Kobe Steel, Ltd., [3]Kyushu University, [4]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

ガラス固化体の溶解に及ぼす Mg イオンの影響

Effects of Magnesium ion on Dissolution of Nuclear Waste Glass

*岩田 孟[1]，関根 伸行[2]，三ツ井 誠一郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]NESI

$MgCl_2$ 溶液及び脱イオン水を用い、90°C，大気雰囲気下で、模擬ガラス固化体の静的浸出試験を実施した。その結果、脱イオン水条件では溶解速度が経時的に減少する一般的な傾向を示すのに対し、$MgCl_2$ 溶液条件では、長期（91 日～）の試験期間において溶解速度の増加が観察された。このような $MgCl_2$ 溶液条件での特異な溶解挙動は、ガラス表面に析出する Mg 含有鉱物種の変化に関係している可能性が考えられる。

キーワード：ガラス固化体，ガラスの溶解・変質，保護的効果，Mg ケイ酸塩，ハイドロタルサイト

1. 緒言　既往の Mg イオン共存下での高 S/V（ガラス表面積/溶液量）条件でのガラス浸出試験（例えば[1]）からは、Mg イオンとの相互作用により、ガラス固化体の溶解が長期的に促進される可能性が示されている。一方、$MgCl_2$ 溶液を用いた流水条件のガラス溶解試験では、溶解速度が時間とともに低下することが確認されており[2][3]、このうち平野ら[2]は、ガラス表面に析出したハイドロタルサイトが保護膜として機能したことが速度低下の要因と推定している。これらの知見は、Mg の影響がガラスの溶解ステージ[4]によって異なることを示唆する。そのため本研究では、対象となるガラスの溶解ステージが高 S/V 条件と流水条件の中間に位置づけられる低 S/V 条件において、$MgCl_2$ 溶液（以下、MgW）と脱イオン水（以下、DIW）を用いた静的浸出試験を実施し、溶解挙動を比較した。

2. 実験　模擬廃棄物ガラス（P0797）を使用し、MCC-1 タイプの静的浸出試験を大気雰囲気下で実施した。平板状のガラス（10×10×1 mm）を 4.8 mL の試験溶液（Mg 濃度 1300 mg/L の MgW 又は DIW）に浸漬し、温度 90°C, S/V = 50 m^{-1} の条件で所定の期間反応させた。試験後に、試験溶液中の元素濃度の分析を行い、ガラス中のホウ素及びナトリウムの重量分率に基づいて算出したガラスの規格化浸出量（以下、NL）を求めるとともに、SEM/EDX 分析及び XRD 分析により、変質層厚の計測及びガラス表面の二次鉱物の同定を行った。

3. 結果・考察　図 1 に各溶液条件におけるホウ素及びナトリウムの NL（NL_B，NL_{Na}）の経時変化を示す。溶解速度（NL 変化の傾き）について、DIW 条件では経時的な減少を示すのに対し、MgW 条件では 91 日以降に大きく増加している。SEM/EDX 分析で測定した各試料表面の変質層の厚さも、図 1 と同様の傾向で増加することが確認された。XRD 分析では、MgW 条件のガラス試料表面にハイドロタルサイト、タルク、サポナイトが検出されており、平野ら[2]の報告を踏まえると、91 日までに観察された低い溶解速度は、この期間ハイドロタルサイトが保護膜として機能した可能性を示唆するが、今後より詳細な検討が必要である。一方、182 日での Si 濃度は MgW 条件で 40 mg/L, DIW 条件で 75 mg/L であり、MgW 条件は DIW 条件の 1/2 程度となった。このことから、MgW 条件で観察された 91 日以降の溶解速度の増加は、Mg ケイ酸塩鉱物の析出により、溶液中の Si が低く維持されたことに起因すると考えることができる。Crovisier らは海水条件での玄武岩質ガラスの浸出試験において、ハイドロタルサイトが長期的には溶解し、サポナイトに変化したことを報告しており[5]、MgW 条件の特異な溶解挙動は、Mg 含有鉱物種の変化に関係していると考えられる。

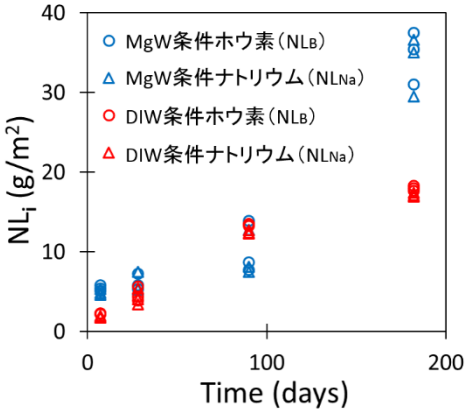


図 1 規格化浸出量の経時変化

参考文献

[1] Maeda et al., Int. J. Corros., 2011, 796457, (2011), [2] 平野ら，2016 年秋の大会，3D04, [3] Icenhower et al., ACerS GOMD Annual Meeting 2017, GOMD-S4-024-2017, [4] Gin et al., Mater. Today 16, 243–248 (2013), [5] Crovisier et al., Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 50, 273–280, (1985).

※ 本報告の一部は、経済産業省委託事業「平成 28 年度処分システム評価確証技術開発」の成果である。

*Hajime Iwata[1], Nobuyuki Sekine[2] and Seiichiro Mitsui[1], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI

地層処分環境下における BPI ガラス固化体の溶解挙動

Dissolution Behavior of BPI Glass under Geological Disposal Conditions

*椋木 敦[1]，菊池 孝浩[1]，千葉 保[1]，桜木 智史[2]，小暮 敏博[3]，佐藤 努[4]
[1]日揮(株)，[2]原環センター，[3]東京大学院理，[4]北海道大学

地層処分環境における BPI ガラス固化体の溶出挙動を理解するために浸漬試験を実施し，主要元素の浸出データを蓄積・整備した。また，浸漬試験後の表面変質層の固相分析と地球化学計算を実施し，両者の結果が整合的であることを確認した。

キーワード：ホウ酸鉛ガラス，TRU 廃棄物，地層処分，ヨウ素，浸漬試験

1. 背景・目的　再処理工場から発生する廃銀吸着材に含まれる I-129 は，地層処分の安全評価における重要核種の一つである。BPI ガラス固化体は，廃銀吸着材からヨウ素を乾式脱離した後，無機イオン交換体 $BiPbO_2NO_3$ を使用して $BiPbO_2I$ に転換し，これを $PbO\text{-}B_2O_3\text{-}ZnO$ ガラスと混合させ，溶融固化したものである。BPI ガラス固化体の溶解挙動の理解を深めるためには，変質層の形成過程と構成物質を同定することが重要であることから，変質層の固相分析を実施するとともに地球化学計算を実施し，両者を比較検討した。

2. 浸漬試験および変質層の固相分析　地層処分環境を模擬するためにグローブボックスを使用し，BPI ガラス試験体をベントナイト平衡水に浸漬した静的浸漬試験（800 日）を実施した。浸漬試験後の BPI ガラス固化体の表面変質層からの X 線回折パターンを図-1 に示す。浸漬期間 7 日~800 日までの全期間において主要なピークは，すべてハイドロセルサイト（hydrocerussite, $Pb_3(CO_3)_2(OH)_2$）に帰属された。ハイドロセルサイトの炭酸源は，ベントナイト平衡水(クニゲル V1 とイオン交換水を 1：50 の比率で混合し，1 ヶ月振とう後にろ過した溶液)中の CO_3^{2-}に由来するものと考えられる。

3. 地球化学計算　上記の浸漬試験条件について地球化学計算した結果は図-2 に示すとおりであり，浸漬試験条件（pH10.5，還元雰囲気）ではハイドロセルサイトが生成する結果が得られた。これは上記の固相分析結果と整合的であり，BPI ガラスが地層処分環境下において溶解する過程では，その主要構成物質である鉛が CO_3^{2-}と反応し，難溶性のハイドロセルサイトが変質層を形成することが確認された。

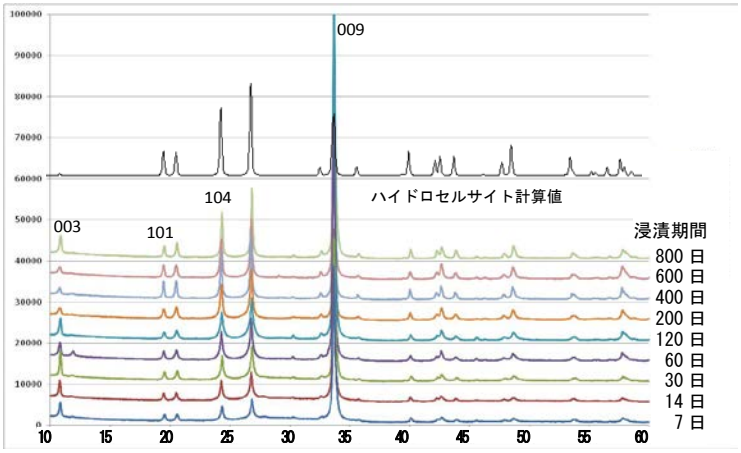


図-1　BPI ガラス固化体変質層の XRD パターン

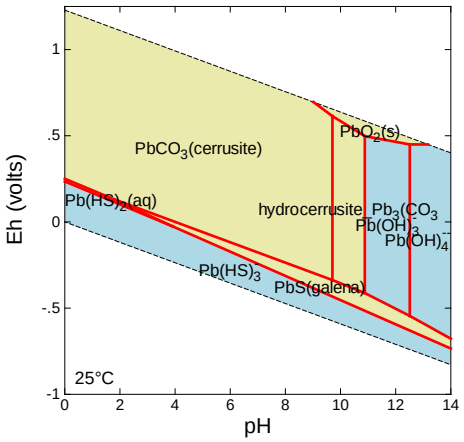


図-2　地球化学平衡計算結果

本発表は，経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である平成 28 年度「地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献[1] A. Mukunoki et al, “Corrosion and Alteration of Lead Borate Glass in Bentonite Equilibrated Water”, MRS (2012)

*Atsushi Mukunoki[1], Takahiro Kikuchi[1], Tamotsu Chiba[1], Tomofumi Sakuragi[2], Toshihiro Kogure[3], Tsutomu Sato[4]
[1] JGC Corporation, [2] Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3] Tokyo University, [4] Hokkaido University,

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

[1I01-08] Radiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)
Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 12:10 PM Room I (C310 - C Block)

[1I01] Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corporation, 2. Nippon Nuclear Fuel Development CO., Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)
10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Thermal and irradiation effect on microstracture of duplex stainless steel in BWR environment

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Suguru Ooki[4] (1. Toshiba Corpration, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 4. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)
10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tokoku Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4], Suguru Ooki[4] (1. NFD, 2. Toshiba, 3. Hitachi-GE, 4. TEPCO)
10:45 AM - 11:00 AM

[1I05] Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*Takeshi Toyama[1], Can Zhao[1], Masaki Shimodaira[1], Keiko Tomura[1], Koji Inoue[1], Yasuyoshi Nagai[1], Toshimasa Yoshiie[1] (1. IMR, Tohoku Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Measurement of diffusion coefficient of carbon in pure zirconium

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1] (1. Faculty of Science and Engineering, KINDAI University)
11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*Kazuhiro Tsuchida[1], Mai Dung Thi Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Akihiro Iwase[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Osaka Prefecture University)
11:30 AM - 11:45 AM

[1I08] Reserach and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

*Hideo Watanabe[1], Katsuhito Takahashi[2], Yusaku Maruno[3] (1. Kyushu Univ.,, 2. NFD Co. Ltd., 3. Hitachi Ltd.)

©Atomic Energy Society of Japan

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

オーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性に及ぼす照射影響評価

Evaluation of irradiation effect for fracture toughness of austenitic stainless steel

*阿部 友紀[1]，田中 重彰[1]，櫻谷 誠司[2]，豊田 哲也[3]，神長 貴幸[4]，大木 俊[4]
[1]東芝，[2]日本核燃料開発，[3]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[4]東京電力ホールディングス

プラント高経年化技術評価で用いられるオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性について、最新知見を踏まえた破壊靭性値と中性子照射量の相関式(破壊靭性評価式)の適正化を図った。

キーワード：炉内構造物，照射脆化，オーステナイト系ステンレス鋼

1. 緒言

プラント高経年化技術評価では、炉内構造物に想定される IASCC に対して、維持規格で定める照射影響を考慮した評価手法で健全性評価を行う。しかし、評価に用いられるオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性評価式は、策定当時の限られた知見を基に定められたものであり、最新知見の反映が行われていない。そこで、規格への反映を目指した知見の拡充と最新知見を踏まえた破壊靭性評価式の適正化を行った。

2. 破壊靭性値と中性子照射量の相関式の検討

従来評価式でデータが不足していた照射量範囲(1～2×10^{25}n/m^2(E>1MeV))のオーステナイト系ステンレス鋼の破壊靭性値を取得すると共に、国内外の最新の破壊靭性データ[1]の収集及び破壊靭性に影響を及ぼす因子を調査した。影響因子として試験片の S 量や採取方向等を抽出し、これら因子を考慮してデータスクリーニングを行った。評価式の形状に関しては、照射損傷の蓄積により連続的に破壊靭性値が低下することから、広く用いられる指数関数で機械特性の照射量依存性を表現し、高照射量側で飽和傾向を示す既存の評価式を参考に[2]、データ群を下限フィッティングした。

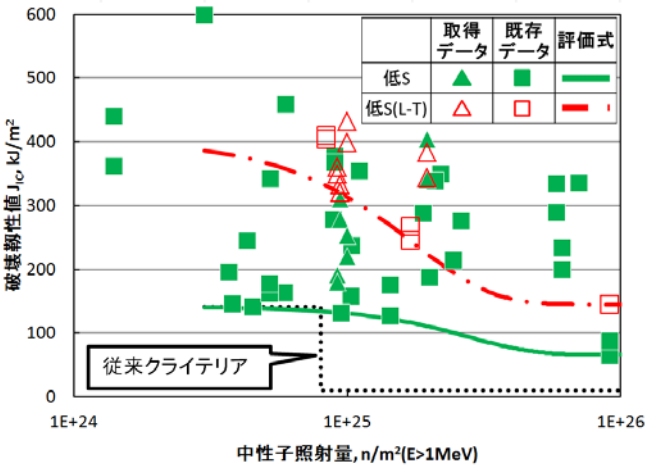


図 1 低 S 量データを用いた破壊靭性評価式

図 1 に既存、取得データから、実機炉内構造材の S 量を勘案した低 S 量(0.01wt.%以下)条件、及び試験片採取方向(L-T)によりスクリーニングしたデータ群を基に策定した破壊靭性評価式を示す。L-T 方向の評価式は全データ群の評価式と分離したが、これは圧延方向に伸長する MnS 系介在物の伸長方向に対し、直交に亀裂が進展する L-T 方向試験片では、介在物が破壊に関与しにくいことが一因と考えられる。

3. 結論

新たに破壊靭性データを取得すると共に、最新知見を反映した破壊靭性評価式を策定した。高照射量かつ L-T 方向への亀裂進展が予想される上部格子板などでは、材料の異方性を考慮することにより健全性評価の高精度化が見込まれる。

[1]例えば A. Demma et al., 13th EDM(2007), T. Torimaru et al., Fontevraud 7 (2010) 等

[2]O. K. Chopra, Degradation of LWR Core Internal Materials due to Neutron Irradiation, NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010)

謝辞 本成果を報告するにあたり、御協力いただきました東北電力、中部電力、北陸電力、中国電力、日本原子力発電、電源開発ならびに電力中央研究所の研究関係各位に感謝の意を表します。

*Tomonori Abe[1], Shigeaki Tanaka[1], Seiji Sakuraya[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], and Suguru Ooki[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

BWR 環境における二相ステンレス鋼のミクロ組織に及ぼす熱及び照射の影響

Thermal and irradiation effect on microstructure of duplex stainless steel in BWR environment

*田中 重彰[1]、阿部 友紀[1]、橘内 裕寿[2]、豊田 哲也[3]、神長 貴幸[4]、大木 俊[4]
[1]東芝、[2]日本核燃料開発、[3]日立ＧＥニュークリア・エナジー、[4]東京電力ホールディングス

実炉あるいは試験炉で照射された溶接部を用いて、BWR 運転条件下に長時間さらされた二相ステンレス鋼の材料特性に及ぼす熱および照射の影響を評価した。BWR 運転条件下ではフェライト相中にスピノーダル分解が生じないこと及び、クラスタ体積分率や硬さの変化は主に照射の影響が大きいことが確認された。

キーワード：二相ステンレス鋼、熱時効、照射脆化

1. 緒言

BWR 運転条件下に長時間さらされた二相ステンレス鋼の材料特性に及ぼす熱および照射の影響を評価し、両者が重畳することによるフェライト相の硬化の影響を検討することを目的に、実炉あるいは試験炉で照射された溶接部より溶接金属を採取し、アトムプローブ（APT）分析および微小硬さ測定を実施した。

2. 結果

APT 分析で得られた Cr の濃度プロファイルよりスピノーダル分解の傾向を評価した。V パラメータ法及び第一近接分布解析（1NN）法による解析結果では Cr 濃度の変調を示唆する挙動は見られず、BWR 運転温度ではスピノーダル分解は確認されなかった。図 1 に 1NN 法による評価結果を文献値 [1]と比較して示す。本研究の評価値は未時効材と同程度だった。また、ATP 分析において数 nm の大きさで Ni、Mn および Si が濃化した領域（以降、クラスタと称する）が検出され、その寸法、数密度及び、体積分率と中性子照射量との関係を評価したところ、体積分率との間で最も良い相関を示し、照射条件（中性子束、照射時間）により若干分離する傾向が見られたものの、照射量の増加とともにクラスタの体積分率も増加する。同様にフェライト相中の硬さと中性子照射量の関係を図 2 に示す。硬さと照射量はよい相関を示し、照射条件による差異は見られなかった。なお、クラスタ、硬さとも鋼種による有意な違いはなかった。

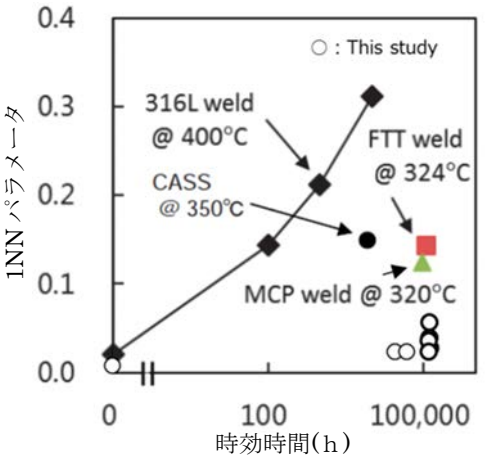


図 1　Cr-Cr の第一近接間距離の頻度分布[1]

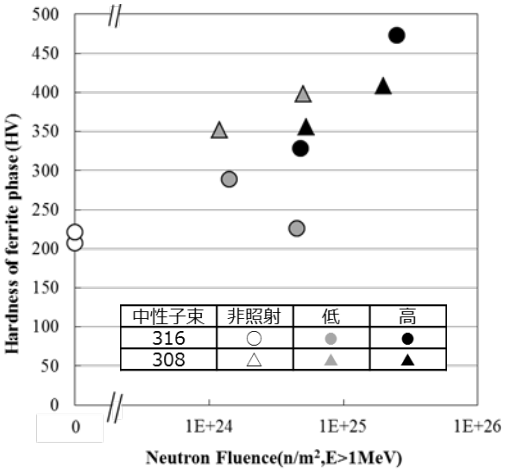


図 2　中性子照射量とフェライト相硬さの関係

3. 結論

APT 分析及び微小硬さ測定の結果より、BWR 運転温度ではスピノーダル分解は確認されなかった。また、クラスタ及びフェライト相中硬さは主に照射量に依存して増加した。

引用文献

[1] 藤井ら, INSS JOURNAL , Vol.22 (2015), NT-4.

謝辞

APT 分析に協力いただきました電力中央研究所ならびに原子力安全システム研究所の研究関係各位に感謝の意を表します。

*Shigeaki Tanaka[1], Tomonori Abe[1], Yuuji Kitsunai[2], Testuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], and Suguru Ooki[4]
[1]Toshiba Corporation, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [4]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

原子炉圧力容器鋼ステンレスオーバーレイクラッド熱影響部のイオン照射による微細組織変化

Ion irradiation-induced microstructural changes in heat-affected zone of stainless weld overlay cladding of RPV steel

*河　侑成[1]，高見澤　悠[1]，塙　悟史[1]，西山　裕孝[1]，海老澤　直樹[2]，外山　健[2]，永井　康介[2]
[1]原子力機構，[2]東北大金研

ステンレスオーバーレイクラッドの施工により生じる原子炉圧力容器鋼の熱影響部及び母材にイオン照射を行い、溶質原子クラスターの形成を3次元アトムプローブで分析し、照射硬化量と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器、ステンレスオーバーレイクラッド　溶接熱影響部、イオン照射、アトムプローブ、溶質原子クラスター

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼のステンレスオーバーレイクラッド直下に生じる溶接熱影響部（HAZ）に対してイオン照射を行い、HAZ の熱履歴に応じて照射硬化量が異なることを前報で示した[1]。本研究では、HAZ に対する照射硬化のメカニズムを明らかにするため、イオン照射した HAZ および母材のアトムプローブ分析を実施、比較することにより、照射硬化の一因となる溶質原子クラスター形成に対する熱履歴の影響を調べた。

2. 実験

原子炉圧力容器鋼 A533B 材に対して照射表面から深さ約 600 nm での損傷量が約 0.5 dpa となるようにイオン照射した HAZ 及び母材を用いた。照射温度は約 290℃である。HAZ の粗大粒領域や微細粒領域を選択した上で集束イオンビーム（FIB）を用いて針状の試験片を加工し、アトムプローブ（APT）分析を行った。APT 分析は CAMECA 社製の LEAP-4000XHR を用い、電圧パルスモードのパルス周波数を 200 kHz、試料温度を約 55K に設定して 3 次元マッピングを得た。

3. 結果

APT 分析の結果、図 1 に示すように照射領域には Cu や Si-Mn-Ni 溶質クラスターが形成されていたが、未照射領域ではクラスターの形成が認められなかった。粗大粒 HAZ、微細粒 HAZ 及び母材においてはクラスターの分布形態がそれぞれ異なり、母材は HAZ に比べてクラスターの形成が少なかった。照射硬化量と微細組織の相関より、HAZ の照射硬化量が母材より大きくなる要因の一つとしてクラスター分布形態の差異があるものと推測した。また、一部の微細粒 HAZ で照射硬化量が最も高くなる結果が得られており、その理由を溶質クラスターの直径、組成、数密度の分析により考察した。

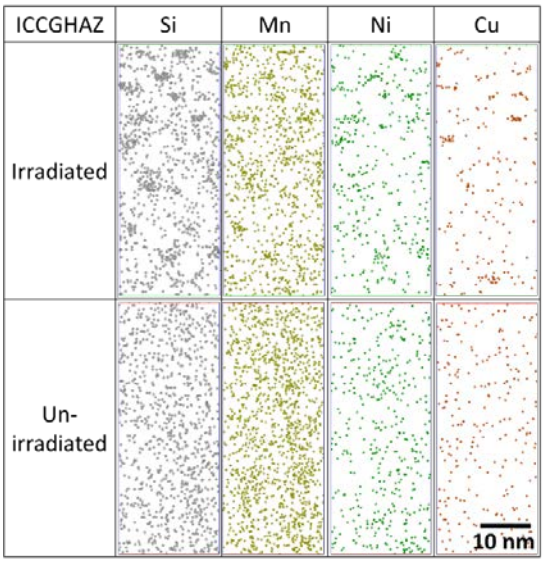


図 1　粗大粒 HAZ のクラスター分析結果
上：照射材、下：未照射材

参考文献

[1]　河　侑成　他、「イオン照射による原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の硬化と微細組織」、日本原子力学会 2017 年春の年会

*Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1], Naoki Ebisawa[2], Takeshi Toyama[2] and Yasuyoshi Nagai[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

照射オーステナイトステンレス鋼におけるミクロ組織と機械的特性の相関に関する検討

Consideration of the correlation between microstructures and mechanical properties of irradiated austenitic stainless steels.

*瀬戸仁史[1]，橘内裕寿[1]，越石正人[1]，田中重彰[2]，豊田哲也[3]，神長貴幸[4]，原田賢[4]，大木俊[4]
[1]NFD，[2]東芝，[3]日立 GE，[4]東電 HD

照射によって導入される照射欠陥の形成状況と機械的特性を調査し、それらの相関を検討した。

キーワード：炉内構造物、照射硬化、照射後熱処理、ミクロ組織、TEM、機械的特性

1. 緒言

照射硬化は照射誘起偏析とともに照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の要因の 1 つであると考えられており、それぞれの予測手法を組み合わせることで、炉内構造物ごとの IASCC 感受性予測手法の検討がなされている[1]。著者らは、照射硬化が IASCC 感受性に及ぼす影響を調査するため、照射オーステナイトステンレス鋼に対し熱処理を施して照射硬化を回復させた後、様々な試験を行った。本発表では、左記試験のうちミクロ組織観察と機械特性試験の結果、及び、既存の照射材試験データ（未熱処理材）と併せてミクロ組織と機械的性質の相関を検討した結果を報告する。

2. 試験方法及び試験結果

供試材には、BWR の炉心領域において 1, 2, 6 サイクル照射されたオーステナイトステンレス鋼を用いた。供試材に対して、500℃で 1~60h の熱処理を行うことで照射硬化を回復させ、TEM によるミクロ組織観察及び引張試験を行った。図 1 にミクロ組織観察結果を、ブラックドット及び完全転位ループの場合を例として文献データ[2][3]と併せて示す。熱処理材のミクロ組織形成状況は未熱処理材のばらつきの範囲内にあることから、照射材特有の欠陥組織を保っているといえる。

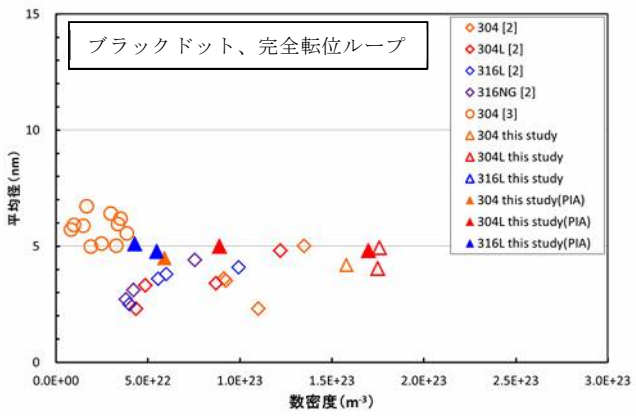


図 1　熱処理材と未熱処理材のミクロ組織形成状況の比較

照射によるミクロ組織変化と機械的特性との相関式として、式 1[4]がよく用いられるが、近年 Tan ら[5]によって照射欠陥のサイズによって強度因子 α の値を変化させる考え方が提案された（式 2, 3）。

$$\Delta\sigma_y = M\mu b\sqrt{\sum_i \left\{\alpha_i (N_i d_i)^{1/2}\right\}^2} \quad \cdots式1$$

$$\alpha_{PP} = \frac{0.271A}{(1-\upsilon^2)^{1/2}\sqrt{ND}(16-\pi tA)} ln\left(\frac{0.637D}{r_0}\right) \quad \cdots式2$$

$$A = \sqrt{16\pi ND + 4ND^2 - \pi^2 NDt}$$

$$\alpha = k_1 ln(k_2 d) \quad \cdots式3$$

M	テイラー因子
μ	剛性率
b	バーガースベクトルの大きさ
N	照射欠陥の数密度
D	照射欠陥の平均径
T	円盤状欠陥の厚さ
$k_{1,2}$	係数

上記の考え方に基づき、本研究で得られたデータに文献データ[2][3]を加えたデータセットを用いて、照射欠陥による転位運動の阻害効果を検討した。ミクロ組織から求めた強度（$\sigma y_{calc.}$）と引張試験結果（$\sigma y_{meas.}$）との比較を図 2 に示す。図 2 より、α を調整することにより照射欠陥の数密度と平均径から照射材の強度を精度良く見積もる事が可能であることが分かった。なお、熱処理材も未熱処理材のばらつきの範囲内に位置していることから、本報告の熱処理では材料や照射欠陥の傾向に大きな変化は生じず、当該熱処理材の IASCC 試験結果から照射材の IASCC 特性を評価可能と考えられる。

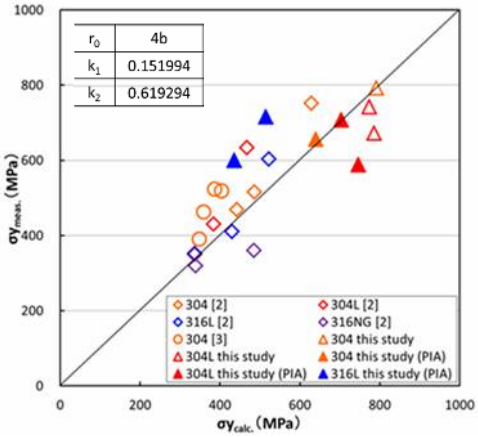


図 2　ミクロ組織観察結果から求めた強度※と引張試験結果との比較
※フランクループの α を式 2 を用いて計算。
ブラックドットと完全転位ループの α を 0.3 とした。

参考文献：[1] H. Seto et al., Proc. of Fontevraud 8. [2] 橘内ら、本会 2009 年秋の大会予稿集 [3] T. Torimaru et al., Journal of ASTM International, vol.2, No.8. [4] G. E. Lucas, JNM, 206, 287 (1993). [5] L. Tan and J. T. Busby, JNM, 465, 724(2015).

*Hitoshi Seto[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Shigeaki Tanaka[2], Tetsuya Toyota[3], Takayuki Kaminaga[4], Masaru Harada[4] and Suguru Ooki[4].
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Toshiba Corp. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. and [4]Tokyo Electric Power Company Holdhings, Inc.

３次元アトムプローブで調べた鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果

Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe studied by 3D-AP

*外山 健[1]、Zhan Can[1]、下平 昌樹[1]、海老澤 直樹[1]、戸村 恵子[1]、野中 明子[1]、井上 耕治[1]、永井 康介[1]、義家 敏正[1]

[1]東北大学

310-620℃で電子線照射した Cu-Fe 拡散対および Fe-Cu 合金中の銅拡散プロファイルおよび銅析出物をそれぞれ３次元アトムプローブで観察し、鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果を調べた。

キーワード：拡散係数、電子線照射、3D-AP、原子炉圧力容器鋼

1. 緒言　RPV 鋼の照射脆化の主因の一つである溶質・不純物クラスターの形成および発展を理解する上で、Fe 中の溶質・不純物原子の拡散係数は重要なパラメーターである。我々は最近、Cu-Fe 拡散対を熱時効して３次元アトムプローブ（3D-AP）で Cu の拡散プロファイルを測定し、Fe 中の Cu の拡散係数および固溶限を従来の報告よりも約 150℃も低い温度まで求めた[1]。ところで、原子の拡散には空孔や格子間原子が関与するため、それらが熱平衡時に比べて大量に導入される照射下では拡散が大きく促進される場合がある（照射促進拡散）。照射促進拡散は反応速度論で議論されており、照射条件（照射速度・温度・照射量）や材料のシンク濃度に依存するとされる[2]。一方、その直接的な実験的な報告はあまり多くなく、特に RPV 鋼の照射脆化で重要な Fe 中の Cu 拡散に関する研究例はわずかである[3]。本研究では、Cu-Fe 拡散対および Fe-Cu 合金を電子線照射したのち、Cu 拡散プロファイルおよび Cu 析出物をそれぞれ 3D-AP で測定して Cu の拡散係数を求め、Fe 中の Cu 拡散に対する電子線照射効果を調べることを目的とする。

2. 実験方法　Cu-Fe 拡散対試料は、純 Fe（5N、水素焼鈍済み）板状試料を化学研磨後に直ちに 10-5Pa 以下に真空引きし、アルゴンイオンスパッタで表面を清浄にした後に純 Cu（5N）を膜厚約 3 μ m まで電子ビーム蒸着して作製した。Fe-Cu 合金は、Fe-1.0wt.%Cu、Fe-0.3wt.%Cu 合金を溶体化処理した後に氷水中に焼き入れて作製した。電子線照射は量研機構高崎研究所 1 号加速器にてビームエネルギー2MeV、ビーム電流 10mA、ヘリウムガス雰囲気で行なった。温度制御は熱電対およびセラミックスヒーターを用いて行ない、目標温度の 1.5℃以内を保って照射した。照射温度は 310-620℃、照射時間は 1000-60000 秒である。照射後、3D-AP を用いて拡散対試料では Cu-Fe 界面からの Cu 濃度プロファイルを、Fe-Cu 合金試料では Cu 析出物をそれぞれ観察し、照射中の Cu の拡散係数 $D_{irrad.}$ を求めた。

3. 結果　Cu-Fe 拡散対から求めた $D_{irrad.}$ をその温度における熱時効時の拡散係数 $D_{thermal}$ と比較すると、620℃では $D_{irrad.}$ は $D_{thermal}$ にほぼ等しかったが、570℃では約 2 倍、530℃では約 10 倍であった。従って、低温では照射促進効果が顕著になることが分かった。なお、照射中の Cu の固溶限濃度には照射効果はほとんど見られなかった。講演ではその他の照射条件や Cu 析出から算出した拡散係数の結果も示し、拡散に対する電子線照射の影響を議論する。

参考文献　[1] T. Toyama et al., Script. Mater., 449(2014)207. [2] R. Sizman, J. Nucl. Mater., 69&70(1968)386. [3] T. N. Le et al., Scrip. Metal. Mater. 26(1992)771.

---

*Takeshi Toyama[1], Zhan Can, Masaki Shimodaira, Naoki Ebisawa, Keiko Tomura, Akiko Tomura, Koji Inoue, Yasuyoshi Nagai and Toshimasa Yoshiie[1]

[1]Tohoku Univ.

ジルコニウム中の炭素拡散係数測定

Measurement of diffusion coefficient of carbon in zirconium

*大塚　哲平[1]，松本　剛[1]

[1]近大・理工

グロー放電発光分析により、1073 K および 1273 K における純ジルコニウム中の炭素拡散係数を決定した。得られた値は、文献値よりも一桁程度小さかった。

キーワード：ジルコニウム、炭素、酸素、水素、グロー放電発光分析、拡散係数、溶解

1. 緒言

ジルコニウム（Zr）合金は、水素（H）、炭素（C）、窒素（N）や酸素（O）を格子間に溶解し、一部を非金属間化合物として析出する。Zr 合金中に不純物として含まれる極微量の N や O などが中性子照射されると、Zr 中に放射性 C-14 が生成する。この C-14 が Zr 合金中、特に酸化膜近傍においてどのように分布しているのかを明らかにするには、Zr 中の C の移行挙動およびそれに及ぼす溶解 H および O の影響を明らかにする必要がある。しかし、純 Zr 中の C の拡散データさえ極めて少ないのが現状である。本研究では、純 Zr 中に C を導入したあと、グロー放電発光分析（GD-OES）により炭素深さ分布を測定することにより、1073～1273 K における純 Zr 中の炭素拡散係数を決定することを目的とした。

2. 実験方法

試料として純 Zr（純度 99.9%）の平板（10 mm^2×1 mm*t*）を用いた。メタンガス（1.2x10^4 Pa）中において、1073 K または 1273 K でそれぞれ 30 分および 2 時間、試料を焼鈍することにより、試料表面から C を導入するとともに、内部深さ方向に拡散させた。拡散実験後、試料中の C の深さ分布を GD-OES によって測定した。スッパタリング速度は 0.1 μm s^{-1} であった。

3. 結果および考察

図 1 に 1273 K で 2 時間拡散実験後のジルコニウム中の炭素深さ分布を示す。炭素は 12 μm 深さまで拡散侵入していた。

拡散実験中に表面において炭素濃度が一定であったと仮定し、フィックの拡散方程式から導かれた理論曲線を実験データに最小二乗フィッティングすることにより拡散係数を決定した。図 2 に純 Zr 中の炭素拡散係数を示す。本研究で得られたデータは文献値[1]に比べて一桁程度小さかった。この一因として、拡散実験中の Zr 表面におけるメタンの分解反応に伴って C が Zr 中に速やかに侵入しなかったこと、すなわち Zr への C の侵入に遅れが生じたために拡散時間がやや短くなったことが考えられる。

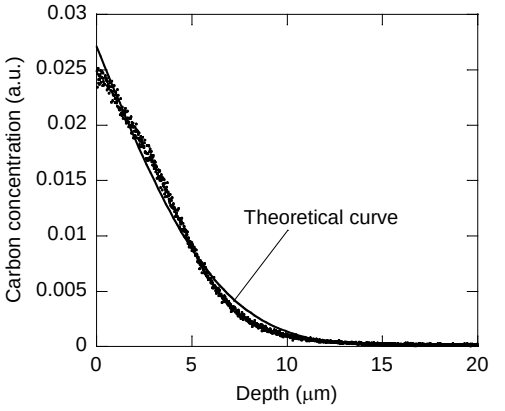


図 1　純 Zr 中の炭素深さ分布（1273 K, 2 時間拡散実験）

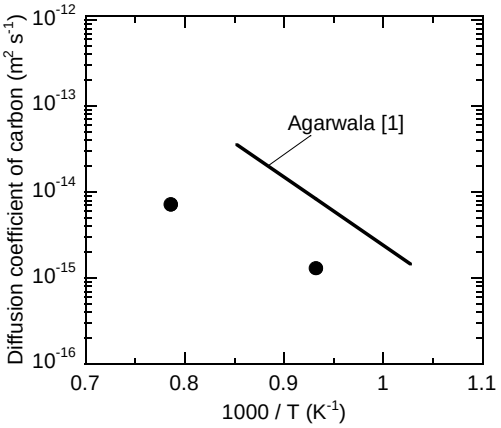


図 2　純 Zr 中の炭素拡散係数

4. 結論

GD-OES によって、1073 K および 1273 K における純 Zr 中の炭素拡散係数を決定した。発表では、炭素拡散係数の温度依存性および溶解酸素の影響について議論する。

参考文献

[1] R.P. Agarwala, A.R. Paul, Diffusion of carbon in zirconium and some of its alloys, J. Nucl. Mater., 58 (1975) 25-30.

*Teppei Otsuka[1], Tsuyoshi Matsumoto[1]

[1]KINDAI Univ.

ハフニウムの微細組織及び機械的特性に及ぼす水素吸収と照射の効果

Effect of Hydrogen Absorption and Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of Hafnium

*土田 雄大[1]，Do Thi Mai Dung[1]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]，岩瀬 彰宏[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]大阪府立大学

カソードチャージ及び加速器を用いたイオン注入によってハフニウムに水素を導入し、ハフニウム中の水素挙動に対する集合組織や照射の影響について研究を行っている。いずれの水素導入方法においても、ハフニウム中にδ水素化物(HfH1.628)が観察された。カソードチャージにより水素導入した試料では、チャージ時間と共に表面硬さが増加する傾向が見られた。

キーワード：ハフニウム，制御棒，水素化物，水素注入，加速器

1. 緒言

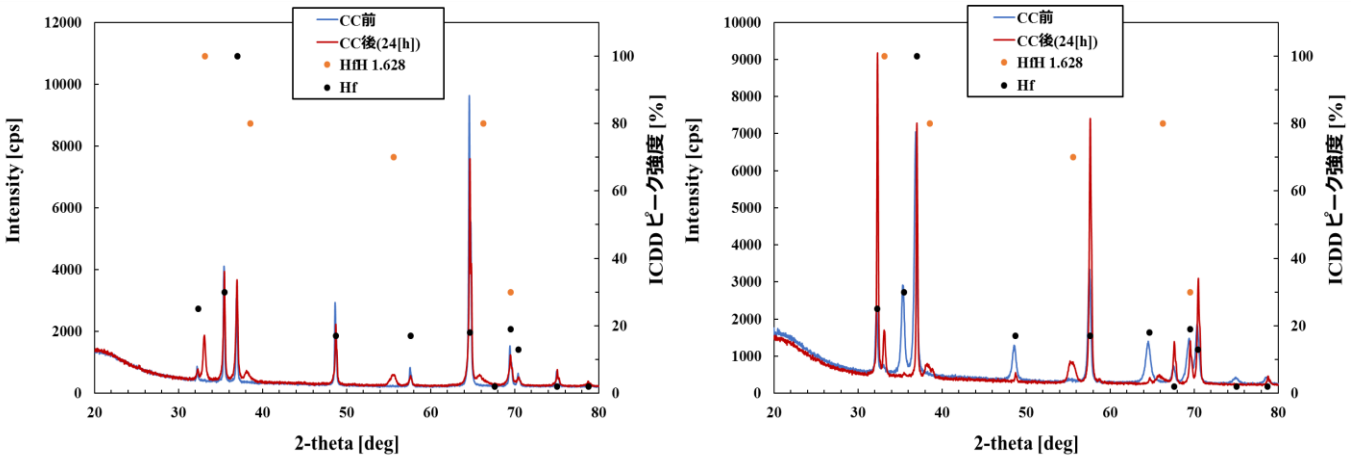
ハフニウムはジルコニウムと同様の稠密六方構造を持つ金属であり、BWR の制御棒材料に用いられている。平成 18 年、国内 BWR のハフニウム制御棒のシース部にて IASCC と推定されるひび割れが確認されたことから、ハフニウムの照射成長に対する集合組織の影響については既に研究が進められている。一方、ハフニウム中ではジルコニウム合金と同様、供用期間中の酸化反応に伴って水素化物が形成すると考えられるが、水素化に対する照射欠陥や集合組織の影響は十分調べられていない。そこで、集合組織や照射の影響に着目して、ハフニウム中の水素挙動を明らかにすることを本研究の目的とする。

2. 試験条件

試料は、主な不純物としてジルコニウムを 0.8wt%含む高純度ハフニウムであり、熱間圧延後に歪取り焼鈍を行った材料である。この試料から、圧延面に加えて圧延方向に対して垂直及び平行な断面を切り出して、三面の表面を平滑化し、集合組織を走査電子顕微鏡による後方電子散乱パターン(EBSD)によって確認した。水素の導入は、NaCl 水溶液中でのカソード水素チャージ法と、加速器を用いたイオン注入によって実施した。水素吸収による変化は、硬さ試験、エックス線回折、EBSD によって分析した。

3. 試験結果

XRD 分析を行った結果、水素化物のピーク(HfH1.628=δ水素化物)が確認された。カソードチャージとイオン注入のいずれの方法においても、δ水素化物に対応する回折ピークが見られた。しかし、カソードチャージ時間やイオン注入量に対するピークの有意な変化は見られなかった。一方、カソードチャージにより水素を導入した材料に対し硬さ試験を実施した結果、チャージ時間の増加と共に硬さも増加することが明らかになった。これは、水素化物はハフニウム母相より硬いことから、水素化物の数密度あるいは体積率がチャージ時間と共に増加したことを示唆する結果である。発表では、EBSD を用いて、水素化物の発達に対する集合組織の影響を分析した結果も報告する。



(a)圧延面 24 時間カソードチャージ　　(b)横断面 24 時間カソードチャージ

Fig.　XRD 測定結果

参考文献

[1]日本原子力研究開発機構 “商用再処理施設における機器の水素ぜい化割れに係るメカニズムに関する試験研究” (2013)

*Kazuhiro Tsuchida[1]，Thi Mai Dung Do[1]，Kenta Murakami[1]，Masahide Suzuki[1]，Akihiro Iwase[2]
[1]Nagaoka University of Technology，[2]Osaka Prefecture University

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発
(4)Zr合金の照射効果(2)

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner
(4)Effects of ion irradiation on Zr alloys(2)

*渡邊英雄[1]，高橋克仁[2]，丸野祐策[3]
[1]九州大学，[2]NFD,[3]日立製作所

照射環境下におけるジルカロイ２合金のＦｅ元素の影響を追求する目的で重イオン照射を実施し、高照射領域における Fe 析出物の相安定性、Ｃ型転位ループの形成挙動、水素化物の形成に関する知見を得た。

キーワード：水素化物，析出物再固溶，　Ｃ型転位ループ、イオン照射、収差補正電子顕微鏡

1. 緒言

RBWR では、中性子照射量は BWR よりも局所的に増えるものの、炉内の滞在時間は BWR と同等である。従って、照射環境での水素吸収および水素脆化を評価するために、照射量と炉内滞在時間の影響を分離して評価することが必要である。また、高照射領域では、照射により形成される空孔型のＣ型転位ループが水素化物の形成と密接な関係があることが報告されている。本研究では、イオン照射試験によりＣ型転位ループ並びに水素化物の形成挙動を明らかにし、RBWR 適用への指針を得る。

2. 実験方法

本研究では、ジルカロイ２（46ppm 水素含有）及びそのモデル合金として２種類の Sn 及び Fe を添加した合金を作成した。これらの試料に対して、九州大学応用力学研究所タンデム加速器にて、400℃、50dpa までの Ni イオンを照射し、FIB を用いて断面試料を作成した。照射後組織の STEM-EDS 観察及び分析には、収差補正機能を有する ARM200FC を用いた。また、60, 300ppm の水素を予注入した試料を作成し、同様の条件にてイオン照射し、照射後の組織・組成の分析を実施した。

3. 実験結果

図１にジルカロイ２に 400℃、50dp まで照射後の STEM-EDS による元素マッピングの結果を示す。(a)に示す様に照射領域に存在した Zr-Cr-Fe 系の析出物から Fe は既に消失している。また、(b)により析出物から消失した Fe は C 型転位ループ上に濃縮していることが分かる。図 2 は 300 ppm 水素予注入後の内部組織の元素マッピング像及び STEM-BF 像を示す。矢印で示す様に成長した板状水素化物は主に Zr-Cr-Fe 系の析出物の界面上で優先的に形成され、析出物周辺には転位組織が発達している。以上の事から、RBWR 照射条件下では Zr-Cr-Fe 系の析出物は、水素化物の形成場所としても重要な役割を果たすが、照射により消失し、Fe は C 型転位ループ界面に偏析することが明らかになった。実機被覆管では、複雑な応力が働くことが多く、水素化物は外部応力や試料内の微小歪場の存在により、その形態が大きく変化することが予測される。今後はより実機環境に近い水素導入・照射法の開発が求められる。

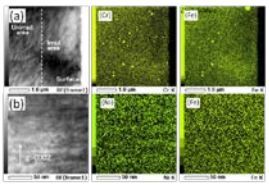


図1

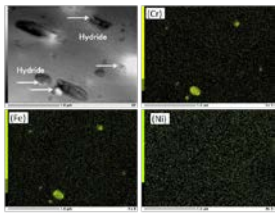


図2

図１．400℃、50dpa 照射後の STEM-EDS 結果　　図２．300ppm 水素予注入後の STEM-EDS 結果

*Hideo Watanabe [1], Katsuhito Takahashi[2] and Yusaku Maruno[3]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD, [3]Hitachi Co..

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

[1I09-14] Reactor Pressure VesselRPV

Chair:Takeshi Toyama (Tohoku Univ.)
Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:25 PM Room I (C310 - C Block)

[1I09] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2], shumpei uno[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mizuho Information &Research Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Applicability advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

*Koichi MASAKI[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA, 2. MHIR)

3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

3:30 PM - 3:45 PM

[1I13] Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System)

3:45 PM - 4:00 PM

[1I14] Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2], Tetsuya Toyota[3] (1. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD., 2. Toshiba Corpration, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(1)原子炉圧力容器の破損頻度算出のための標準的解析要領及び国内モデルデータ

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels
(1) Guideline on failure frequency calculation of Japanese reactor pressure vessels

*李 銀生[1]，勝山 仁哉[1]，小坂部 和也[2]，宇野 隼平[2]
[1]原子力機構，[2]みずほ情報総研

確率論的破壊力学 (PFM) に基づく原子炉圧力容器 (RPV) の破損頻度評価を実用化することを念頭に、最新知見等を踏まえ、PFM 解析に係る標準的な解析手順等を取りまとめた標準的解析要領を整備するとともに、国内モデル RPV に対する PFM 解析に必要なデータとその技術的根拠を取りまとめた。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，破損頻度，ガイドライン

1. 緒言　原子炉圧力容器 (RPV)を対象とした確率論的破壊力学 (PFM) に基づく構造健全性評価手法は、中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象に関連する様々な因子の確率分布を考慮して RPV の破損頻度を計算できる合理的な手法である。著者らは、国内における PFM の適用性向上を図るため、解析者がそれを参照することで、RPV に対する PFM 解析を行い、亀裂貫通頻度を算出できるよう、標準的解析要領及び国内モデルデータを整備した。本報では、標準的解析要領及び国内モデルデータの概要、並びにその技術的根拠を発表する。

2. 標準的解析要領　国内外の中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象を考慮した健全性評価に関する最新知見、原子力機構が開発を進めている PFM 解析コード PASCAL の整備、PASCAL による感度解析等により得られた知見を取りまとめて、図 1 に示す、PFM 解析を実施するための基本事項を記述した本文と、その技術的根拠等を示した解説を取りまとめて標準的解析要領を整備した。

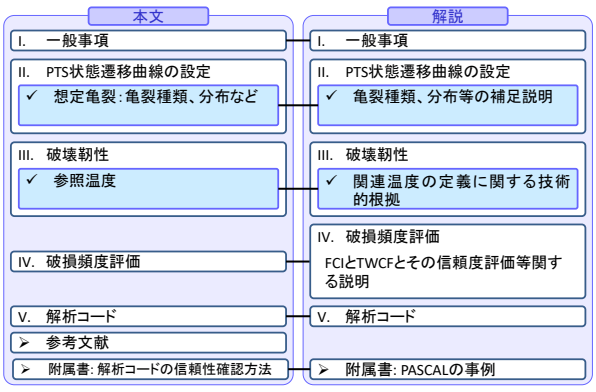


図 1 標準的解析要領の概要

3. 国内モデルデータ　国内モデルプラントに対する破損頻度を算出するため、上述の標準的解析要領を満足し、国内の現状の代表的事例として適切と考えられる手法及びデータについて、原則として国内の手法及びデータから選定し、その技術的根拠とともに整備した。具体的には、脆化予測や応力拡大係数、信頼度等の評価に必要な手法、考慮すべき過渡事象とその発生頻度、想定亀裂、化学成分、破壊靭性等の設定に必要なデータが取りまとめられている。

以上により、破壊力学に関する知識を有する解析者がこれを参照することにより、次報で述べるとおり、RPV の破損頻度を算出できるようになった。

4. 結論　国内 RPV を対象に破損頻度を算出できることを目的に、PFM 解析に関する標準的要領と国内モデルプラントの代表的事例として適切と考えられる解析手法及びデータを整備した。

謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Yinsheng Li[1], Jinya Katsuyama[1], Kazuya Osakabe[2] and Shumpei Uno[2]
[1] Japan Atomic Energy agency, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(2) 原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の活用方策の検討

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels

(2) Discussion on application of PFM into failure evaluation of reactor pressure vessels

*勝山 仁哉[1]，眞﨑 浩一[1]，李 銀生[1]

[1]原子力機構

国内における確率論的破壊力学の適用性向上を図ることを目的に、前報の原子炉圧力容器の破損頻度評価のための標準的解析要領及び国内モデルデータを踏まえ、非破壊検査や安全性向上に係る取組みの影響について破損頻度を数値指標として定量的に評価できることを示した。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，破損頻度，非破壊検査，安全性向上

1. 緒言　国内の原子炉圧力容器 (RPV) に対する確率論的破壊力学 (PFM) の適用性向上を図るため、前報で述べた、中性子照射脆化及び加圧熱衝撃事象を考慮した RPV の確率論的健全性評価を実施するための標準的解析要領及び国内モデルデータに基づき、PFM 解析を実施し、破損頻度を評価した。また、非破壊検査や中性子束低減等が貫通頻度に及ぼす影響の評価を通じて、PFM の活用方策について検討した。

2. 解析条件　前報の国内モデルデータを基本ケースとし、原子力機構が整備を進めている PASCAL3 を用いて、破損頻度を求めた。その際、認識論的不確実さと偶然的不確実さを有する因子に分類し、それらを考慮することにより、破損頻度の信頼度の評価も行った。また、非破壊検査の影響について、RPV に対する非破壊検査で欠陥指示がない場合を想定し、ベイズ更新により亀裂分布モデルを更新することで、検査が破損頻度に与える影響を評価した。さらに、中性子束低減の影響について、運転期間中に中性子束低減措置を施すことを想定し、中性子束低減効果を考慮して関連温度のシフト量を算出する機能を PASCAL3 に導入し、破損頻度に与える影響を評価した。

3. 解析結果　表 1 に示す基本ケースの破損頻度 (FCI; 亀裂進展頻度、TWCF; 亀裂貫通頻度) の結果から、PASCAL3 は破損頻度の信頼度 (パーセンタイル値) 評価に有用であることが分かる。これに対し、非破壊検査を考慮すると、図 1 に示すとおり、精度の高い検査ほど TWCF が低いことが分かった。また、中性子束低減措置の効果を定量的に示すなど、PFM は安全性向上に係る取組みの評価に活用できることを示した。

表 1 基本ケースにおける破損頻度

	平均	50%tile	95%tile
FCI [/炉年]	2.9×10^{-7}	6.1×10^{-14}	7.9×10^{-7}
TWCF [/炉年]	5.9×10^{-9}	5.9×10^{-17}	4.6×10^{-10}

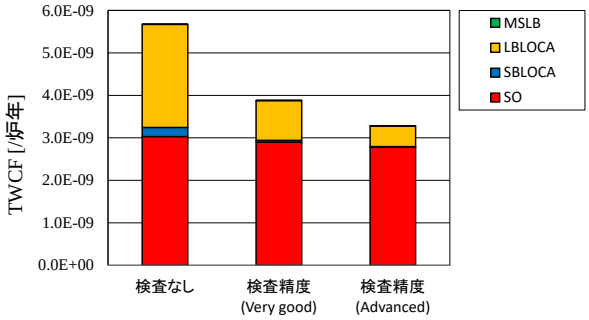


図 1 TWCF に及ぼす検査の影響

3. 結論　PASCAL3 が破損頻度の定量評価に有用であることを明確にするとともに、検査や安全性向上に係る取組みの効果について破損頻度を数値指標として定量的に評価できることを示した。

謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1] and Yinsheng Li[1]

[1] Japan Atomic Energy agency

原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学の適用性向上
(3)確率論的破壊力学解析コード PASCAL の検証のためのベンチマーク解析

Practicality advancement of probabilistic fracture mechanics for reactor pressure vessels
(3) Benchmark analysis for verification of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL

*眞崎　浩一[1]，宇野 隼平[2]，勝山 仁哉[1]，李 銀生[1]
[1]原子力機構，[2]みずほ情報総研

原子炉圧力容器 (RPV) に対する確率論的破壊力学 (PFM) 解析コード PASCAL に新たに導入した機能やその検証の例を概説するとともに、米国 PFM 解析コード FAVOR とのベンチマーク解析により、PASCAL の信頼性を検証した結果について発表する。

キーワード：確率論的破壊力学，PASCAL，FAVOR，ベンチマーク解析，コードの検証

1. 緒言　国内において確率論的破壊力学 (PFM) の適用性向上を図るためには、破損頻度の算出に用いられる PFM 解析コードの検証が不可欠である。著者らは、原子力機構が整備を進めている原子炉圧力容器 (RPV) に対する PFM 解析コード PASCAL に対する検証の一環として、PASCAL に導入した機能の検証を行うとともに、米国の PFM 解析コード FAVOR とのベンチマーク解析を実施した。

2. PASCAL の機能整備　PASCAL の適用性向上を目的として、条件付亀裂進展確率 (CPI) 及び条件付亀裂貫通確率 (CPF) に関する低損傷確率評価機能、認識論的不確実さを考慮した信頼度評価機能等を PASCAL に導入した。例えば、信頼度評価機能の整備では、これまで不確実さの分類を考慮せずにモンテカルロ法により CPI 及び CPF を算出していたのに対し、二重ループ化する改良を行った。具体的には、内側のループで偶然的不確実さのみを考慮して求めた CPI と CPF を、外側のループで認識論的不確実さに基づき統計処理することにより、前報で示したとおり破損頻度の信頼度を評価できるようにした。また、整備した全ての機能について検証を実施し、適切に動作していることを確認した。

3.ベンチマーク解析　PASCAL の信頼性向上を図るため、FAVOR との比較計算を実施した。PASCAL と FAVOR の機能の相違を確認した上で、単一亀裂に対する CPI 及び CPF の比較、RPV 炉心領域に対する亀裂進展頻度 (FCI) 及び亀裂貫通頻度 (TWCF) の比較等を実施した。PASCAL と FAVOR とでは開発機関が異なるため、個々の機能には違いがあるが、本比較計算を通じて、RPV 寸法や化学成分、応力拡大係数等の条件を合わせた場合にはほぼ同等の結果が得られることを確認した (図１)。

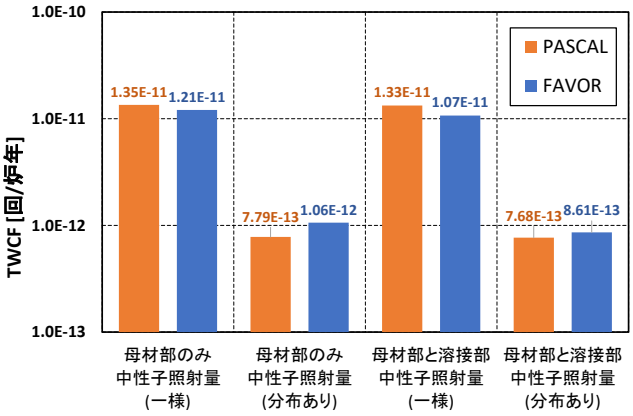


図 1. PASCAL と FAVOR の TWCF 比較

4. 結論　PASCAL に整備した個々の機能検証、及び PASCAL と FAVOR のベンチマーク解析を通じて、PASCAL の信頼性を検証し、実用性の向上を図った。

5. 謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２８年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

*Koichi Masaki[1], Shumpei Uno[2], Jinya Katsuyama[1] and Yinsheng Li[1]
[1] Japan Atomic Energy agency, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

圧力容器鋼の照射脆化予測高度化のためのモデリング

Multiscale Modeling of Irradiation Embrittlement of RPV steels

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

軽水炉圧力容器鋼の照射脆化を予測することは、事故時における圧力容器の健全性を担保する上で重要である。ここでは、既存脆化データを活かすためにベイズ統計を用いた脆化予測法の精度向上について議論した。

キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器，マルチスケールモデリング，銅リッチ析出物，照射相関

１．はじめに

軽水炉圧力容器鋼は、中性子の照射を受けて脆化する。脆化した圧力容器鋼は、事故時における緊急冷却時に生じる加圧熱衝撃(PTS)に耐えられず破損してしまう可能性がある。そのため、圧力容器の保全活動を行い、事故の未然防止を図ることは重要である。圧力容器の保全活動の１つとして、圧力容器鋼照射脆化の予測が挙げられる。この照射脆化予測の精度向上は、事故の未然防止のために重要である。精度向上のために、材料照射試験炉や商業軽水炉において既に得られている脆化データを用いて脆化予測法を改善することが挙げられる。ここでは、データサイエンス、特にベイズ統計を用いた脆化予測法改善を検討した。

２．ベイズ統計を用いた脆化予測法改善

照射脆化予測の現行規制である JEAC4201-2007(2013 年追補版)の脆化予測モデルをもとに、ベイズ統計を取り入れた簡易的な予測モデルを構築した。

$$\Delta\mathrm{DBTT}_{\text{最終予測値}} = \Delta\mathrm{DBTT}_{\text{JEAC4201-2007(2013)による予測値}} + a$$

ここで、aはパラメータである。実測値として玄海 1 号の照射脆化データ（運転時間の異なる 4 回の測定分）を使用し、aをベイズ統計により得る。測定データが 1 つ得られるごとにパラメータaの分布を更新する。4 回目の実測データにより更新したパラメータaを用いて、脆化予測を行った結果を図 1 に示す。このときの実測データと予測値の標準偏差は 14.0℃となり、ベイズによる補正がない場合の 21.2℃から大きく低減することができた。図 1 には、JEAC4201-2007(2013 年追補版)に記載されている Mc 補正を行った結果を同時に示した。Mc 補正は、プラントごとの DBTT 初期値のばらつきについて DBTT 予測値をシフトすることにより補正するものである。したがって、本研究の予測モデルと同様であるが、パラメータaの取得方法は異なる。4 回目の実測データが得られた後の Mc 補正による予測と実測の標準偏差は 13.7℃となった。このことから、ベイズによる補正においても十分に予測値の補正が行えることが分かった。

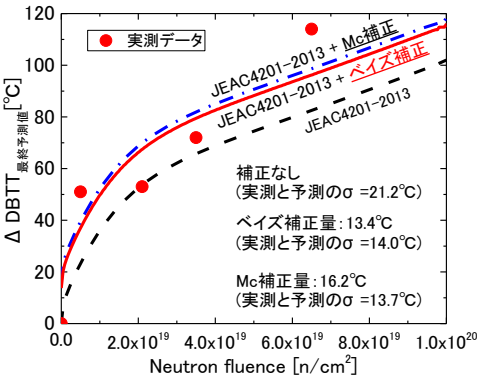


図 1　ベイズによる脆化予測法の改善

３．おわりに

本稿では、既存データを活用した脆化予測法改善による予測精度向上について紹介した。予測精度向上には、マルチスケールモデリングにより照射脆化の物理現象を詳細に取り入れることも重要である。これについては、脆化の要因となる銅リッチ析出物等の核生成プロセスのモデリングに関して発表時に紹介する。

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

原子炉容器鋼の照射ミクロ組織変化への個別元素の影響

Effects of solute elements on microstructural change in ion-irradiated RPV model alloys

*藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

原子炉容器鋼のモデル合金を Fe イオンで損傷量 5 dpa まで照射して照射硬化を調べるとともに、アトムプローブ（APT）測定によりミクロ組成分布を調べ、個別元素の影響を検討した。Mn を含まない合金では大きく硬化は抑制された。Si 添加は硬化を抑制する傾向があり、溶質原子クラスタ形成への影響と一致した。

キーワード：原子炉容器鋼，照射脆化，アトムプローブトモグラフィ，溶質原子クラスタ

1. 緒言

低合金鋼の照射脆化因子として溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成が考えられており、照射脆化機構の解明にはミクロ組織を把握してそれらの硬化への寄与度を明らかにすることが重要である。しかし、形成するクラスタに対する材料組成や照射条件の影響は必ずしも明らかでなく、クラスタを構成する個別元素の役割もよく分かっていない。Fe-Mn 合金において顕著な照射硬化が確認されるなど Mn の効果は重要であると考えられるが、日本国内の軽水炉プラントで使用されている原子炉圧力容器鋼の Mn 含有量はほぼ 1.5wt%でプラント毎も違いは小さい。Cu を高濃度含む材料については Ni 濃度が高いほど Cu リッチクラスタのサイズは小さくなるのに対して数密度は高くなり体積率も増加することが Ni 影響として知られている。しかし、Cu をほとんど含まない材料での Ni や Si の影響については必ずしも明確ではない。そこで、Cu 濃度の低い原子炉容器鋼の化学組成を中心にして個別元素の添加量を変化させたモデル合金に対して Fe イオン照射を行い、個別元素の影響の検討を実施している。本報告では高照射領域までの照射硬化に対する個別元素の影響を中心に報告する。

2. 方法

低 Cu 濃度の低合金鋼の化学組成を模した Fe 基モデル合金（Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si-0.05Cu）をベースに作製したモデル合金（Fe-Mn-Ni-Si-Cu、Fe-Mn-Ni-Si、Fe-Mn-Si、Fe-Ni-Si、Fe-Mn-Ni）と、Fe-1.5Mn 合金に Ni を 0、1.0、2.0wt%、Si を 0、0.5、1.0wt%個別に添加したモデル合金を用いた。照射は京都大学 DuET で行い、6.4 MeV Fe イオンを 290℃で照射した。はじき出しエネルギーE_d = 40 eV とした場合の 600 nm 深さにおける損傷速度は 1～3×10^{-4} dpa/s であり、損傷量は最大 5 dpa である。次に、押込み深さを 300 nm に制御したナノインデンテーションで損傷領域の硬さを測定した。また、600 nm 深さを APT 測定用の試料に集束イオンビームで加工して APT 測定を行い、ミクロ組成分布を評価した。

3. 結論

照射後すべての合金で硬化した。Mn が未添加の Fe-Ni-Si 合金で硬化は小さく、Ni もしくは Si が未添加の Fe-Mn-Ni, Si 合金で大きくなった。また、Fe-Mn-Ni-Si-Cu 合金と Fe-Mn-Ni-Si 合金は同様な硬化を示し、0.05wt%の Cu の添加は本照射条件では硬化に大きく影響しないことが分かった。なお、これらの合金は 2 dpa まで Fe-Ni-Si 合金と同様な照射硬化挙動を示し、Ni、Si、Cu の複合添加が Mn の影響を抑制することが示唆された。Ni 添加の影響に関しては、1.0wt%までは硬化にあまり影響しないが、2.0wt%では逆に減少する傾向を示した。また、Si 添加の影響に関しては、Si 濃度の増加に伴い減少する傾向が認められた。APT 測定の結果、Si 濃度が高くなるほど、Mn クラスタの形成が抑制される傾向が確認された。

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

電子ビーム溶接による RPV 監視試験片再生技術の開発

Development of reconstitution technology for RPV surveillance test specimen with electron beam welding

*櫻谷　誠司[1]，橘内　裕寿[1]，越石　正人[1]，森島　康雄[2]，豊田　哲也[3]
[1]日本核燃料開発，[2]東芝，[3]日立 GE ニュークリア・エナジー

運転期間延長認可制度の制定に伴い不足する原子炉圧力容器(RPV)監視試験片数を確保するために、試験済み監視試験片を対象とした電子ビーム溶接による監視試験片再生技術を確立することを目的として、JEAC4201-2007 [1] に求められている接合方法の確認試験を行った。その結果、電子ビーム溶接による試験片再生はシャルピー衝撃試験片の接合方法に適用可能であることを確認した。
キーワード：原子炉圧力容器、電子ビーム溶接、試験片再生、シャルピー衝撃試験、低合金鋼

1. 緒言

原子力発電プラントでは RPV の健全性を確認するために定期的に監視試験としてシャルピー衝撃試験が実施されているが、運転期間の延長申請を行う場合、従来分に追加して 2 回分の監視試験が求められている。不足する監視試験片は試験済みシャルピー衝撃試験片の一部を利用して新たな試験片を製作(再生)することで確保する計画である。試験片の再生方法として、接合部の信頼性が高く熱影響部幅が小さく、簡便な試験片接合方法であることから、海外では電子ビーム溶接による試験片の再生が実施されている。そこで、本研究ではホットセル内に設置可能な小型電子ビーム溶接機を導入し、電子ビーム溶接の監視試験への適用性を確認した。

2. 試験方法

狭い熱影響部幅でシャルピー衝撃試験片を再生することを目的に、溶接条件であるフォーカス電流およびビーム電流をパラメータとして、電子ビーム溶接を用いてシャルピー衝撃試験片を再生する際に十分な溶け込み深さを確保しつつ熱影響部幅が小さい溶接条件を選定した。選定した溶接条件で再生した試験片を用いてシャルピー衝撃試験を実施した。

3. 検討結果および試験結果

フォーカス電流については熱影響部幅が最小となる値を選定した。ビーム電流については 25～35 mA の範囲で検討し、いずれのビーム電流においても溶け込み深さは 5 mm 以上を確保できた。ビーム電流 35 mA では、30 mA 以下の条件に比べて熱影響部幅が増加した。ビーム出力の増大に伴って入熱効率は上昇するため [2]、入熱量が熱影響部幅の増加に影響したと推察される。これらの結果を基に、シャルピー衝撃試験片厚さ 10 mm に対して、試験片表面からと裏面からの溶け込みが試験片中央近傍で重なり未接合領域がなく、熱影響部幅が小さくなる溶接条件を選定した。選定した溶接条件で再生したシャルピー衝撃試験片の接合部の断面観察結果を図 1 に示す。接合部に欠陥は認められなかった。また、試験片高さ t に対して 1/4t、1/2t、3/4t の位置での熱影響部幅を平均すると 0.8 mm であり、JEAC4201-2007 にて標準接合方法として規定されている表面活性化接合法の標準再生条件で再生した場合の 1.2 mm よりも小さかった。図 2 に上部棚領域でシャルピー衝撃試験を実施した試験片の外観を示す。再生した試験片は接合部からの破壊や変形はなく、十分な接合強度を有していた。以上から、電子ビーム溶接は JEAC4201-2007 に記載されているシャルピー衝撃試験片の接合方法に適用可能であることを確認した。

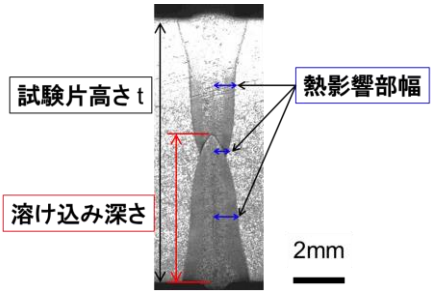


図 1　接合部の断面観察結果



図 2 試験後の試験片外観写真

参考文献：[1]　原子炉構造材の監視試験方法　JEAC 4201-2007、[2]　溶接・接合プロセスの基礎　黄地 尚義　産報出版（1996）

*Seiji Sakuraya[1], Yuji Kitsunai[1], Masato Koshiishi[1], Yasuo Morishima[2] and Tetsuya Toyota[3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co.,LTD. , [2]Toshiba Corporation, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[1I15-20] Corrosion Behavior

Chair:Hiroaki Abe (Univ. of Tokyo)
Wed. Sep 13, 2017 4:25 PM - 6:05 PM Room I (C310 - C Block)

[1I15] Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[3], Masatoshi Kondo[3] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. Karlsruhe Institute of Technology, 3. Laboratory for Nuclear Energy）

4:25 PM - 4:40 PM

[1I16] Study on corrosion immunity of RPV inner welding

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Jian Xu[2], Zihao Wang[2], yoichi takeda[2], tetsuo shoji[2] （1. Chubu Electric Power Company, 2. Tohoku University）

4:40 PM - 4:55 PM

[1I17] Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*Terumitsu Miura[1], Takuya Fukumura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] （1. Instuitute of Nuclear Safety System）

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Yuji Kitsunai[2] （1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Nuclera Fuel Development）

5:10 PM - 5:25 PM

[1I19] Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*Keietsu Kondo[1], So Aoki[1], Shinichiro Yamashita[1], Yoshiyuki Kaji[1], Masahiro Yamamoto[1] （1. JAEA）

5:25 PM - 5:40 PM

[1I20] Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1], Toshiyuki Saito[1] （1. TOSHIBA Corporation）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ワイヤースペーサー型燃料被覆管の鉛ビスマス中腐食特性に関する基礎的研究

Fundamental study on corrosion characteristics of wire-wrapped fuel cladding in lead-bismuth eutectic

*仲保 雄平[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], 高橋 実[3], 近藤 正聡[3]
[1]東工大大学院, [2]カールスルーエ工科大, [3]東工大先導原子力研

高温鉛ビスマス共晶合金(LBE)中で 15-15Ti 鋼燃料被覆管を同材料でできたワイヤーに対し接触させ動かし、荷重負荷、振幅、浸漬時間、接触方向を変化させて材料損失を評価した。
キーワード：Lead-bismuth, Fretting, Corrosion Steel, Accelerator driven system

1. 緒言

欧州における加速器駆動型核変換炉(ADS)の研究開発計画 MYRRHA は 15-15Ti 鋼製のワイヤースペーサー型燃料被覆管を想定している。しかし LBE の流れにより燃料被覆管が振動しワイヤースペーサーと接触してフレッティングを生じる可能性がある。フレッティングが燃料被覆管に損傷を与えることが予想されるため、LBE 中でのフレッティング試験が必要である。本研究では、LBE 中で 15-15Ti 鋼燃料被覆管を同材料でできたワイヤーに対し接触させて振動を起こし、実験的にフレッティングを模擬し、ワイヤースペーサーにおけるフレッティングによる腐食挙動を明らかにした。

2. 実験装置と方法

荷重負荷、振幅、浸漬時間、接触方向をパラメータとしてフレッティングと腐食の相互作用を確認する試験を行った。

実験装置は KIT が所有している FRETHME を用いて行った。試料は SCK-CEN に依頼し 15-15Ti 鋼を用いて被覆管チューブは直径 6.5 mm 厚さ 500 μmに加工し、ワイヤーは直径 1.8 mm に加工した。た。全ての試験は 400℃で行われ酸素濃度は 10^{-7} wt%、振動数は 10Hz に設定した。

荷重負荷は 20 N～100 N まで、振幅は 30 μm～275 μmまで、浸漬時間は 300 h まで変化させ、3 つの異なる接触角度を設けた。試験後は OM と SEM、表面粗さ計を用いて表面観察を、EDS を用いて定性、定量分析を行った。

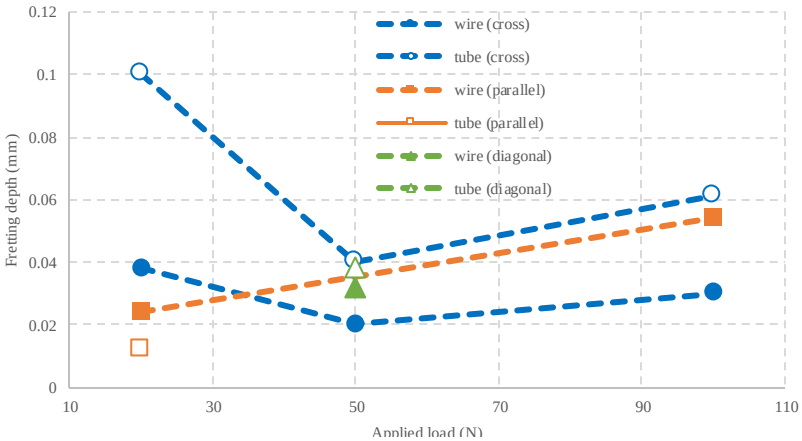


図 1　振幅 150 μmのフレッティング深さの荷重負荷依存性

3. 実験結果と考察

図 1 に浸漬時間 100 h における振幅 150 μmの損傷部の深さの荷重負荷依存性を示す。フレッティング損傷は 20 N のとき最も大きくなった。これは低荷重と長振幅が損傷を軽減する働きをもつフレッティングデブリを接触部から取り除いてしまうことに起因する。図 2 に 50 N, 150 μm, 直角方向の被覆管チューブ試料断面 SEM 画像を示す。高荷重によりフレッティングデブリが接触部に留まり、圧縮され酸化物層が試料表面に形成されているのが確認できた。また局所的荷重により酸化物層に割れが生じていた。この酸化物スケールがフレッティング損傷を軽減していると考えられる。

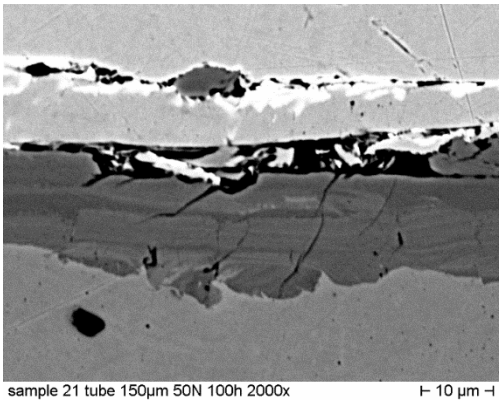


図 2　試験後の試料断面 SEM 像

4 結論

接触方向によってフレッティング損傷の振る舞いが異なった。低荷重長振幅のとき最もフレッティング損傷が大きくなることが判明した。酸化物層がフレッティング損傷を軽減していると考えられる。

参考文献

[1] M.Del Giacco, et al Journal of Nuclear Materials 432 (2012) 79-86
[2] M.Del Giacco, et al Journal of Nuclear Materials 450 (2014) 225-236

*Yuhei Nakabo[1], Annette Heinzel[2], Alfons Weisenburger[2], Minoru Takahashi[1], Masatoshi Kondo[1]
[1]Graduate School, Tokyo Tech., [2]Karlsruhe Tech., [3] Laboratory for Nuclear Energy(LANE), Tokyo Tech.

原子炉圧力容器内面溶接部の腐食に関する検討
（1）材料調査

Study on corrosion immunity of RPV inner welding
(1) Material characterization

*熊野 秀樹[1]，大山 正孝[1]，Xu Jian[2]，Wang Zihao[2]，竹田 陽一[2]，庄子 哲雄[2]
[1]中部電力 原子力安全技術研究所，[2]東北大学 未来科学技術共同研究センター

浜岡原子力発電所５号機の炉内には海水が混入し，原子炉圧力容器（ＲＰＶ）内面クラッディングには混入が原因とみられる孔食が発生していた。孔食はＲＰＶ内部には達していないと思われるが，知見拡充を目的に内面クラッディングとＲＰＶ本体の接合部近傍の材料調査を実施したので報告する。

キーワード：原子炉圧力容器，内面クラッディング，海水，孔食，材料調査

1. 緒言

浜岡原子力発電所５号機のＲＰＶ内面の孔食発生事象[1]を踏まえ，発生原因と今後の対策に資するために腐食試験の実施を検討している。今回，腐食試験に先立ち，ＲＰＶ内面を模擬したブロック材から試験片を切り出して硬さ分布，金相観察等の材料調査を実施した。

2. 材料調査

2-1. 素材調達

当社は，廃止措置中となった浜岡原子力発電所のＲＰＶ超音波検査校正ブロック（ＵＴブロック）を所有しており，本調査に活用することとした。本ＵＴブロックは，低合金鋼母材（SQV2A）の表面にクラッディング（SUS309L）が施工されている。この構造は号機に依らず類似しているため，本ＵＴブロックを試験片に加工し本調査に用いることとした。

2-2. 試験方法

光学顕微鏡と走査型電子顕微鏡（SEM）による金属組織調査に先立ち，ビッカース硬度計による硬さ分布を計測した。合わせて，SEM-EDS とオージェ電子分光分析（AES）で元素分布分析を行った。さらに結晶方位，結晶粒界特性評価，結晶粒度，結晶方位差を EBSD により評価した。

2-3. 試験結果

内面クラッディングからＲＰＶ母材方向へ硬さ分布が見られた。内面クラッディングはγ相とδフェライト相で構成され，内面クラッディングとＲＰＶの接合部からＲＰＶ方向へラス組織（多数の炭化物あり），ラス組織（炭化物なし），粗粒ベイナイト組織，細粒ベイナイト組織と変化していた。

3. まとめと今後

今回の材料調査から得られた知見は，今後予定する腐食試験の結果への考察に活用する予定である。

参考文献

[1] http://www.chuden.co.jp/corporate/publicity/pub_release/press/3258691_21432.html

*Hideki Yuya[1], Masataka Oyama[1], Xu Jian[2], Wang Zihao[2], Yoichi Takeda[2] and Tetsuo Shoji[2]
[1]Chubu Electric Power Company, [2]Tohoku university Research Lab.

高温水中で腐食試験した照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動

Tensile fracture behavior at grain boundary in irradiated stainless steels immersed in PWR primary water

*三浦照光、福村卓也、藤井克彦、福谷耕司
原子力安全システム研究所

中性子照射材の粒界酸化部を室温で超微小引張試験した結果、酸化していない粒界部より低い応力で破壊が生じ、粒界酸化は粒界部の強度を低下させることが確認された。また、同様に腐食試験したイオン照射材では中性子照射材で認められた元粒界に沿った様な破壊は生じず、粒界に形成した酸化物が中性子照射材とは異なる可能性が示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、中性子照射、粒界酸化、超微小引張試験、照射誘起応力腐食割れ

1. 緒言

中性子照射されたステンレス鋼を PWR 一次系模擬環境水中で腐食試験すると粒界に沿った優先酸化が生じる[1]。粒界酸化部が破壊されると粒界割れの起点になると考えられ、照射誘起応力腐食割れの発生にも関係すると考えられるが、その破壊挙動は良く分かっていない。また、中性子照射材では粒界に偏析が生じ、キャビティが形成する場合があることから粒界に形成される酸化物は母材の酸化物とは状態が異なる可能性が考えられるが詳細は良く分かっていない。本研究では粒界酸化部の破壊挙動を把握するため、高温水中で腐食試験した SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材とイオン照射材の粒界部を対象に超微小引張試験を実施した。

2. 試験

試験材は 320°C の PWR 一次系模擬環境水中で約 1000 時間の腐食試験を行った冷間加工 SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材（照射量 73dpa）と Fe イオン照射材（照射量 5dpa）である[1, 2]。試験材より大傾角粒界を含む 8×4×2μm の超微小引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製し、中性子照射材では優先酸化した部位を、イオン照射材では中性子照射材ほど明確に優先酸化していないために内層酸化膜の元粒界であった部位と酸化していない粒界部をそれぞれの試験片中央に応力軸に対して垂直に配した。試験片側面よりスリットを導入して粒界部の大きさを 0.3×2μm とし、FIB 装置内で室温にて引張試験した。試験後、破面を SEM 観察して破壊の様子を調べた。

3. 結果

中性子照射材の破面を図に示す。母材側の端部で延性破壊が確認されたが、破面はほぼ平坦であり、試験片は酸化した元粒界に沿って脆性破断したと推測された。破断時の荷重は 660μN で、破面断面積で除した破断時の応力は 1100MPa であった。照射のままでは 800μN で粒界割れが生じ、破断時の応力は 2700MPa であったことから[3]、酸化した粒界部の強度は酸化前の 1/3 であることが分かった。また、イオン照射材では酸化部は 680μN で破断したが破面には凹凸があり、内層酸化膜が割れて破断し、未酸化部は 1460μN で粒界近傍が絞れて延性破断した。イオン照射材は粒界偏析が少なく、キャビティも形成していないため、粒界の酸化物が中性子照射材とは異なり、破壊挙動が異なった可能性が示唆された。

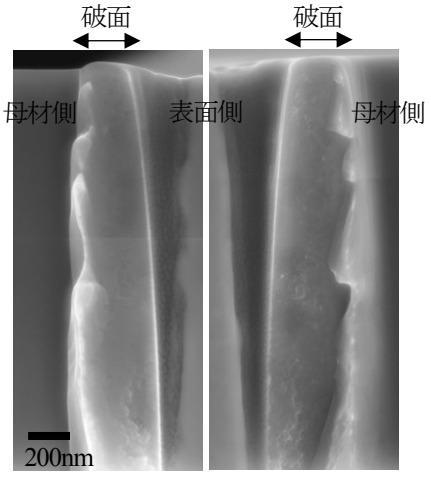


図　中性子照射材の破面

参考文献

[1] 福村他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，I26. [2] 三浦他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，I40.
[3] T. Miura et al., The Nuclear Materials Conference 2014, FL, USA, October 27-30, 2014.

*Terumitsu Miura, Takuya Fukumura, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya
Instuitute of Nuclear Safety System

PWR 模擬水中における 19 dpa 中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動

Grain Boundary Oxidation Behavior of 19 dpa Neutron Irradiated Stainless Steels in Simulated PWR Water

*福村 卓也[1]，三浦 照光[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]，橘内 裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

19dpa まで中性子照射されたステンレス鋼を PWR 一次系模擬水中で腐食試験し，粒界酸化挙動を調べた。観察した全ての粒界に粒界酸化が観察された。これまでに調べた 3 および 73 dpa 照射材と比較した結果，粒界酸化長さは照射量とともに増加する照射量依存性が確認された。

キーワード：粒界酸化，IASCC，ステンレス鋼，PWR，腐食

1. 緒言

照射による腐食挙動の変化は照射誘起腐食割れ（IASCC）に関係していると考えられることから，IASCC メカニズム解明には照射材の腐食挙動の把握が重要になる。前報[1, 2]までに実機 PWR で照射された 316 ステンレス鋼製フラックスシンブルチューブに定荷重を負荷したまま温度 320℃の PWR 模擬水中で 1149 時間の腐食試験を行い，73 dpa 照射材の粒界酸化長さは 3 dpa 照射材より長いなどの知見を報告した。本研究では 19 dpa 照射材の粒界酸化状況を詳細に調べ，粒界酸化長さの照射量依存性や粒界酸化物の構造と組成を調べた。

2. 試験

本研究では前報[1]で腐食試験に供した 19 dpa 照射材から粒界を含む薄膜試料を集束イオンビーム加工で作製し，透過電子顕微鏡(TEM)とエネルギー分散型 X 線分析を用いて粒界酸化部の断面観察と組成分析を行った。19 dpa 照射材の照射条件は 4.8×10^{-8} dpa/s，照射温度は 323℃である。

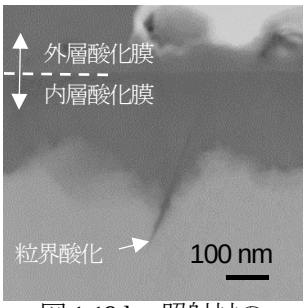


図 1 19dpa 照射材の粒界酸化断面 TEM

3. 結果と考察

19 dpa 照射材で観察された粒界酸化部の断面 TEM 像（Z コントラスト像）の一例を図 1 に示す。観察した 4 個の粒界全てに同様な粒界酸化が観察された。粒界酸化長さおよび内層酸化膜厚さと照射量の関係を図 2 に示す。粒界酸化長さは 3 dpa から 19 dpa にかけて大きく増加し，73 dpa にかけて緩やかに増加する照射量依存性が認められた。内層酸化膜厚さは 19 dpa で飽和する傾向が認められた。粒界酸化部は電子線回折からスピネル型の酸化物であることが確認された。粒界酸化部では Fe と Ni の欠乏，Cr と Si の僅かな濃化と粒界酸化の前方の粒界には Ni の濃化が確認された。構造と組成に照射量による違いは認められず，粒界酸化の基本的なプロセスは 3~73 dpa で変化しないことが分かった。照射量とともに粒界酸化長さが増加する要因として，照射誘起偏析の影響が考えられる。

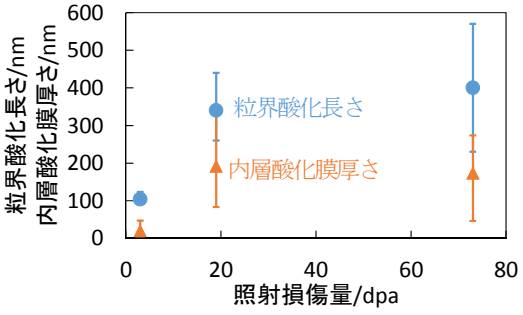


図 2 粒界酸化長さと内層酸化膜厚さの照射量依存性

参考文献

[1] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集，2B10，2016.
[2] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集，I26，2015.

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] and Yuji Kitsunai[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Nuclae Fuel Development Co., Ltd.

低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ発生感受性に及ぼす熱時効影響

Long term thermal aging effect on the SCC initiation susceptibility of L-grade austenitic stainless steel

*近藤 啓悦，青木 聡，山下 真一郎，加治 芳行，山本 正弘
原子力機構

低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 発生感受性に及ぼす BWR 炉内運転温度での長時間熱時効影響を評価した結果、冷間加工 SUS316L において長時間熱時効後の SCC 発生感受性が高まる結果が得られた。試験後の表面観察により、長時間熱時効によって塑性変形が局所化する可能性が示唆された。

キーワード：応力腐食割れ，低炭素オーステナイト系ステンレス鋼，CBB 試験，変形微細組織

1. 緒言

原子力発電プラント炉内構造材料として広く用いられている低炭素オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ（SCC）発生促進因子の解明は、構造材料の経年劣化挙動の把握と正確な安全裕度評価を行うための重要課題の一つであると考えられる。プラント運転開始から数年経過して発生する SCC 事例があることから、構造材料が炉内運転温度で長時間熱時効（Long term aging、以下 LTA）に晒されることによる SCC 発生感受性の変化について評価を行った。

2. 実験方法

供試材である SUS316L 溶体化処理材に対して 20%冷間加工（CW）を施した後に、288℃、14000 時間の長時間熱時効（LTA）処理を行った。その後、短冊状試験片を作製し、BWR 炉内冷却水模擬環境中にてすきま付定ひずみ曲げ試験（CBB 試験）による SCC 発生感受性評価を行った。試験片表面は電解研磨にて最終表面処理を行い、CBB 試験時間は 1000 時間とした。

3. 結論

316L-20%冷間加工材（CW 材）およびそれらの長時間熱時効材（CW+LTA 材）の CBB 試験の結果、CW 材ではき裂発生は認められなかったが、CW＋LTA 材で粒界型 SCC の発生が認められた。SCC を発生した CW+LTA 材に関して、これまで実施した TEM/EDS による溶質元素分布評価において、粒界鋭敏化に繋がる炭化物形成や溶質元素偏析は確認されていない[1]。そこで、長時間熱時効が材料の塑性変形組織に及ぼす影響を評価するため、CW 材と CW+LTA 材の CBB 試験後の表面 SEM 観察を行った（図 1）。表面酸化被膜上に、曲げ変形によって生じたとみられるすべり線が確認できるが、熱時効を施していない CW 材は曲線状で密なすべり線が多く見られ、均一な塑性変形が起こっていると推測された。一方で、SCC き裂を発生した CW＋LTA 材では直線的で間隔が広いすべり線を呈している結晶粒が多く確認され、塑性変形が局在化している可能性が示された。

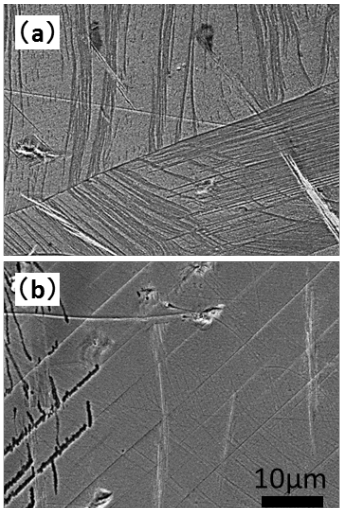


図 1. CBB 試験後の表面 SEM 像。(a) CW 材、(b) CW+LTA 材

参考文献

[1] S. Aoki et al., Proc. 18th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, 2017, to be published.

*Keietsu Kondo, So Aoki, Shinichiro Yamashita, Yosiyuki Kaji and Masahiro Yamamoto, Japan Atomic Research Agency (JAEA).

BWR 炉内構造物の IASCC 亀裂進展速度モデルに関する適用性の検討

Study on Applicability of Crack Growth Rate Models in IASCC Evaluations for BWR Internal Components

*林　貴広[1]，久保　達也[1]，齋藤　利之[1]
[1]東芝

BWR 炉内構造物の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の評価に用いる亀裂進展速度評価式について、近年海外で提唱されているモデルや新たに検討したモデルを用いて亀裂進展解析を行い、適用性を検討した。最新の知見や試験データを踏まえモデルを適正化することで、より精度の良い IASCC 評価が可能となると考えられた。

キーワード：炉内構造物、照射誘起応力腐食割れ、亀裂進展速度、オーステナイト系ステンレス鋼

1. 緒言

既存の IASCC 亀裂進展速度評価式の構築後に取得された知見や試験データを踏まえて亀裂進展速度モデルを検討した。検討したモデルと併せて、近年海外で提唱されているモデルを用いた IASCC 亀裂進展解析を行い、適用性の検討を行った。

2. IASCC 亀裂進展速度モデルの検討

公開されている中性子照射を受けたステンレス鋼の亀裂進展速度データのうち、BWR 炉内構造物の評価条件に整合する試験条件で取得されたデータを対象とし、以下に示す亀裂先端のすべり酸化・溶解機構に基づく SCC 亀裂進展速度モデル[1]をベースに、IASCC 亀裂進展解析に適用可能なモデルを検討した。

$$\frac{da}{dt}=\left[\frac{M\cdot i_0}{Z\rho F(1-n)}\cdot\left(\frac{t_0}{\varepsilon_f}\right)^n\cdot\left(\frac{1}{\delta_0}\right)^n\right]^{1/(1-n)}\cdot\left\{\alpha\left(1-\nu^2\right)\cdot 2K\cdot\left(\frac{dK}{da}\right)\left(\frac{1}{E\cdot\sigma_y}\right)+\beta\left(\frac{\sigma_y}{E}\right)\cdot ln\left[\left(\frac{\lambda}{r}\right)\left(\frac{K}{\sigma_y}\right)^2\right]\right\}^{n/(1-n)} \quad (1)$$

a: 亀裂深さ、M: 原子量、Z: 反応価数、ρ: 密度、F: ファラデー数、i_0: 電流減衰曲線最大値、t_0: 電流減衰開始時間、ε_f: 被膜破壊ひずみ、δ_0: 亀裂開口基準距離、ν: ポアソン比、K: 応力拡大係数、n: 腐食環境と材料の感受性パラメータ、E: 縦弾性係数、σ_y: 耐力、$\alpha\cdot\beta\cdot\lambda$: 無次元係数

上記モデルのパラメータの検討では、中性子照射による材料特性の変化を考慮し、強度やすべり酸化・溶解プロセスに関連するパラメータを照射量の関数として表現した。試験データとのフィッティングにより関数の定数を設定することで、照射量に対する亀裂進展速度の依存性を表現できるモデルとした。図 1 に、検討対象とした試験データと式(1)による亀裂進展速度の評価結果(実線)を示す。上記のモデル化により、照射量や応力拡大係数の増大に伴い亀裂進展速度が上昇する傾向を精度よく表現できることが分かった。本モデルに加え、米国機械学会（ASME）[2]および NUREG レポート[3]で提唱されている亀裂進展速度モデルを用いた亀裂進展解析を行い、適用性を検討した。

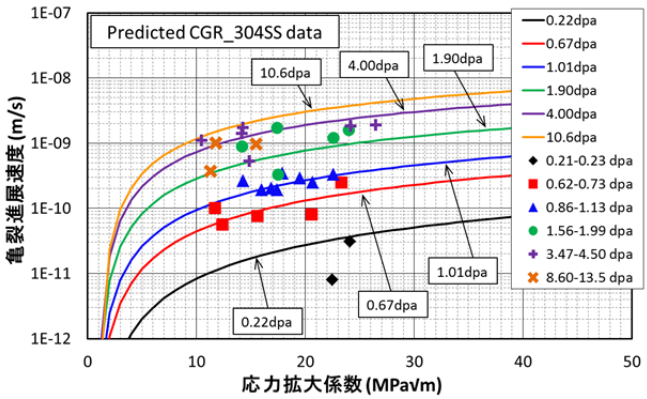


図 1 304 系ステンレス鋼の亀裂進展データに対する IASCC 亀裂進展速度モデルの評価結果（例）

3. 結論

最新の知見や試験データに基づき IASCC 亀裂進展速度モデルとその適用性を検討した。亀裂進展速度モデルを適正化することで、より実態に近い、精度の良い IASCC 評価が可能となると考えられた。

[1]久保ら, JSME M&M2003 予稿集(2003).　[2]E. Eason and R. Pathania, PVP2015-45323, ASME PVP Conference (2015).
[3]O. K. Chopra, NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010).

*Takahiro Hayashi[1], Tatsuya Kubo[1] and Toshiyuki Saito[1]
[1]TOSHIBA Corporation

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

[1J01-04] Innovative Reactors and Technologies

Chair:Tetsuo Matsumura (CRIEPI)

Wed. Sep 13, 2017 10:50 AM - 12:00 PM Room J (C309 - C Block)

[1J01] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1], Kuniaki Ara[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[1J02] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1], Kuniaki ARA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[1J03] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

*Ryota Taguchi[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology , 2. The University of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[1J04] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ., 2. Tokyo Univ. of Marine Science and Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (34) 反応抑制効果（その１１）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium
(34) Reaction Suppression (11)

*永井桂一[1]、斉藤淳一[1]、 荒　邦章[1]
[1]原子力機構

高速炉の設計拡張状態において、漏えい燃焼とライナ破損に続いて生じるナトリウムーコンクリート反応（以下、ナトコン反応）について、ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体）の反応抑制挙動についてナトリウムと比較検討した。

キーワード：高速炉、ナトリウム、燃焼、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

ナトコン反応は燃焼と水反応が組み合わさり、さらに、その反応環境にコンクリートが介在する非常に複雑な反応現象である。これまでナノ流体はナトコン反応に対する抑制効果（水素発生量の低減）の可能性について報告してきた[1]。本報告では、これまでに取得したナトコン反応の実験による基礎的知見をまとめ、ナノ流体の抑制効果をナトリウムと比較して把握したので、その結果について述べる。

２．ナトコン反応挙動の評価手法

実機におけるナトコン反応はライナ鋼材が破損し、漏えい燃焼した高温ナトリウムがコンクリート上に落下することで生じる。本研究では高温ナトリウム（ナノ流体）がコンクリートとの接触後のコンクリートへの浸透および放出湿分との反応挙動に着目した。そのため、コンクリート片の一部を液体ナトリウム（ナノ流体）中に浸漬し、その反応挙動を把握した。ナトリウムおよびナノ流体温度は 500℃から設計基準を超える温度を想定して 525℃、550℃とした。

３．ナトコン反応挙動の時間推移

これまでの実験知見よりナトコン反応は以下に示す時間推移をすることが明らかになった。

① 漏えい燃焼ナトリウムの熱量のコンクリートへ伝熱（加熱）
② 加熱によるコンクリートからの自由水（蒸気）の放出、その自由水とナトリウムの反応による発熱と水素発生
③ ナトリウム（液体または蒸気）のコンクリートへの浸透
④ コンクリートからの結合水および結晶水の放出、その放出水とのナトリウムの反応（主反応）による発熱および水素発生

４．主反応に着目したナノ流体の抑制効果

ナノ流体によるナトコン反応の抑制効果を以下に示す。

A) 主反応に遅延が発生（図１）
B) 主反応の遅延はナトリウム(ナノ流体)温度が高温でも発生(図２)
C) 水素発生量が顕著に低減（図３）

これらの抑制メカニズムについては次報で詳細に報告する。

５．結言

プラントへナノ流体を適用した場合のナトコン反応は、主反応の起きる時間が遅れるとともに、水素発生量が顕著に低減し、アクシデントマネージメントに時間的裕度ができ、水素爆発回避の見通しと格納機能維持の可能性が示された。

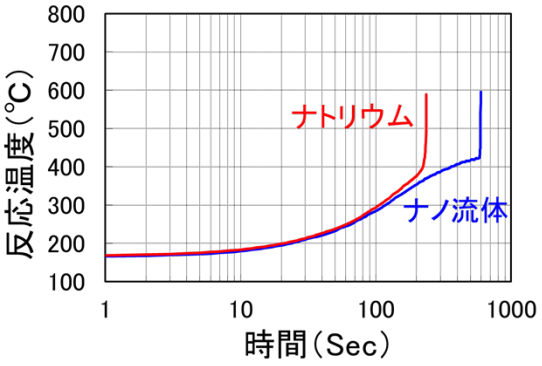


図１ 主反応の開始時間の相違

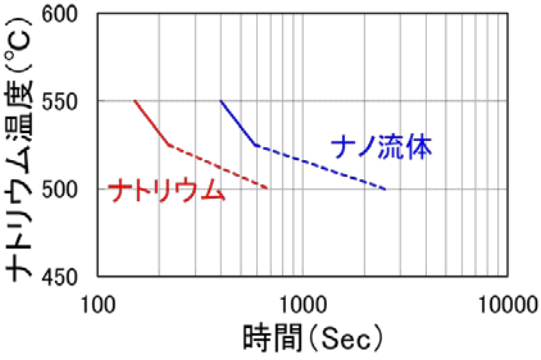


図２ 主反応遅延の高温での効果

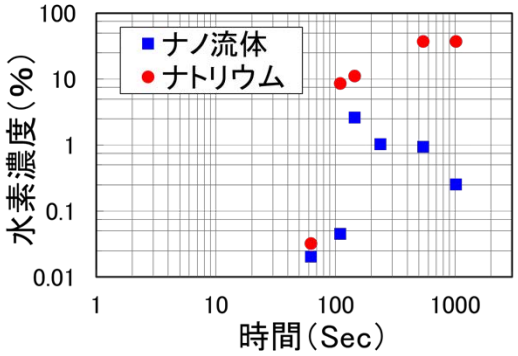


図３ 水素発生濃度の時間推移

参考文献　[1]永井、ほか、日本原子力学会「2016 年 秋の大会」、2I20

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

* Keiichi NAGAI[1] , Jun-ichi SAITO[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
(35) 反応抑制効果（その１２）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(35) Reaction Suppression (12)

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウム漏えい燃焼とライナ鋼材の破損に続いて起こるナトリウムーコンクリート反応（以下、ナトコン反応）の反応挙動をナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体）のナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用に起因する物性変化から反応抑制メカニズムを推測する。

キーワード：ナトリウム、燃焼、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

１．緒言

前報でナトコン反応へのナノ流体の反応挙動を評価し、抑制効果が明らかに確認された。本報ではナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用による特性変化とそれに起因する反応抑制メカニズムについて理論的に推定する。

２．原子間相互作用および分散による基本的な反応抑制効果

ナノ流体中のナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用による基本的な反応抑制メカニズムを以下に示す。

① ナノ粒子とナトリウムの原子間結合力：原子間結合力の増加により、ナノ流体の物性である表面張力の増加、蒸発速度の低下

② ナトリウムからナノ粒子への電荷移行：電荷移行により反応プロファイルのエネルギーが変化し、活性化エネルギーの増加による反応速度の低下、反応前の凝集エネルギーの低下による反応熱量の低減

③ ナノ粒子分散の効果：分散しているナノ粒子の表面原子と水素原子の結合（吸着）による水素の捕獲

３．ナトコン反応の抑制メカニズム（主反応抑制のメカニズム）

前報でナトコン反応におけるナノ流体による主反応の遅れ、水素発生量の抑制を実験により把握した。本報では主反応の遅れのメカニズムを解明する。ここでは、特にコンクリート中へのナトリウム（ナノ流体）の液体および蒸気浸透の相違に着目する。前提条件として、燃焼によるコンクリートへ加わる熱量はナトリウムおよびナノ流体で同一とする。

A)　前述の基本的な反応抑制効果①により、同一温度でおいてもナノ流体の表面張力は増加し、コンクリートへの浸透が鈍化する。

B)　同様の理由でナノ流体の蒸発速度は低下し、コンクリート内に浸透するナノ流体量は抑制する。

C)　図１にナノ流体とナトリウムのコンクリート内への蒸発量の時間推移（蒸発速度の実験値より推定）を示す。

D)　この図から、主反応が発生する蒸気量に閾値があると考えると、ナトリウムのある浸透量に到達するまでの時間❶とナノ流体のそれの時間❷に相違がある。

E)　この相違（差）は前報の主反応遅れの原因である。

F)　主反応が生じた後は上述の反応抑制効果である②により発熱量および反応速度が抑制されるとともに、ナノ粒子の分散により、③の効果より反応で発生した水素がナノ粒子により捕獲され、水素濃度が低下する。

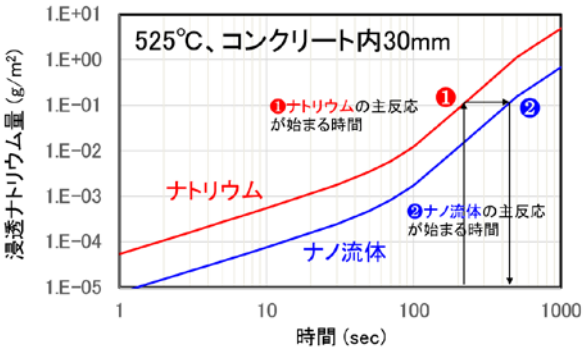


図 1 コンクリート中へのナトリウム浸透量の相違（蒸発速度の実験値からの推定）

４．結言

ナトリウムーコンクリート反応における主反応遅れは、ナノ粒子とナトリウムの原子間相互作用に起因すると推定できた。また、水素発生量の低減はナノ粒子の表面原子と水素の相互作用による原子の捕獲が原因であると推定できた。ナノ流体の適用により高速炉の運転基準を超える事象への抑制効果が期待できることを明らかにした。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究
（第 3 報　放射化金属材料の電気化学特性の計測）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
(3rd report, Electrochemical measurement of radioactivated stainless steel)

*田口涼太[1]，井原 智則[1]，波津久 達也[1]，賞雅 寛而[1]，叶野 翔[2]，阿部 弘亨[2]
[1]東京海洋大学，[2]東京大学

重イオンビーム照射によって放射化させたステンレス鋼の電気化学特性を高温高圧環境下において計測し、非放射化材の計測結果との比較検討を行った。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，放射線誘起表面活性，電気化学計測，放射化材料

1. 背景、目的

第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）の概念炉設計研究が進められている[1]。一方、放射線誘起表面活性（RISA）は，放射線照射下で金属材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により防食効果を生ずる現象である[2]。本研究の目的は，高温高圧下での RISA による腐食特性を実験的に評価し，最終的に SCWR の基礎的設計指針に反映することである。

2. 試験

2.1 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す。試験片には 8×16×3mm の SUS304 ステンレス鋼（右図 WE）を使用した。140MeV の炭素イオン(C^{4+})照射した放射化試験片と非放射化試験片をそれぞれオートクレイブ内の純水に浸漬させる。そして、温度 300ºC 飽和圧力 8.6MPa における各試験片の腐食電位及びアノード分極を計測した。

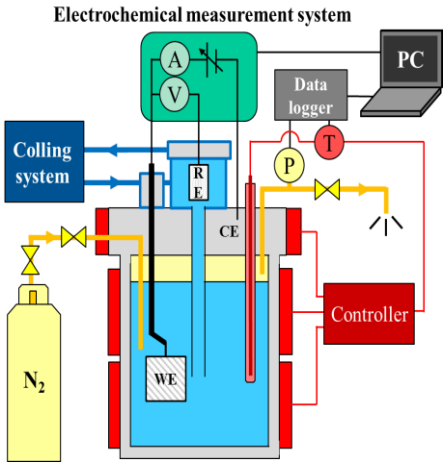


Fig.1 試験装置概要

2.2 試験結果・考察

Fig.2 に腐食電位曲線を示す。非放射化試験片の腐食電位は、時間の経過とともに-600 mV 近傍まで減少し、その後、徐々に上昇する傾向を示している。一方、放射化試験片の腐食電位は、全般的に高い値を示しているが時間の経過に伴って非放射化試験片の値に近づく傾向を示している。

Fig.3 に上記腐食電位の測定後の分極曲線を示す。放射化試験片の電流密度は、非放射化試験片と比較して低い値を示している。今後は再現性および放射化量や温度の影響を定量的に評価する。

3. 結論

温度 300ºC において放射化試験片の電流密度は、非放射化のそれと比較して低い値を示し、放射化により腐食が抑制されることを確認した。今後は、実験データの再現性を確認するとともに、腐食電位ならびに分極曲線に関する実験データベースを拡充する。

参考文献

[1] 岡芳明他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)

[2] 賞雅寛而，阿部弘亨，秋葉美幸，安永龍哉，放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉技術開発「放射線照射による表面活性効果を用いた炉内伝熱・防食技術の向上技術」，日本原子力学会誌，Vol.49, No.1，pp.45-50，2007.

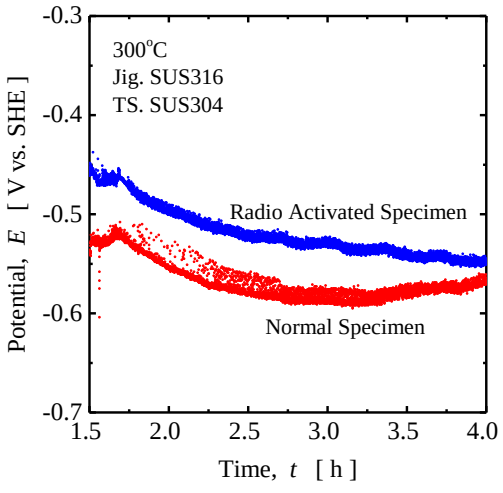


Fig.2 放射化前後の SUS304 腐食電位

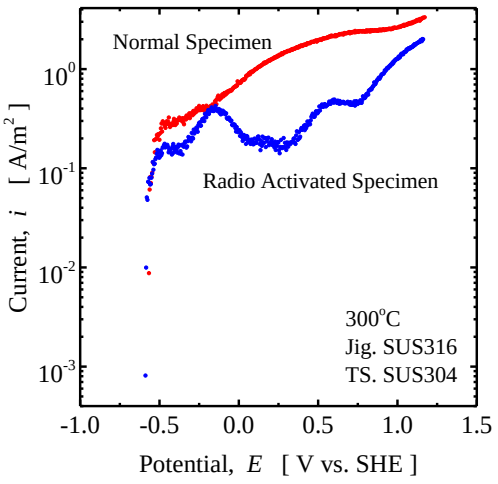


Fig.3 放射化前後の SUS304 分極曲線

*Ryota Taguchi[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomonori Ihara[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2]
[1]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology, [2]The Univ. of Tokyo

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤的研究
（第４報　金属表面濡れ性への放射線誘起表面活性）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

(4nd report, RISA on metal surface wettability)

*三好 徹[1]，井原 智則[2]，波津久 達也[2]，賞雅 寛而[2]，師岡 愼一[1]

[1]早稲田大学，[2]東京海洋大学

放射線誘起表面活性効果（RISA）は，金属母材への放射線照射により表面酸化皮膜に電気化学反応を生じせしめ，濡れ性とこれに起因する伝熱特性を向上させる技術である。本研究では高温高圧条件での RISA による濡れ性への影響を調べた。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，伝熱促進，濡れ性，放射線誘起表面活性

1. 背景、目的

SCWR は，第４世代原子炉としての概念炉設計研究が進められている[1]。一方 RISA は，放射線照射下で基盤材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により濡れ性改善や防食効果、熱伝達向上を生ずる現象であり，プール沸騰限界熱流束が向上することが確認されている[2][3]。

本研究の目的は，亜臨界圧での RISA による濡れ性への影響を実験的に評価し，SCWR の基礎的設計指針および安全向上に寄与することである。本報告では，放射線を照射した試験片及び非照射試験片の高温高圧下における表面濡れ性を計測し，RISA 効果の影響を評価する。

2. 試験

2-1. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す。本試験の濡れ性計測は，試験片表面に滴下した液滴を横から撮影し，画像解析により接触角を計測している。材料は SUS304 を用いた。温度は常温から 300℃までとし，圧力は窒素を封入することで 11MPa または 14MPa とした。

2-2. 試験結果・考察

ガンマ線照射試験片および非照射試験片について，各温度での接触角を比較したグラフを Fig. 2 に示す。Fig. 2 より，RISA による濡れ性への影響は常温において特に顕著に表れており，高温条件下では差が小さくなっている。高温下では表面張力による濡れ性向上により，RISA による濡れ性への影響が確認しづらくなっていると推測される。

3. 結論

RISA による濡れ性への影響が確認できた。今後は，材料，圧力等のパラメータを変更した試験を行い，RISA の濡れ性（接触角，濡れ進行速度）へ及ぼす影響を更に検討していく。

参考文献

[1] 岡他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)

[2] 賞雅他，放射線誘起表面活性による原子炉内伝熱向上のメカニズム，日本機械学会年次大会講演論文集 133-134 (2007-9)

[3] 波津久他，高温高圧下の表面濡れ性に及ぼす放射線照射の影響，機論(B 編)75 巻 758 号 (2009-10)

[4] 三好他，放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究（第 2 報 高温下における金属材料の濡れ性の計測），日本原子力学会　2017 春の年会　要旨集 2G23 (2017-3)

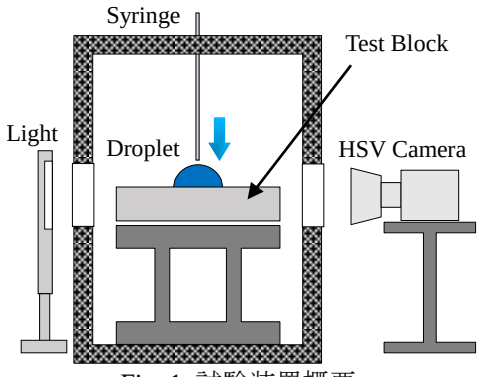


Fig. 1 試験装置概要

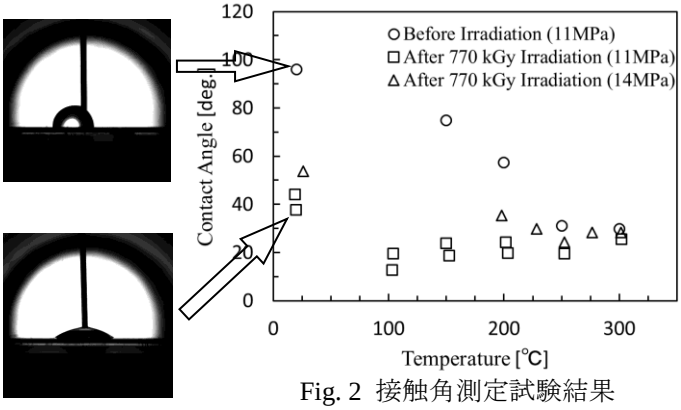


Fig. 2 接触角測定試験結果

*Toru Miyoshi[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2] and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ., [2]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology

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

[1J05-08] Pu-burning Gas-cooled Reactor

Chair:Masatoshi Kuroda (Kumamoto Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:55 PM Room J (C309 - C Block)

[1J05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4] (1. The University of TOkyo, 2. Fuji Electric Co., Ltd., 3. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 4. Japan Atoic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1J06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

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

3:00 PM - 3:15 PM

[1J07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Wataru SAGAWA[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo(currently working at JAEA))

3:15 PM - 3:30 PM

[1J08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1] (1. The University of Tokyo, 2. The University of Tokyo (Currently working at JAEA))

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (14)開発目的と進捗

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(14) Objectives, Current status and Future

*岡本孝司[1]，大橋一孝[2]，大平幸一[3]，國富一彦[4]
[1]東京大学, [2]富士電機, [3]原燃工, [4]原子力機構

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、プルトニウム消費をしつつ、廃棄物まで含めて安全性が極めて高い設計が可能な原子炉である。この概念を実証するため、セキュリティ強化型安全燃料を評価し、その実現性を確認する

キーワード：被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　直接処分　プルトニウム燃焼

1. 緒言

高温ガス炉は、物理的な固有安全性により、炉心溶融事故を引き起こさないという特徴を持つ。この安全な高温ガス炉において、プルトニウムを燃料として利用することによって、プルトニウムインベントリを減らすとともに、安全にエネルギーを得る一石二鳥のメリットがある。この時、化学的に安定な YSZ(イットリア安定化ジルコニア)を用い、燃料核を PuO2-YSZ とすることで被覆粒子燃料からのプルトニウム回収は極めて困難となり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減することができる。プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上を目的として、被覆粒子燃料の破損を抑制するための研究開発、核熱設計、安全評価、および原子炉システムの成立性評価を行う。ライフサイクルのすべての過程において、セキュリティと安全性の両立について評価を行う事を目的とする。また、将来像について議論する。

2. 進捗

４年計画の 3 年度目の成果をまとめる。順調に進捗している

(1) セキュリティ評価　前年度作成した高温ガス炉に関する核セキュリティ脅威シナリオをベースに、シナリオに対抗するための物理的防護システムの設計・評価を行った。。インサイダーを考慮した場合、核セキュリティで弱点となる可能性が高いと考えられる、炉心の輻射伝熱冷却性能に対する評価を行った。

(2) セキュリティ強化型安全燃料の成立性評価と炉心核熱設計 整備した解析コードを用いた遊離酸素由来の CO ガスや ZrC 層による内圧抑制評価結果をベースにして被覆層の厚さを検討した。３次元全炉心計算及び燃料温度計算を行って核特性値及び燃料温度を算出し、核的及び熱的な成立性を評価した

(3) 安全評価　固有安全特性を確保しつつ、炉出力増加の可能性があるかを調査するために、設計基準事象である減圧事故時の原子炉温度挙動解析を進め、燃料温度制限を満たす寸法形状等を検討した。

(4) セキュリティ強化型安全燃料の試作と製造検討　Ce-YSZ 燃料核の試作を行い ZrC 被覆試験用試料とした。さらに ZrC 被覆された模擬粒子等を用い、温度等の被覆条件を変更させて被覆試験を行った。この結果を取りまとめ、製造条件パラメータと物性の相関を取得し、最適な条件範囲を選定した。

(5) ZrC 層被覆試験と特性評価　YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を行い、ZrC 化学蒸着条件データを取得するとともに、境界面の材料特性データを取得し、ZrC 化学蒸着条件との相関について検討した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Koji Okamoto[1], Kazuhiko Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4]
[1]University of Tokyo, [2]Fuji Electric Co.,[3] Nuclear Fuel Ind., Ltd. , [4]JAEA

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (15) プルトニウム高温ガス炉に係る枢要区域同定解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(15) Vital Area Identification Analysis concerning Pu-burner HTGR

*出町 和之[1]、 陳 実[1]、岡本 孝司[1]
[1]東京大学

プルトニウム高温ガス炉に係る核燃料製造工程およびプルトニウム燃焼高温ガス炉プラントを対象に枢要区域同定（VAI: Vital Area Identification）解析を行い、各ターゲットの定性的リスクの試評価を行った。

キーワード：高温ガス炉、プルトニウム、核セキュリティ、枢要区域同定

1. 緒言

原子力施設の枢要区域同定手法として一般的なのはIAEAによる核セキュリティガイドライン:Technical Guidance(TG)のひとつである、IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"[1]である。このTGは、妨害破壊行為者が想定以上の放射性物質の放出を起こさせるシナリオを実現させるために原子力施設に侵入して機器等を損傷させる場合、最小限で何処を破壊すれば想定以上の放射性物質の放出に至らしめることができるかを分析することを推奨している。逆に言えば、何処を防御できさえすれば、想定以上の放射性物質の放出を阻止することが可能かを求めることが出来る。ここではVAIを、プルトニウム核燃料製作ラインからのプルトニウムを含む核燃料物質の盗取に対して適用した。

2. プルトニウム核燃料製作ラインへのVAI解析

平成28年度秋の大会で提案した燃料分配・燃料精製・燃料粒子製造－被覆工程から成るプルトニウム核燃料製作ラインにおける10のターゲットセットに対し、VAIを用いてその盗取を数式化することで、ミニマルカットセットを抽出した。抽出されたミニマルカットセットを評価することで、対象とする施設の核セキュリティ上の接近性・脆弱性を同定することができる。ここでは同定された接近性・脆弱性に基づき提案したプルトニウム核燃料製作ラインの改善を行い、さらに改善後のプルトニウム核燃料製作ラインに対してVAI解析を行うことで、ターゲットセットへの接近性・脆弱性に対する改善効果を可視化することができた。

3. 結言

VAI 解析は、プルトニウム核燃料製作ラインにおける核セキュリティ上の接近性・脆弱性の同定、および改善後の接近性・脆弱性対策の向上の可視化のために、有効な手法であることが示された。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

参考文献

[1] IAEA Nuclear Security Series No. 11, “Nuclear Security Recommendations on Nuclear and Other Radioactive Material out of Regulatory Control.”

---

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(16) グラファイトの空気侵入時過渡事象に関する実験的評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(16) Experimental Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*佐川渉[1]，Wu, Yang[1]，Chai, Penghui[2]，近藤雅裕[1]，岡本孝司[1]

[1]東京大学、 [2]東京大学（現、原子力機構）

高温ガス炉の安全性を検討するために、高温ガス炉の炉心構成材料であるグラファイトの空気侵入時の過渡温度変化を酸素濃度をパラメータとして測定し、評価した。

キーワード：高温ガス炉，グラファイト，過酷事故，空気侵入事故，過渡温度変化

1. 緒言　同心円上に配置した２つの円筒状のグラファイト試験片を用いて、内側の試験片を加熱し、２つの円筒の隙間に空気・窒素混合ガスを注入した時の過渡温度変化を酸素濃度をパラメータとして測定し、評価した。

2. 実験方法および結果

2-1. 方法　図１に示すような同心円上のグラファイト試験片の内側を直流電源によりジュール加熱する。内外試験片の温度が定常に達した後に，内外試験片の間に 1.0 l/min の空気・窒素混合ガスを 5 分間注入し，内外試験片の温度変化を測定する。酸素濃度をパラメータとして温度変化への影響を評価する。

2-2. 結果　図２に酸素濃度を変えた注入試験時の内側グラファイト試験片の温度履歴を示す。注入後は酸素濃度により、+33℃～-12℃と温度変化に大きな差が生じた。温度変化は、混合ガスによる強制冷却とグラファイトの酸化反応発熱によるもので、酸化発熱量が酸素濃度に依存していることを示している。また酸素注入された内側試験片の試験後の質量は試験前より減少し、酸素濃度が高いほど減少していた。

3. 結論　空気酸化によるグラファイトの過渡温度変化について二重円管状の試験片を用いて実験的評価を行なった。酸素濃度をパラメータとして過渡温度変動データおよびグラファイトの質量減少データを取得し、酸素濃度と温度変化、質量減少のデータベースが得られた。

謝辞　本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

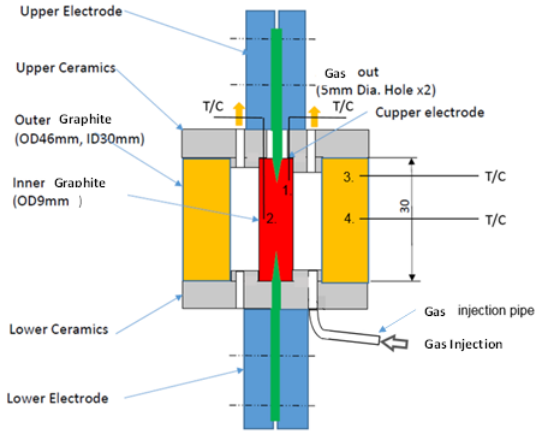


図１　実験体系

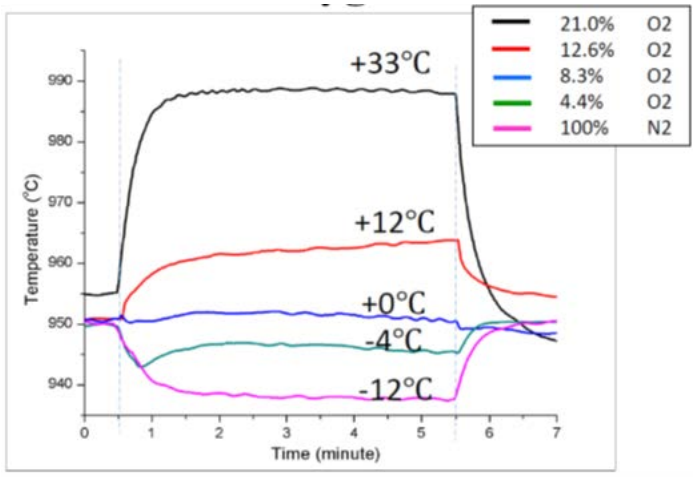


図２　酸素濃度を変えたガス注入時の内側試験片温度履歴

* Wataru Sagawa[1], Yang Wu[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1], Koji Okamoto[1]

[1]University of Tokyo, [2] University of Tokyo (currently working at JAEA)

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR (17) Numerical Study on the Transient Oxidation of Nuclear Graphite under Air Ingress Conditions

*Yang Wu[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[2], Masahiro Kondo[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo, [2]The University of Tokyo (currently working at JAEA)

Abstract In this study, a graphite oxidation model was incorporated into a system analysis code called RELAP5/SCDAP. The code was then validated against experiments to demonstrate its applicability on modeling graphite oxidation during an event of air ingress.

Keywords: HTGR, Air ingress accident, Graphite oxidation, Numerical study, RELAP5/SCDAP

1. Introduction

Graphite oxidation which occurs during air ingress could largely jeopardized the safety operation of HTGR. To improve the HTGR safety analysis during such accident, graphite oxidation model was improved and incorporated into REALP5/SCDAP. Validation of the improved code were carried out by comparing to a validation experiment.

2. RELA5/SCDAP code modification

RELAP5/SCDAP code was improved to support the analysis of air ingress accident in HTGR. The improvements include, first, a chemical equilibrium graphite oxidation model (of IG-110) and a CO combustion model were incorporated into the code; Second, the thermodynamic and transport properties of O_2, CO and CO_2 were added to the code to support the HTGR severe accident analysis.

3. Results and Conclusions

Fig.1 and Fig.2 show the comparison between the simulation and measurement of temperature transient and weight loss during graphite oxidation. Inspection of the figures shows that, the improved RELAP5/SCDAP can predict the general trend of graphite temperature during oxidation. The accuracy of the code was estimated by comparing the simulation to the measured graphite weight loss data of which the error ranges from 6.3%~20.7%. In general, the code tends to slightly over predicts graphite oxidation rate and hence RELAP5 would give conservative prediction on HTGR air ingress.

Acknowledgements This work was part of the "Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR" project supported by the Ministry of Education, culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

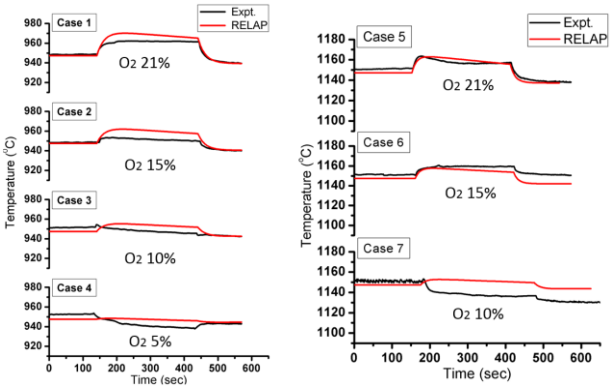


Figure 1 Comparison of the code simulated and experimental measured graphite temperature

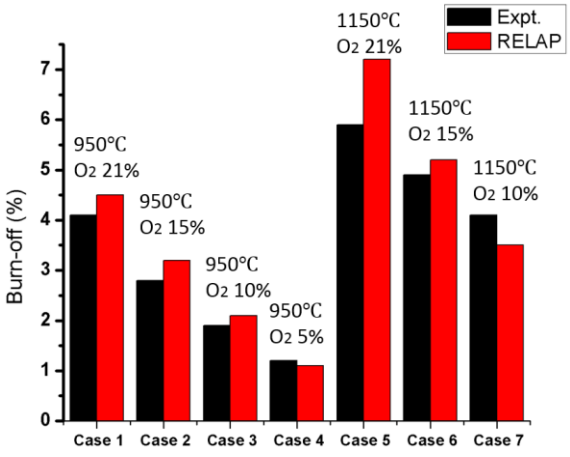


Figure 2 Comparison of the code simulated and experimental measured graphite weight loss

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

[1J09-12] Gas-cooled Reactors

Chair:Masaki Honda (NFI)

Wed. Sep 13, 2017 3:55 PM - 5:05 PM Room J (C309 - C Block)

[1J09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Minoru Goto[1], Yoshitomo Inaba[1], Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yuji Fukaya[1], yukio Tachibana[1], Koji Okamoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

3:55 PM - 4:10 PM

[1J10] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1. Fuji Electric, 2. The University of Tokyo)

4:10 PM - 4:25 PM

[1J11] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Takashi Okamoto[2] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. The University of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM

[1J12] Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(18) 燃料設計及び炉心設計

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(18) Fuel design and core design

*後藤 実[1], 稲葉 良知[1], 植田 祥平[1], 相原 純[1], 深谷 裕司[1], 橘 幸男[1], 岡本 孝司[2]
[1]原子力機構, [2]東京大学

核分裂反応に伴い PuO2-YSZ 燃料核から放出される遊離酸素量を計算し、内圧を抑制するために酸素ゲッターとして直接被覆する ZrC 層の厚さを調べた。また、減圧事故時の燃料温度を低くするために、昨年度までに検討した Pu 燃焼高温ガス炉の炉心に比べて径方向の燃料領域幅を小さくした場合の核熱成立性を検討した。

キーワード：高温ガス炉、プルトニウム、燃料設計、炉心設計

1. 緒言

プルトニウム（Pu）燃焼高温ガス炉[1]では高燃焼度による核分裂性 Pu の削減を図る。本研究では、高燃焼度における被覆燃料粒子の内圧破損を抑制するために、核分裂に伴い燃料核から放出される遊離酸素（O）のゲッターとして炭化ジルコニウム（ZrC）を燃料核に直接被覆する燃料設計を行う。また、高燃焼度を達成するために、燃料シャッフリングを導入する炉心設計を行う。本年度は、ZrC 層の厚さ及び炉心の核熱成立性について検討した。

2. 計算方法

燃焼度及び燃料核の重金属量から燃料核あたりの核分裂回数を計算した。これに燃料核からの O 原子放出率 0.85 個/fission [2]を掛けた値を燃料核から放出される O の原子個数とし、ZrC と O が過不足なく反応するとして ZrC 層の厚さを計算した。

昨年度の解析評価において、減圧事故時に燃料温度が制限値を超えることが示唆された[3]。そこで、減圧事故時に燃料温度が制限値を超えないように、昨年度に比べて炉心の燃料領域を径方向に狭くした（図 1）。燃料シャッフリングの方法は軸方向サンドウィッチシャッフリング（330 日×2 バッチ）とし、炉心燃焼計算を行って平衡炉心の炉停止余裕及び反応度温度係数を算出するとともに燃料領域別に燃料温度を計算して核熱成立性を検討した。

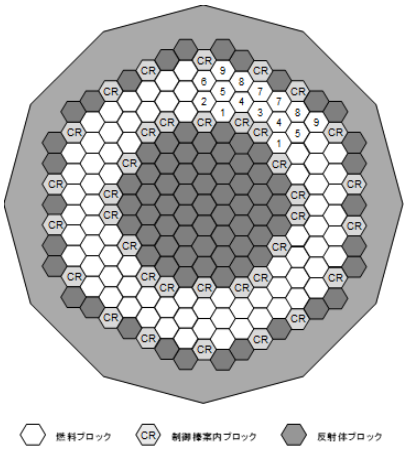


図 1　炉心断面図（数値は燃料領域番号を表し炉心中央からの距離が異なる）

3. 結果

目標とする 500～600 GWd/t の燃焼度で燃料核から放出される O 原子の全てを捕獲するために必要な ZrC 層の厚さは 3～8 μm である（図 2）。

3 バッチ目炉心と 4 バッチ目炉心の過剰反応度の値がほぼ同じであることから、4 バッチ目炉心を平衡炉心と定義した。平衡炉心の反応度温度係数は燃焼期間を通して負の値を維持できるが、炉停止余裕を確保するためには可燃性毒物（BP）ペレットの径を大きくするなどして燃焼初期の反応度を 1.4%Δk/k 下げる必要がある。燃料中期から末期にかけての通常時の燃料温度は、燃料の健全性確保の目安である 1400℃以下だが、燃焼初期から中期にかけては 1400℃以上であり、BP ペレットの径を調整するなどして出力分布を最適化し、燃料温度を下げる必要がある。

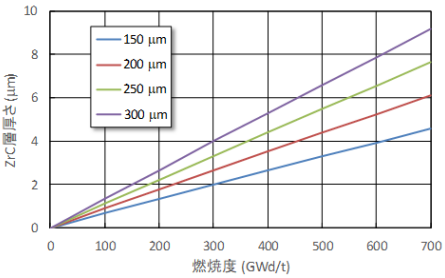


図 2　ZrC 層厚さの計算結果

参考文献

[1] Y. Fukaya, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(6), 2014.　[2] 相原純　他、JAEA-Data/Code 2012-030 (2013).
[3] 中野正明　他、2016 年秋の大会, 2I05.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

---

*M. Goto[1], S. Ueta[1], Y. Inaba[1], J. Aihara[1], Y. Fukaya[1], Y. Tachibana[1] and K. Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
（19）反応度異常事象の予備解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(19) Preliminary Reactivity Transient Analyses

*中野 正明[1]，大橋 一孝[1]，岡本 孝司[2]

[1]富士電機，[2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性を評価するために、反応度異常事象として、制御棒飛び出し事象を対象とした動特性予備解析を行い、プルトニウム燃料が炉心動特性に与える影響を検討した。

キーワード：高温ガス炉，プルトニウム燃焼，反応度解析

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、燃料としてプルトニウムを用いていることから、炉心に反応度が異常に添加された場合の挙動が、参照炉心であるウラン炉心の GTHTR300[1]に比べて厳しくなると考えられる。ここでは、現状の炉心パラメータを用いて、制御棒飛び出し事象を対象とした動特性予備解析を行い、プルトニウム燃料が炉心動特性に与える影響を検討した。

2. 解析評価

解析コードは、1 点炉動特性計算と 1 ピンを対象とした温度計算を行う BLOOST-J2[2]を用いた。反応度添加量は GTHTR300 での 0.15%Δk/k[1]を基準ケースとした。

出力・燃料最高温度を図-1 に示す。プルトニウム炉心の方が、同じ反応度添加に対して事象発生直後の出力上昇、温度上昇は大きくなる。図-2 に反応度添加量と最高出力・燃料最高温度の関係を示す。反応度添加量が大きくなるほど、プルトニウム炉心とウラン炉心の挙動の相違が大きくなることが分かる。しかし、燃料温度制限 1600℃以下を十分満足した結果となっている。

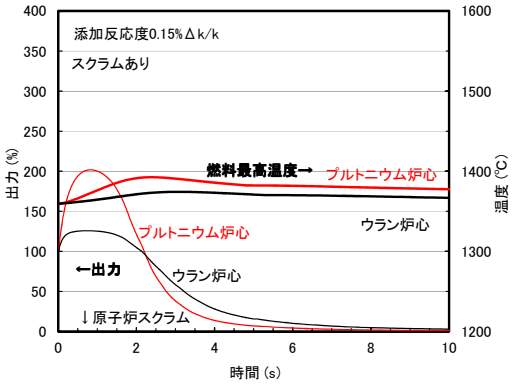


図-1　制御棒飛び出し時の出力、温度挙動

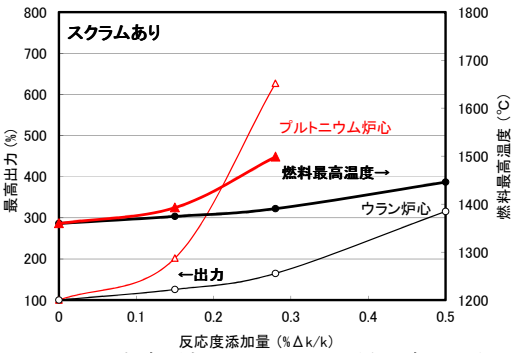


図-2　反応度添加量と出力・燃料温度の関係

3. 結言

反応度異常事象として、スタンドパイプ破断による制御棒飛び出し事故時の予備解析を行った。プルトニウム炉心はウラン炉心に比べて出力上昇、燃料温度上昇が大きくなる傾向であるが、燃料温度制限を十分満足があることがわかった。今後は、最終炉心の条件を用いて再評価を行う。

参考文献

[1] 中田，他，“高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核熱流動設計”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.2, No.4, p.478-489 (2003)

[2] 中川，他，“高温ガス炉の炉心動特性解析コード; BLOOST-J2”，JAERI-M 89-013 (1989)

■ 本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Fuji Electric, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(20) 3S-TRISO 燃料の試作と製造検討

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(20) Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*齋木 洋平[1]，本田 真樹[1]，高橋 昌史[1]，大平 幸一[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子燃料工業，[2]東京大学

PuO_2-YSZ 燃料核の製造性を検討するため、模擬粒子である CeO_2-YSZ 粒子の試作試験を実施し、外観等良好な粒子を得られる試験条件を見出した。また、試作した粒子について、相状態、成分の均一性について確認した。

キーワード：高温ガス炉、燃料核、3S-TRISO

1. 緒言

Pu 燃焼高温ガス炉向けの燃料として、YSZ マトリクスに Pu を分散させた粒子を燃料核とし、これに ZrC、及び従来 TRISO を被覆した、3S-TRISO 被覆燃料粒子(図 1)を用いることが提案されている[1]。本研究では、種々の試作試験によって、3S-TRISO 粒子の製造性について検討を行った。

2. 実験

2-1. Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験

Pu の代替物質として Ce を用い、Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験を行った。作製方法として外部ゲル化法を採用し、過去の HTTR 燃料製造時の条件を参考に、種々の試験パラメータが与える試作結果への影響について整理した。

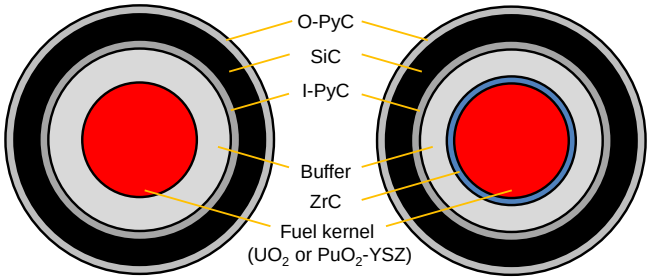


図 1 高温ガス炉向け被覆燃料粒子の概要

2-2. 3S-TRISO 被覆に向けた予備試験

3S-TRISO 被覆燃料粒子は、過去の HTTR 燃料と比較して目標とする径が小さく、また、試作試験においては、一度に被覆できるバッチサイズが従来よりも小さい。そのため、ZrC 被覆粒子による TRISO 被覆試験に先立ち、模擬粒子を用いた予備試験を行い、3S-TRISO 被覆条件の事前検討を行った。

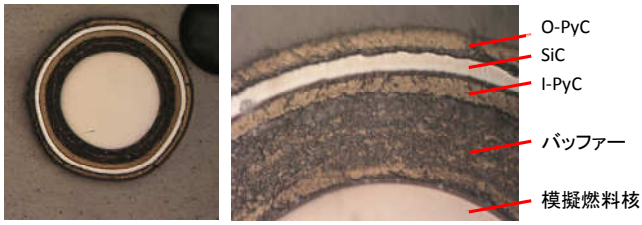


図 2 模擬被覆粒子の断面観察像

3. 結果・考察

Ce-YSZ 模擬燃料核粒子の試作試験の結果、滴下溶液の粘度等を最適化することで、欠陥がなく均一な組成を持つ粒子が得られる条件を見出した。また、模擬粒子を用いた予備被覆試験の結果、小粒径、少量バッチにおける 3S-TRISO 被覆条件の目安を得た。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃料高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

参考文献

[1] Y.Fukaya, M.Goto, H.Ohashi, Y.Tachibana, K.Kunitomi, S.Chiba, “Proposal of a plutonium burner system based on HTGR with high proliferation resistance” , Journal of Nuclear Science and Technology, 51 (2014) 818-831

*Yohei Saiki[1], Masaki Honda[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
（21）ZrC 層被覆試験と特性評価

Development of Security and Safety fuel for Pu-burner HTGR

(21) Test and Characterization for ZrC Coating

*植田 祥平[1]，相原 純[1]，橘 幸男[1]，國富 一彦[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子力機構，[2]東京大

セキュリティ強化型安全燃料の高燃焼度化のため、従来よりも小径のイットリア安定化ジルコニア（YSZ；Yttria-Stabilized Zirconia）模擬燃料核上へ臭化物化学蒸着法による炭化ジルコニウム（ZrC）の直接被覆を可能にし、ZrC の成長速度と透過型電子顕微鏡による ZrC と YSZ 境界面の材料特性をそれぞれ評価した。

キーワード：被覆燃料粒子，炭化ジルコニウム，化学蒸着，被覆試験，特性評価

1. 緒言

セキュリティ強化型安全燃料は、核拡散抵抗性を持つ PuO_2-YSZ 燃料核上へ酸素ゲッターとしての ZrC を直接被覆することで、燃料破損の主原因である遊離酸素に起因する内圧上昇を抑制し、500 GWd/t を目指す高燃焼度化を図る。平成 28 年度は、原子力機構の ZrC 被覆実験装置を用いて、高燃焼度化に向け小径化（ϕ700→400 μm）した YSZ 粒子による流動条件を取得するとともに、C/Zr 比が 1 の定比 ZrC を得られる臭化物化学蒸着法で被覆した ZrC と YSZ 境界面の材料特性を、透過型電子顕微鏡を用いて評価した。

2. 方法及び結果

2-1. 小径 YSZ 粒子に対応した流動条件の取得

小径 YSZ 粒子に対応した ZrC 被覆条件の取得に向け、流動床へ原料ガスを導入する従来の単孔ノズル（口径 ϕ3mm）を小径化および多孔化した新規ノズルを採用し、流動試験を実施した。ガス流量条件を従来の流動条件と理論上同一とするため、ノズル断面積が従来と同じとなるよう口数（口径）を 4 孔（ϕ1.5mm）および 9 孔（ϕ1.0mm）の 2 種類に設定した。常温非加熱下ならびに実際の ZrC 被覆温度（1350℃）下で、流動ガスに Ar 又は 1350℃下では H_2 ガスを用いて流動試験を行った結果、いずれも粒子落下がなく、ガス流量 8 L/min にて製造時の被覆層の破損が生じにくい安定流動状態が得られ、ZrC の被覆が可能となった。

2-2. ZrC 層被覆試験と微細構造観察

YSZ 粒子（ϕ700 μm）上への ZrC 層被覆試験を、温度約 1350℃、粒子装荷量 100 g の条件で実施した結果、厚さ約 21 μm、C/Zr 比約 0.95 の ZrC 層を取得し、定比 ZrC 被覆条件の再現性を確認するとともに、ZrC 成長速度を約 0.20～0.23 μm/分と評価した。また、ZrC と YSZ 境界面の材料特性を把握するため、走査型電子顕微鏡を用いて観察した結果（図 1）、ZrC と YSZ は結合しているものの、境界部にポアの分布が確認された。ポアの原因は、化学平衡計算（FactSage5.5）の結果より、臭化物法の $ZrBr_4$ 等の原料ガスによる劣化の可能性が極めて小さいことから、ZrC 結晶の欠落の可能性が高いと考えられる。

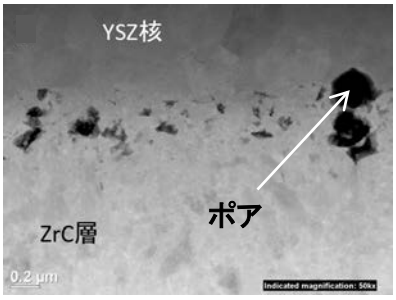


図 1　YSZ/ZrC 境界の暗視野像
（C/Zr 比 0.99）

3. 結論

平成 29 年度は、CeO_2-YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を行い、材料特性と ZrC 化学蒸着条件との相関を検討する予定である。本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

**Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo

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

[1J13-16] Gas-cooled Reactor Fuel

Chair:Masaaki Nakano (Fuji Electric)

Wed. Sep 13, 2017 5:05 PM - 6:15 PM Room J (C309 - C Block)

[1J13] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3] (1. JAEA, 2. NFI, 3. Kumamoto University)

5:05 PM - 5:20 PM

[1J14] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1] (1. JAEA, 2. NFI)

5:20 PM - 5:35 PM

[1J15] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2] (1. Nuclear Fuel Industries, LTD., 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:35 PM - 5:50 PM

[1J16] Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors

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

5:50 PM - 6:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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
（1）全体概要

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(1) Outlines

*橘 幸男[1], 大平幸一[2], 黒田雅利[3]
[1]原子力機構, [2]原燃工, [3]熊本大

耐酸化性能の向上のため、高温ガス炉の燃料要素の黒鉛母材を SiC を含む母材（SiC/C 母材）に置き換えるための技術開発を行った。この技術開発の全体概要について述べる。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料，炭化ケイ素

1. 緒言

高温ガス炉は、優れた安全性を有するとともに、900℃以上の高温の熱を原子炉から取り出すことができ、水素製造、プロセス熱利用（化学工業への高温蒸気供給等）、発電、海水淡水化等の多様な熱利用が可能な第 4 世代原子炉である。高温ガス炉の安全性の更なる向上を目的として、高温ガス炉特有の事故である減圧事故（配管破断事故）に伴う空気侵入事故時に、想定をはるかに超える空気が炉心に侵入した場合においても、形状及び健全性を維持できる、SiC を含む母材とすることで耐酸化性能を付与した革新的な燃料要素の研究開発を H26-28 にかけて行った。ここではその全体概要を述べる。

2. 製造技術開発

被覆燃料粒子の模擬材としてアルミナ粒子を、母材原料粉末として黒鉛・Si・樹脂の混合物を各々用い、耐酸化燃料要素（模擬）試作試験（図 1 ）及び酸化試験を行った。その結果、先行研究[1]の 3 倍の Si を母材に含む（Si/C=約 0.551）耐酸化燃料要素（模擬）の試作に成功し、酸化試験により優れた耐酸化性能を確認した。



図 1　試作した耐酸化燃料要素

3. 検査技術開発

燃料要素中の被覆燃料粒子の破損率評価のため、被覆燃料粒子を破損させずに燃料要素の母材を解砕する必要があるが、耐酸化燃料要素においては母材が従来の物と異なる。そこで新たに母材解砕技術を開発し、耐酸化燃料要素に適用可能である見通しを得た。

4. 成形モデルの構築

耐酸化燃料の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、実験計画法を適用することによりホットプレス条件から成形体の強度を予測できる応答曲面モデルを構築するとともに、その構築したモデルより成形体の強度が高くなるホットプレス条件を予測した。

5. 結論

メーカー・大学と分担して耐酸化燃料要素に関する研究開発を行い、基本的な製造技術（原子力機構・原燃工）、検査技術（原燃工）、及び評価技術（成形モデル、熊本大学）を確立した。

参考文献

[1] 井川勝市、他：レジンボンド黒鉛成形体と SiC ボンド黒鉛成形体の水蒸気腐食の比較、JAERI-M7477(1978).

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。

---

*Yukio Tachibana[1], Koichi Ohira[2], Masatoshi Kuroda[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nucler Fuel Industries, Ltd., [3]Kumamoto University

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
（2）耐酸化燃料要素の製造技術開発

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(2) Development of fabrication technology of oxidation resistant fuel element

*相原純[1], 植田祥平[1], 本田真樹[2], 小河浩晃[1], 柴田大受[1], 水田直紀[1], 稲葉良知[1], 橘幸男[1]
[1]原子力機構, [2]原燃工

耐酸化性能の向上を目指し、高温ガス炉における燃料要素の黒鉛母材を、耐酸化性のある SiC を含む母材(SiC/C 母材)に置き換えるための技術開発を行った。耐酸化燃料要素(模擬)を試作し、良好な耐酸化性能を確認した。

キーワード：高温ガス炉, 耐酸化燃料要素, 製造

1. 緒言：現在の高温ガス炉における燃料要素は、セラミックス製の直径 1mm 程度の被覆燃料粒子(CFP)を黒鉛/炭素母材で焼き固めたものである。耐酸化燃料要素は、母材を SiC を含むものに置き換えたものである。1970 年代に日本原子力研究所(当時。現在は原子力機構)において、CFP(もしくはその模擬材)を含まない母材のみを焼き固めたものを製造する研究[1]が行われた。具体的には C と Si の混合粉末を熱間加圧(HP)し、SiC と C の混合物を製造した。本研究では、この先行研究に基づき、模擬 CFP(アルミナ粒子)を母材で焼き固めた耐酸化燃料要素(模擬)を製造し、酸化試験を行う。

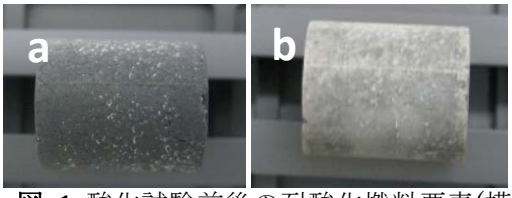


図 1 酸化試験前後の耐酸化燃料要素(模擬)外観, (a) 酸化試験前, (b) 酸化試験後

2. 製造技術開発及び酸化試験：本研究では、模擬 CFP を母材で焼き固める方法として高温工学試験研究炉(HTTR)の燃料で採用しているオーバーコート(OC)法を適用した。これは、(模擬)CFP を転がしつつ母材原料粉末で OC した物(OC 粒子)を型に詰め、加圧成形する方法である。OC 層が(模擬)CFP から剥落しないよう、OC 層には樹脂を混合する必要があるが、HP 時に樹脂から発生する揮発性ガスを抑制するため、まず、樹脂の割合を低減させた母材原料粉末での OC を試みた。その結果、HTTR 燃料の場合の 1/10(2wt%)に低減できることがわかった。この OC 粒子を HP することにより、問題なく耐酸化燃料要素(模擬)を試作することができた。次に、Si/C モル比を先行研究[1]において上限とされていた約 0.184 の 3 倍(約 0.551)まで増やしたが、問題なく耐酸化燃料要素(模擬)を試作できた。母材の XRD 測定を行ったが、Si のピークは検出されなかった。

試作した耐酸化燃料要素(模擬)を 20%O_2 中に、900℃で 30 分酸化させた。過去の研究において同等な条件で行われた酸化試験においては、一部の模擬 CFP が落剥した[2]が、この酸化試験では全く落剥しなかった(図 1)。従って、本研究で得られた結果は、過去に行われた研究における結果よりも良好であった。

3. 結論：耐酸化燃料要素(模擬)を試作し、良好な耐酸化性を示した。

参考文献

[1] 井川勝市、他：レジンボンド黒鉛成形体と SiC ボンド黒鉛成形体の水蒸気腐食の比較、JAERI-M 7477(1978).
[2] 沢和弘、他：高温ガス炉用耐酸化燃料コンパクトの概念検討、JAERI-Tech 99-077 (1999).

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。

---

*Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], Masaki Honda[2], Hiroaki Ogawa[1], Taiju Shibata[1], Naoki Mizuta[1], Yoshitomo Inaba[1], Yukio Tachibana[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nucler Fuel Industries, Ltd.

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
（3）耐酸化燃料要素の検査技術開発

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(3) Development on Inspection of Oxidation Resistant Fuel Element

*本田 真樹[1], 安田 淳[1], 大平 幸一[1], 橘 幸男[2]
[1]原子燃料工業株式会社, [2]原子力機構

耐酸化性能の向上のため、高温ガス炉の燃料要素の黒鉛母材を、SiC を含む母材（SiC/C 母材）に置き換えるための技術開発を行った。この技術開発の内、検査技術開発について述べる。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料要素，検査手法

1. 緒言

高温ガス炉の安全性向上に寄与する耐酸化燃料要素は、従来の燃料要素に用いられる黒鉛母材と異なる SiC/C 母材であることから耐酸化性能や硬度等の特性が大きく異なるため、新たに検査技術開発が必要となった。本報告では平成 26 年から平成 28 年度にかけて実施した成果を報告する。

2. 検査技術開発

被覆燃料粒子の模擬材としてアルミナ粒子を、SiC/C 母材原料粉末として黒鉛、ケイ素等の混合物を用い、試作した模擬耐酸化燃料要素を用いて、SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価を目的とした検査手法の技術開発を行い、問題点を摘出し対処法を検討、適用性を確認した。

また、高温ガス炉燃料性能検査として必須である、被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術開発を行い適用性を評価した。

3. 試験結果

SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価を目的とした検査技術開発として、金相試料作製法の開発及び非破壊検査である X 線透過検査について試験及び評価を行い、SiC/C 母材においても適用可能であることを確認した。

また、被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術開発として、溶融 KOH 法、加圧酸分解法（加熱法として、マッフル炉及びマイクロ波[1]それぞれの方法を検討）による解砕技術について試験及び評価を行い、それぞれが SiC/C 母材の解砕技術として適用可能である見通しを得た（図 1）。



図 1　溶融 KOH 法試験結果の例
（上：解砕前、下：解砕後）

4.まとめ

耐酸化燃料要素開発として、燃料の特性及び性能評価に必要な検査技術開発を行い、SiC/C 母材の均質性ならびに粒子分散状態等の評価及び検査手法及び被覆燃料粒子の破損率評価を目的とした SiC/C 母材解砕技術を確立した。

参考文献

[1] A. K. Kercher, J. D. Hunn, J. R. Price, G. E. Jellison, F. C. Montgomery, R. N. Morris, J. M. Giaquinto, D. L. Denton, Advanced characterization methods for TRISO fuels, February 17, 2005

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。

*Masaki Honda[1], Atushi Yasuda[1], Koichi Ohira[1], Yukio Tachibana[2]
[1]Nucler Fuel Industries, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

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 （4）耐酸化燃料要素の成形モデルの構築

Research on Advanced Fuel Element for Upgrading Safety of High Temperature Gas-Cooled Reactors
(4) Modeling for Casting Oxidation Resistant Fuel Element

*黒田雅利[1], 東條拓也[1], 山本健義[1], 相原 純[2], 橘 幸男[2]
[1]熊本大, [2]原子力機構

耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、成形体の強度が高くなるホットプレス条件を本研究で構築したモデルにより予測した。

キーワード：高温ガス炉，耐酸化燃料要素，強度

1. 緒言

固有の安全性を有する第 4 世代原子炉である高温ガス炉の更なる安全性向上を目的として、高温ガス炉特有の事故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に侵入した場合においても健全性が保たれるような、耐酸化性能を有する革新的な燃料要素の研究開発が進められている[1]。燃料要素の健全性が事故時においても維持されるためには、高強度な耐酸化燃料要素の作製技術が求められる。そこで本研究では、耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとしてホットプレス条件を取り上げ、実験計画法的アプローチを適用することによりホットプレス条件から成形体の強度を予測できる応答曲面モデルを構築した。またその構築したモデルにより、高強度な耐酸化燃料要素を作製できるホットプレス条件を予測した。

2. 実験計画

まず、耐酸化燃料要素の成形体の強度に影響を及ぼすパラメータとして、前報[2]に基づきホットプレス時の温度および時間の 2 因子を選定した。次に、2 因子に対する中心複合計画に基づき、成形モデルの構築に必要な耐酸化燃料要素の焼成条件を設定した。

3. 実験方法

本研究では、母材である Si と C に被覆燃料粒子を模擬したアルミナ粒子を混ぜたものをコールドプレスで成形後、前節の焼成条件にて反応焼結させ作製した円柱状の SiC 焼成体を、耐酸化燃料要素の模擬試験片として用いた。その円柱状の試験片に対して、超音波音速測定と圧縮試験によりヤング率と圧縮強さのデータを取得した。圧縮試験の様子を図 1 に示す。

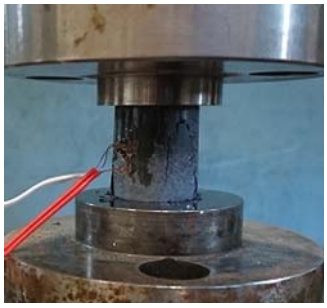


図 1　圧縮試験の様子

4. 成形モデル

取得した実験データに対して統計解析を実施することで、ホットプレス時の温度と時間から耐酸化燃料要素の模擬試験片のヤング率と圧縮強度が予測可能となる応答曲面モデルを作成した。

参考文献

[1] 橘幸男、他：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（1）全体概要、日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿 (2017).

[2] 山本健義、他：高強度な高温ガス炉燃料成形体の焼成条件の検討、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿 (2016).

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。

---

*Masatoshi Kuroda[1], Takuya Tojo[1], Takenori Yamamoto[1], Jun Aihara[2] and Yukio Tachibana[2]

[1]Kumamoto University, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[1K01-07] Experiment, Detector, Radioactive Inventory Evaluation

Chair:Masahiro Taniguchi (TAISEI)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:55 AM Room K (N301 - N Block)

[1K01] Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*Noriaki Nakao[1], Motoyuki Asada[1], Yoshihiko Susuta[1], Masakazu Iwabuchi[1], Shimada Tomoo[1] (1. Shimizu Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM

[1K02] Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2], Seung-Woo HONG[3], Tae-Sun PARK [3], Koan Sik JOO[4], Cheol Woo LEE[5] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Sungkyunkwan Univ., 4. Myongji Univ., 5. Korea Atomic Energy Research Institute)

10:15 AM - 10:30 AM

[1K03] Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*Jun Ueno[1], Kazuki Isitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3] (1. Nuclear Engineering and Services Co., 2. The Japan Atomic Power Co., 3. The Institute of Applied Energy)

10:30 AM - 10:45 AM

[1K04] Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

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

10:45 AM - 11:00 AM

[1K05] Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2], Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3], Hiroaki Watanabe[1,2] (1. High Energy Accelerator Research Organization, 2. J-PARC Center, 3. Tokyo Nuclear Services)

11:00 AM - 11:15 AM

[1K06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)

11:15 AM - 11:30 AM

[1K07] Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Kohei Iwanaga[1], Hideo Hirayama[1,2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[1] (1. Nuclear Regulation Authority, 2. KEK)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

除染廃棄物放射能濃度測定用 LED シンチレーションファイバー検出器の開発 (2)

Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste (2)

*中尾徳晶、浅田素之、須々田嘉彦、岩渕雅和、嶋田智郎（清水建設株式会社）

フレコンパックに詰められた除染廃棄物の放射能濃度を効率よく安全に測定し、フレコン周囲の濃度分布を LED で色表示できる LED シンチレーションファイバー検出器を開発した。

キーワード：LED シンチレーションファイバー検出器，中間貯蔵施設，フレコン，放射能濃度，除染

1. 緒言　福島第一原発事故に伴い発生した除染土壌等は大型土嚢袋（フレコン）に入れて仮置き場に保管されており、今後中間貯蔵施設に移送され分別・保管される。このような大規模事業において、作業員の被ばくを抑えるために、空間線量率や汚染を常に把握する必要がある。そのため大量データの処理自動化と高速化、および可視化による作業員とのリアルタイムリスクコミュニケーションが重要な課題となる。

2. 開発　線量率分布をリアルタイムで可視化できる検出器を開発した。図 1 に本システムの構成を示す。プラスチックシンチレーションファイバー両端に到達した光の信号到着時間差で入射位置情報が得られるが、並べて設置した LED ラインテープに位置情報を伝達し、その場所の空間線量率を色別表示することでリアルタイムに放射線量の見える化を実現した。今回、この検出器の応用として、フレコンに保管された除染土壌等の放射能濃度を効率的かつ精度良く測定する LED ファイバーフレコン濃度モニターを開発した。図2に示すように容器の周囲に検出器をらせん状に配置し､フレコン全体を一様に測定できるようにした。重量計を組み合わせることにより、重量と放射能濃度も数秒で測定可能とした。検出器内にフレコン設置後、瞬時に LED の色で線量率の高低を表示し可視化した。フレコンの個別情報を管理するタグデータと共に管理サーバーに自動転送し、ヒューマンエラーのない正確かつ迅速なデータ収集と管理を可能とした。

3. 実験　実証試験と校正を福島県大熊町の除染現場にて行った。攪拌して濃度を均一化した土壌の入った標準線源フレコンを様々な重量や濃度に関して製作し、土壌試料の一部はゲルマニウム半導体検出器で放射能濃度を精度よく測定した。フレコン重量(体積)の違いによる平均線量率と放射能濃度の換算係数を実験的に求めた。現在大熊町の中間貯蔵施設に納入し、今後、受入・分別施設にてフレコンの放射能濃度の測定に用いられる予定である。

謝辞　開発にあたり、日本放射線エンジニアリング(株)および(株)アクティオの協力を頂いた。

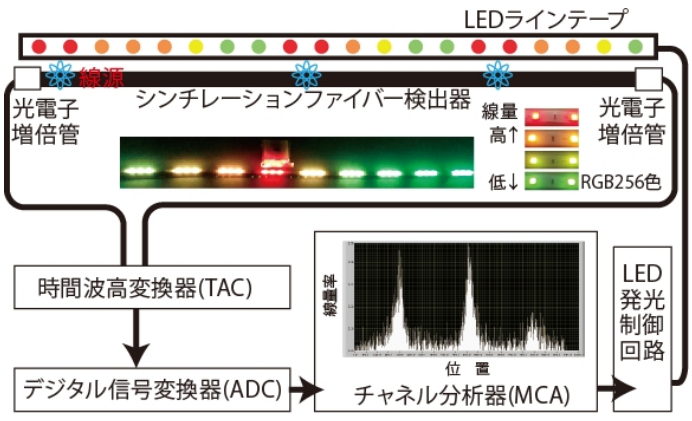


図 1: 検出器のシステム構成

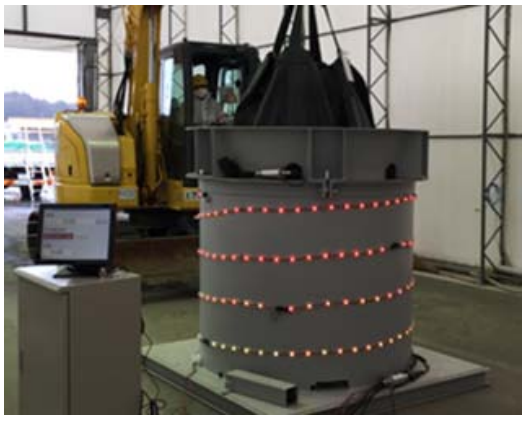


図 2: フレコン濃度モニター測定状況

*Noriaki Nakao, Motoyuki Asada, Yoshihiko Susuta, Masakazu Iwabuchi, Tomoo Shimada

[1]Shimizu Corporation

炭素標的における 800 MeV/u Si 入射軽フラグメント生成二重微分収率の測定

Measurement of light fragment yields from carbon bombarded with 800 MeV/u Si

*由井 友樹[1], 梶本 剛[1], 田中 憲一[1], 遠藤 暁[1], 執行 信寛[2], HONH Seung-Woo[3], PARK Tae-Sun[3], JOO Koan Sik[4], LEE Cheol Woo[5]

[1]広島大学, [2]九州大学 [3]成均館大学校, [4]明和大学校, [5]韓国原子力研究院

放射線医学総合研究所の HIMAC で、炭素標的へ 800 MeV/u Si を照射し、陽子・重陽子・三重陽子の生成二重微分収率を測定した。また、実験値と PHITS の計算値を比較した。

キーワード：軽フラグメント生成、二重微分収率、炭素標的, 重粒子入射、PHITS

1. 緒言

韓国では重粒子加速器施設 RAON の建設が行われている。RAON の放射線遮蔽設計には 3 次元粒子輸送モンテカルロコードが使用される。しかしながら，計算の妥当性を確認する必要があり，そのためには実験データとの比較が不可欠である。比較のための実験データとして，重イオン入射中性子生成二重微分収率の測定が継続的に行われている。本研究では，これまで測定されていない軽フラグメント（陽子・重陽子・三重陽子）生成二重微分収率を測定した。 さらに、実験値と PHITS による計算値と比較した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所で行った。HIMAC から出射される 800 MeV/u Si を厚さ 2 cm の炭素標的に照射し、生成される軽フラグメントを測定した。図 1 に測定体系を示す。標的中心からビーム軸に対して 15°、30°の位置に、標的に近い方から active collimator(AC)、プラスチックシンチレータ（PS1）検出器、プラスチックシンチレータ（EJ299）検出器、BGO1 検出器、BGO2 検出器、PS2 検出器の順に配置した。また、標的上流に入射粒子を計数するために 0.5 mm 厚のプラスチックシンチレータ(BPS)を設置した。

荷電粒子弁別及び検出器内で停止した粒子の事象を抽出した後、飛行時間と付与エネルギー相関図から粒子識別を行った。また、飛行時間法により粒子のエネルギーを決定した。陽子・重陽子・三重陽子の測定エネルギースペクトルに、検出効率を補正し、各粒子の生成二重微分収率を決定した。

3. 結果

二重微分収率の実験値と PHITS の計算値を図 2 に示す。比較すると生成粒子の質量数の増加につて収率が減少する傾向は同じである。しかしながら、粒子の質量数が大きくなると差異が大きくなる。

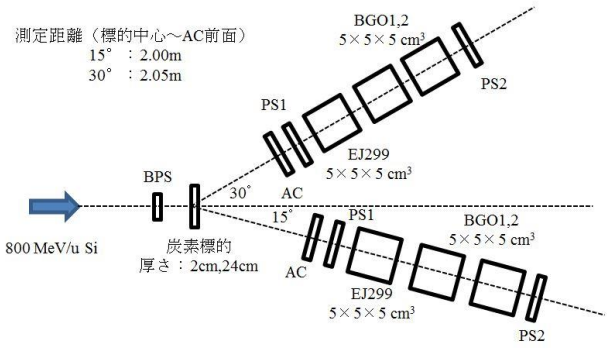


図 1 測定体系

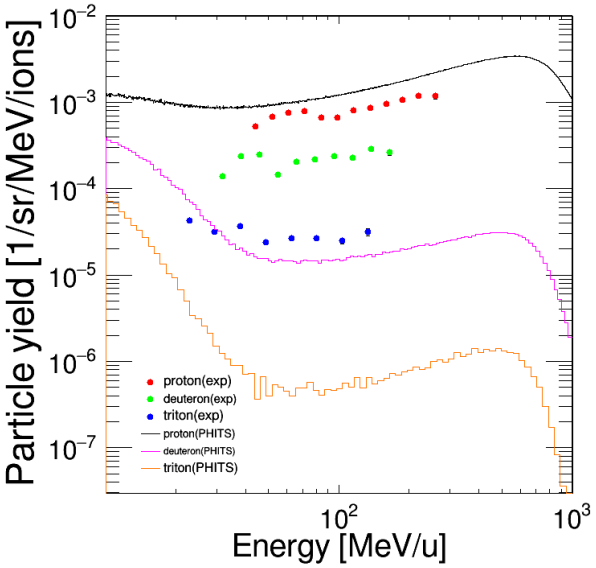


図 2 炭素標的における 800 MeV/u Si 入射軽フラグメント生成二重微分収率

*Tomoki Yui[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Nobuhiro Shigyo[2] , HONH Seung-Woo[3], PARK Tae-Sun[3],JOO Koan Sik[4] and LEE Cheol Woo[5]

[1]Hiroshima Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Sungkyunkwan Univ., [4]Myongji Univ., [5]Korea Atomic Energy Research Institute

放射能インベントリ評価における随伴中性子束の活用方法の検討

Application of adjoint neutron flux for evaluation of radioactive inventory

*上野　純[1]，石谷　和己[1]，田辺　秀憲[2]，村上　直志[2]，田中　健一[3]

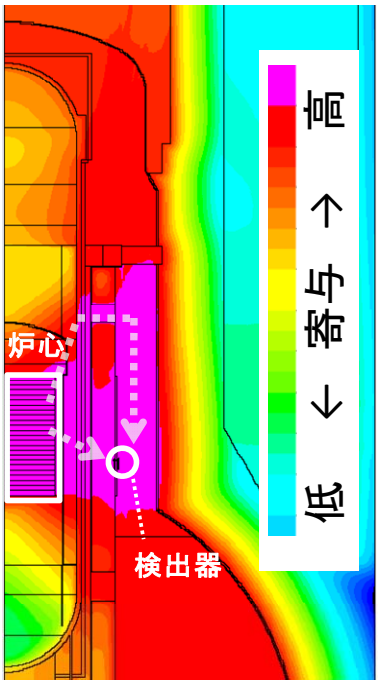
[1]原電エンジ，[2]原電，[3]IAE

原子力発電所の廃止措置準備作業において、中性子束分布評価モデルを作成し、放射能インベントリを評価する。そこで、効率的に評価モデルを作成するために、随伴中性子束を活用する方法を検討した。

キーワード：随伴中性子束，寄与分布，廃止措置，放射能インベントリ

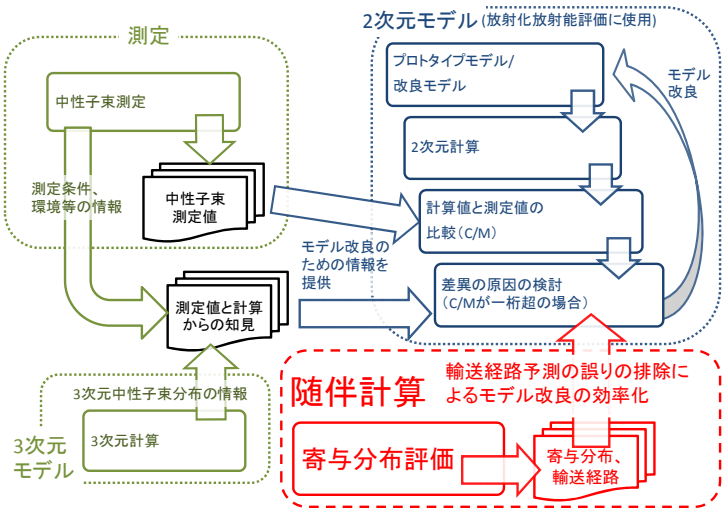
1. 緒言：原子力発電所の廃止措置準備作業において、機器・構造物の放射化量を評価し、あらかじめ放射能インベントリを把握しておくことは重要である。放射化放射能評価に必要な中性子束は、金属箔等の検出器で測定した位置については知ることができるが、検出器が存在しない位置の中性子束は知ることができないため、数値解析モデルにより推測する必要があることから、実際の中性子輸送過程をより良く再現するモデルを作成することが重要である。

2. 既存の評価と改善点：既往の敦賀発電所 1 号機の数値解析モデルは、検出器位置の C/M(計算値/実測値)を 1 に近づけるために、検出器と炉心の間の中性子輸送経路を予測し、その特徴を取り入れることでモデルの改良を行った[1]。この際に想定した輸送経路は、２次元、もしくは３次元の中性子束分布から経験的に予測した。本研究では、随伴中性子束と中性子束を重畳することで[2]、着目する検出器への寄与分布を評価し(右図は Au 箔の例)、これをマッピングすることで定量的に輸送経路を特定し、モデルの改良点を抽出することとした(下図破線部)。



RSW 外側検出器(Au 箔)の寄与分布

3. 結論：寄与分布をマッピングすることにより、検出器への寄与の大きな中性子輸送の経路を可視化することができ、中性子束分布評価モデルの改良に活用できる見込みを得た。



参考文献

[1] Ken-ichi Tanaka, Jun Ueno, Masataka Adachi, Satoshi Chiba, "Improvement of a calculation procedure of neutron-flux distribution for radioactivity inventory estimation for decommissioning of nuclear power plants", Progress in Nuclear Energy 85(2015)254-270.

[2]日本原子力学会 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会,「放射線遮蔽ハンドブック-基礎編-」, (2015 年 3 月).

*Jun Ueno[1], Kazuki Ishitani[1], Hidenori Tanabe[2], Tadashi Murakami[2], Ken-ichi Tanaka[3]

[1]Nuclear Engineering and Services Co., [2]The Japan Atomic Power Co., [3]The Institute of Applied Energy

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（4）中性子エネルギースペクトルの遮蔽体厚さ依存性

Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(4) Dependency of Shield Thickness on Neutron Energy Spectrum

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，梶本 剛[2]，佐波 俊哉[3]，中尾 徳晶[4]，萩原 雅之[3]，八島 浩[5]，
山崎 寛仁[3]，Froeschl Robert[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]
[1]九州大学，[2]広島大学，[3]KEK/総研大，[4]清水建設（株），[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構（CERN）の高エネルギー加速器混合粒子場（CHARM）施設において、24 GeV/c 陽子を厚い銅ターゲットに照射し、コンクリート遮蔽を透過した後の中性子エネルギースペクトルを測定した。遮蔽体の入れ替えにより、スペクトルの遮蔽体厚さ依存性を調査し、PHITS の結果と比較した。

キーワード：CERN/CHARM、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、有機液体シンチレータ

1. 緒言　数 10MeV 以上の中性子の遮蔽体内における減弱は高エネルギー加速器の遮蔽設計において重要である。この場合中性子エネルギースペクトルの形状がほぼ同じになるために線減弱係数がほぼ一定になることが知られている。中性子エネルギースペクトルを測定し、PHITS コードの結果と比較した。

2. 実験および計算　図 1 に CERN の CHARM 施設の縦断面図を示す。24 GeV/c、6.7×10^{10} 個/s の陽子ビームを φ 8 cm、50 cm 長の銅ターゲットに照射して生成した中性子をビーム軸から 90 度上方向において、有機液体シンチレータで測定した。ベト検出器の信号、波形弁別により中性子事象を抽出し、光出力分布を導出して、SCINFUL-QMD コードで応答関数を計算し、ベイズ推定法によるアンフォールディングによって中性子エネルギースペクトルを導出した。透過実験用のコンクリートを入れ替え、鉄 40 cm 厚みに加え、コンクリート 80 cm から 360 cm 厚みまでの測定を行った。計算値は PHITS v2.82 を用い、簡略化した体系で導出した。

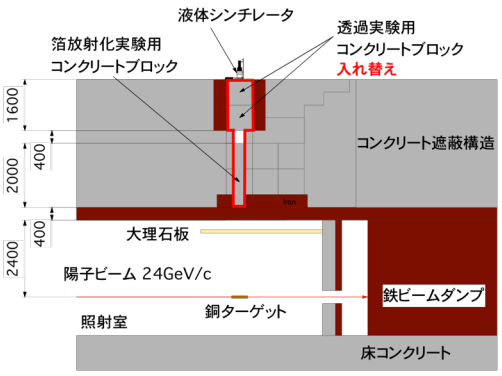


図 1. CERN/CHARM 照射施設の遮蔽断面図

3. 結果　図 2 に測定で得られた中性子のエネルギースペクトルの実験値と計算値の比較の例を鉄 40 cm 厚みに加え、コンクリート厚み 80, 200, 360 cm とした場合について示す。スペクトル形状は 200 cm と 360 cm に対して、20～100 MeV まではほぼ一定値をとって、20 MeV 以下で収量が増加している。計算値は実験値の傾向をおおむね再現している。今後、実験及び計算の不確かさの導出、差異の原因について検討を行う。

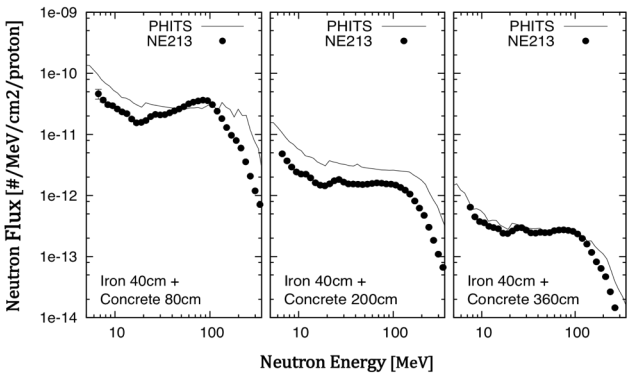


図 2.中性子エネルギースペクトルの実験値と計算値の比較

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Tsuyoshi Kajimoto[2], Toshiya Sanami[3], Noriaki Nakao[4], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[5], Hirohito Yamazaki[3], Robert Froeschl[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6]
[1]Kyushu Univ., [2]Hiroshima Univ., [3]KEK/SOKENDAI, [4]Shimizu Corporation, [5]Kyoto Univ., [6]CERN

高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験

Benchmark experiment for activation induced by high-energy neutrons

*萩原 雅之[1,2]，長畔 誠司[1,2]，西川 功一[1,2]，金井 敦史[3]，光野 冬樹[3]，渡辺 丈晃[1,2]
[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]J-PARC センター，[3]東京ニュークリアサービス

30 GeV 陽子を金標的に当てて、16° 方向に放出される中性子を様々な金属試料に照射することで、高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験を行った。得られた結果について、高エネルギー加速器の遮へい設計に用いられるシミュレーションコード PHITS による計算値と比較を行った。

キーワード：高エネルギー加速器、放射化、モンテカルロシミュレーション、J-PARC、ハドロン実験施設

1. 緒言

高エネルギー加速器施設の遮へい設計では、透過力が強く人体に大きな影響を与える高エネルギー中性子の評価が重要である。また、高エネルギー中性子は加速器構成機器や遮へい体等を放射化させるため、その放射化の状況を正しく把握することは作業者の被ばく低減や規制対象物としての放射化物を正しく管理するためにも重要である。J-PARC では、モンテカルロシミュレーションコード PHITS[1] や MARS[2] を用いて遮へい体透過線量や放射化の評価を行っているが、高エネルギー中性子に対する放射化の系統的なコードの再現性については実験データの不足から十分検証されていない。そのため、本研究では、30 GeV 陽子を金標的に当てて、16° 方向に放出される中性子を様々な金属試料に照射することで、高エネルギー中性子による放射化ベンチマーク実験を行った。

2. 実験・結果

実験は J-PARC ハドロン実験施設の KL ビームラインを用いて行った。KL ビームラインは、30 GeV 陽子と金標的の反応によって生じた二次粒子のうち電磁石によって電荷をもつ粒子を取り除き、中性子粒子を二台の金属コリメータで口径 7.8 μsr のペンシルビームとして取り出して中性 K 中間子稀崩壊実験(E14 KOTO 実験)[3]を行うための二次粒子ビームラインである。KL ビームラインに導かれるペンシルビームの主要成分は中性子であるため、この中性子ビームを 50×50×1 mm のニオブ、鉄、鉛、タンタル板、50×50×2 mm のアルミニウム板、10×10×2 mm の金板に約 1 ヶ月間照射して、高純度ゲルマニウム検出器を用いて試料中に生成した放射能の測定を行った。得られた結果について、高エネルギー加速器の遮へい設計に用いられるシミュレーションコード PHITS による計算値と比較を行った。

参考文献

[1] T. Sato et al., Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, *J. Nucl. Sci. Technol.* 50:9, 913-923 (2013).

[2] N.V. Mokhov, Recent Mars15 developments: nuclide inventory, DPA and gas production, Fermilab-Conf-10-518-APC (2010), Fermi National Accelerator Laboratory (2003). Available on https://mars.fnal.gov/

[3] K. Shiomi et al., Measurement of K^0_L flux at the J-PARC neutral-kaon beam line, *Nucl. Instrum. Meth.* A 664 (2012) 264–271

---

*Masayuki Hagiwara[1,2], Seiji Nagaguro[1,2] , Kouichi Nishikawa[1,2], Atsushi Kanai[3], Fuyuki Kouno[3] and Hiroaki Watanabe[1,2]
[1]High Energy Accelerator Research Organization, [2]J-PARC Center, [3]Tokyo Nuclear Services..

中性子照射試験及び PHITS 計算によるコンクリートの低放射化手法の検討

Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]
[1]安藤ハザマ

中性子照射試験及び PHITS と D-CHAIN による計算を行い、普通コンクリート、石灰岩コンクリート、B_4C 入りコンクリート及び普通コンクリートに B_4C 樹脂板を組み合わせた場合とでコンクリートの放射化量の比較を行い、コンクリートの低放射化手法について検討を行った。

キーワード：放射線利用施設、放射化、熱中性子、B_4C（炭化ホウ素）、コンクリート、放射化計算

1. 緒言

コンクリートの低放射化手法として代表的なものに、(1)コンクリートの放射化に起因する主要核種を低減する方法と、(2)コンクリート中に中性子吸収材を入れて放射化に起因する主要核種の誘導放射能を減らす方法、(3)コンクリートに入射する中性子量を低減する方法などがある[1]。本研究では、各手法について中性子照射によるコンクリートの放射化試験を行い、放射化量の比較を行った。また PHITS 及び D-CHAIN 計算[2]を行い、実験結果の妥当性についても評価を行った。

2. 中性子照射試験

(A)普通コンクリート試料と(B)石灰岩コンクリート、(C)B_4C 入りコンクリート試料、(D)普通コンクリート試料＋B_4C 樹脂板の 3 種類の試験体を作成し、加速器中性子源を用いて中性子照射試験を行った。中性子照射後、Ge 半導体検出器を用いて放射化した各コンクリート試料から放出されるγ線スペクトルの測定を行い、各コンクリート試料に生成した短半減期核種である ^{24}Na（半減期：14.96 時間）と ^{56}Mn（半減期：2.579 時間）の生成量の定量及び比較を行った。図 1 に各コンクリート試料に生成した ^{24}Na と ^{56}Mn の放射能濃度を比較したものを示す。各手法についてコンクリートの放射化量の低減を確認できたものの、 低放射化効果は(D)B_4C 樹脂板を使用した場合が最も大きく、(A)普通コンクリートのみの場合と比較して ^{24}Na の生成量で約 1/32、^{56}Mn の生成量で約 1/47 まで低減された。

3. PHITS 計算

中性子照射試験を模擬した PHITS 計算及び D-CHAIN 計算を行い、実験結果の妥当性について評価を行った。計算結果については、当日報告予定である。

4. 結論

中性子照射試験及び PHITS、D-CHAIN の結果、B_4C 樹脂板によるコンクリートの低放射化効果が非常に大きいことが解った。今後は、長半減期核種に対しても検証を行う予定である。

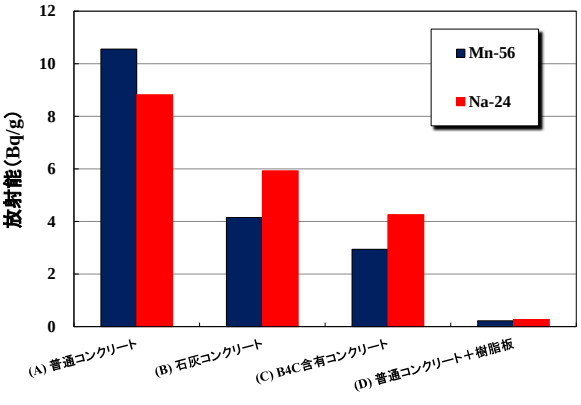


図 1. 各試料に生成した ^{24}Na と ^{56}Mn の比較

参考文献

[1] 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会：放射線遮蔽ハンドブック－基礎編－，p.336 (2015)

[2] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al.*, PHITS, Version 2.88, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

* Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1]

[1] Hazama Ando Cop.

福島第一原子力発電所構内における線量分布測定と線量低減について

Radiation dosimetry in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*岩永 宏平[1]、平山 英夫[1,2]、近藤 健次郎[1,2]、鈴木 征四郎[1]
（1. 原子力規制員会原子力規制庁、2. 高エネルギー加速器研究開発機構）

原子力規制庁では、福島第一原子力発電所構内の原子炉建屋周辺や汚染水保管タンクエリア、敷地境界など、構内全体にわたる線量分布の測定を継続的に実施してきた。その線量分布測定結果を分析すると、表層からの直接線による線量と比較的深い部分からの散乱線による線量の関係から簡易な遮蔽で、大きな線量低減効果が得られることを確認した。また、原子炉建屋等、比較的線量が高い場の近傍におけるスカイシャイン線の影響と効果的な線量低減が可能なことを確認したので報告する。

キーワード：Radiation dosimetry, Dose reduction, Sky shine, 福島第1原子力発電所

1. 福島第1原子力発電所構内における散乱線及びスカイシャイン線の測定方法の検討

福島第1原子力発電所構内（以降、「１F構内」という。）において線量測定を行う場合、計測される線量率の大部分は Cs-134およびCs-137の汚染によるものであることがわかってきている。一方、その線量率は、地表面や建屋表層からの直接線、地中（フェーシング部分等）及び建屋内線源からの散乱線、原子炉建家等、特に１～4号機オペレーションフロア部分の非常に強い線源に起因するスカイシャイン線が合算されたもので、その場の線量を下げるためには、まず主な線源を由来毎に分析することが重要である。

平成28年9月時点において、線量率が最も高い値を示しているのは原子炉建屋周辺であり、2mmの鉛遮蔽を施した測定値と裸の測定値の比較によって、散乱線の寄与を評価する試みを行った。Cs-134およびCs-137の直達γ線の全吸収ピークに近いエネルギー領域の光子は2mmの厚さの鉛による遮蔽効果は小さいが、特に低エネルギー散乱線の多い場所では、線量率は大きく減少することが期待される。

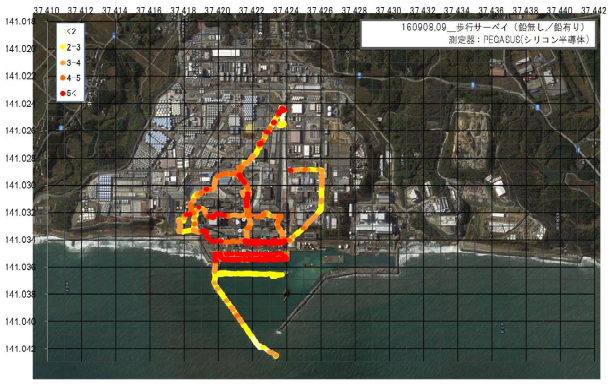


図１F 構内原子炉建屋周辺を中心とした散乱線マップ

2. 評価結果

原子炉建屋に並行した山側と海側で線量率の分布に若干の違いが認められるが、3号炉周辺で最も高い線量率を示した。そのような場所で、2㎜の鉛遮蔽を施すことによる線量率の減少は、3号炉周辺で最も大きな減少が確認された。測定値の鉛の無/有の比は、約3～5（図中でオレンジや赤）であり、線量率に対するエネルギーの低い散乱線の寄与が非常に大きいことが示された。一方、比較的原子炉建屋から離れたところでは、測定値の鉛の無/有の比は約1～3程度（図中で白や黄）であった。この結果より、原子炉周辺における作業者の被ばく線量の低減は、比較的薄い鉛でも高い効果を得られるということが本測定データにより示された。

3. 各号炉原子炉建屋オペレーションフロアからのスカイシャイン線の可視化

平成28年5月時点で、3号機オペレーションフロア床から5mの位置では200mSv/hを超える高い周辺線量率であったが、その後遮蔽の設置により、2016年12月の時点では1/10以下に低下したことで、3号炉原子炉建屋周辺においては１／３程度の低減が見られた。このような傾向を踏まえると、サイト内のスカイシャイン線の分布を把握し、上方からの成分を低減することは、線量低減に非常に有効であるといえる。今回、線量に寄与する可能性のあるスカイシャイン線の分布を一部可視化できたことから当日講演で報告する。

*Kohei Iwanaga[1] *Hideo Hirayama[2], Kenjiro Kondo[2], Seishiro Suzuki[1]
[1]Nuclear Regulation Authority, [2]High Energy Accelerator Research Organization,

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

[1K08-14] Shielding Calculation, Monte Calro Code

Chair:Masayuki Hagiwara (KEK)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:40 PM Room K (N301 - N Block)

[1K08] The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)

*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1

*Chikara Konno[1], Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Takashi Nakamura[1] (1. Shimizu Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] 2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Matsui Yuusuke[2], Osamu Kubota[2], Daisuke Takano[2] (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

3:30 PM - 3:45 PM

[1K12] Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy

*Noriyuki Motoyoshi[1], Hirotaka Sato[2], Michihiro Furusaka[2] (1. Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., 2. Fac. of Eng., Hokkaido Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[1K13] Evaluation of biological effects of BNCT driven with an accelerator with PHITS code

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. KUR)

4:00 PM - 4:15 PM

[1K14] Current status of egs5 code

*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[1], Takeshi Sugita[2] (1. KEK, 2. SSL)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE）の開発
(2)改良点及び使用実績の紹介

The Development of FLEXible DOSE evaluation system (FLEXDOSE)

(2) Improvement and Experiences

（株）テプコシステムズ　*久保田修[1]　杉浦義隆[1]　松居祐介[1]

[1]株式会社テプコシステムズ

点滅衰核法と 3 次元グラフィックを組み合わせた簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE：FLEXible DOSE evaluation system）について、前回発表以降の改良点及びその使用実績について紹介する。

キーワード：遮蔽計算，簡易遮蔽計算コード，点滅衰核法、ML-EM 法

１．緒言　原子力発電所等の遮蔽計算で一般的に使用されている点滅衰核法[1)]に 3 次元グラフィック描画機能を組み合わせた簡易遮蔽計算コード（FLEXDOSE：FLEXible DOSE evaluation system）を 2015 年に開発し、同年秋の原子力学会にて紹介した[2)]。ここでは、その後に新たに追加した機能や、その使用実績例について紹介する。

２．追加機能

① 線源・遮蔽体としてトーラス（全周、部分）形状追加
配管屈曲部（L 字管、U 字管）用のオブジェクト

② 放射能量推定方法に ML-EM 法を追加
測定・評価体系の誤差により連立一次方程式や一般逆行列法では直接逆算が難しかった対象にも適用可能

③ 作業計画支援機能の追加
放射線環境下で作業員が移動及び作業した際の被ばく線量を予め図面上でシミュレーションする機能

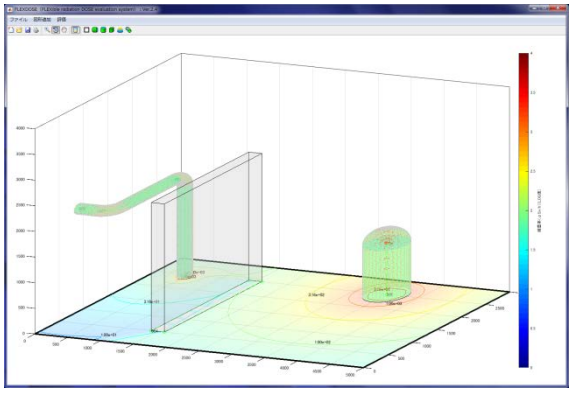


Fig.1. The image of FLEXDOSE.

３．使用実績

① 放射能量推定業務
福島第一原子力発電所 2 号機 X-6 ペネ前室における空間線量率の測定値から放射能量を推定した例

② カメラ遮蔽設計業務
放射線環境下に設置する赤外線監視機能付きカメラにとりつける鉛遮蔽体の形状及び厚さ設計例

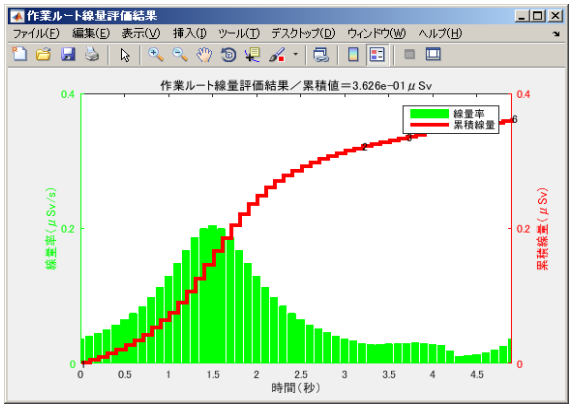


Fig.2. The trend graph of dose along the route.

参考文献

1） 原子力安全技術センター：放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル（2015）

2） 杉浦義隆，他：日本原子力学会「2015 秋の大会」要旨集，L56

５．謝辞

本発表にあたり、使用実績の提供等、多大なご協力をいただいた東京電力ホールディングス株式会社殿に謝意を表する。

*Osamu Kubota[1], Yoshitaka Sugiura[1], Yusuke Matsui[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

SCALE6.2.1 の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリテスト

Test of AMPX multigroup library for shielding in SCALE6.2.1

*今野　力[1]，多田　健一[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

SCALE6.2.1 システム付属の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリ scale.rev12.xn200g47v7.1 を簡単な計算モデルでテストした。その結果、scale.rev12.xn200g47v7.1 の分離共鳴領域の自己遮蔽補正が十分でないことがわかった。一方、非分離共鳴領域の自己遮蔽補正は NJOY よりも FRENDY に近い結果を示した。

キーワード：SCALE6.2.1, AMPX 多群ライブラリ，自己遮蔽補正，分離共鳴，非分離共鳴, FRENDY

1. 緒言

SCALE6.2.1 システムは 2016 年に公開され世界中で広く使われている。SCALE6.2.1 システムには、ENDF/B-VII.0、ENDF/B-VII.1 から作られた新しい形式の AMPX ライブラリ（多群ライブラリ、連続エネルギーライブラリ、ORIGEN ライブラリ、等）が付属している。我々は、10 年ほど前に、VITAMIN-B6 のような古い形式の AMPX 多群ライブラリには 1 次の荷重関数で全断面積を処理したデータがないため、分離共鳴領域の自己遮蔽補正が不十分になることを指摘した[1]。今回、SCALE6.2.1 システム付属の ENDF/B-VII.1 から作られた新しい形式の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリ（scale.rev12.xn200g47v7.1、中性子 200 群、ガンマ線 47 群）でこの分離共鳴領域の自己遮蔽補正の問題が解決しているかどうかを調べるとともに非分離共鳴の自己遮蔽補正も調べたので報告する。

2. テスト計算

中心に 20MeV（19.96-20MeV）の中性子源のある半径 1m の物質の球内の中性子、ガンマ線スペクトルを scale.rev12.xn200g47v7.1（AMPX B71）を用いて ANISN コードで計算した。物質は、分離共鳴領域の自己遮蔽補正効果を調べるために鉄、非分離共鳴領域の自己遮蔽補正効果を調べるためにヒ素を採用した。比較のために、ENDF/B-VII.1 から NJOY で作成した MATXS ファイル（MATXS B71）を用いた ANISN 計算、MCNP コード付属の ENDF/B-VII.1 の ACE ファイル（ACE B71）を用いた MCNP 計算も行った。さらに、非分離共鳴の自己遮蔽補正効果を調べるために、ヒ素体系では NJOY コードの非分離共鳴補正モジュール PURR を日本独自の核データ処理コード FRENDY で置き換えて作成した ENDF/B-VII.1 の MATXS ファイル（MATXS B71FR）を用いた ANISN 計算も行った。

3. 結果とまとめ

図 1 に鉄体系の計算結果の一部を示す。AMPX B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は他の 2 つの計算の中性子束と異なり、以前指摘した問題が残っていることがわかった。図 2 にヒ素体系での計算結果の一部を示す。非分離共鳴領域で、MATXS B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は、他の 2 つの計算の中性子束の数倍になっている。これは NJOY コードの PURR モジュールでの不適切な処理[2]によると考えられる（FRENDY では非分離共鳴を適切に処理）。一方、AMPX B71 を用いた ANISN 計算の中性子束は MATXS B71FR を用いた ANISN 計算の中性子束に近く、AMPX B71 を作成するのに使われた AMPX−6 コードの非分離共鳴の自己遮蔽補正は、NJOY コードよりも良いことがわかった。SCALE6.2.1 システム付属の遮蔽用 AMPX 多群ライブラリを使う際には注意が必要である。

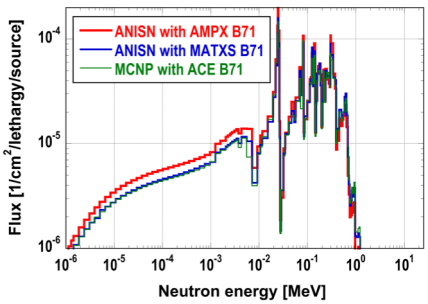


図 1　鉄球の中心から 60cm での中性子スペクトル

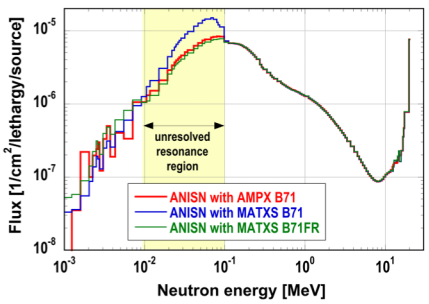


図 2　ヒ素球の中心から 60cm での中性子スペクトル

参考文献

[1] C. Konno, et al., Prog. Nucl. Sci. Technol. 1 (2011) 32-35.
[2] 多田、長家、原子力学会 2016 年春の年会 2O01.

*Chikara Konno[1] and Kenichi Tada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

医療用リニアック室における直ダクト出口の漏洩線量評価法の研究

A Study on Leakage Dose of Straight Duct from Medical Linac Room

*能任　琢真[1]，小迫　和明[1]，中村　尚司[1]
[1]清水建設

医療用リニアック室において、壁を貫通するように設けられたダクトから漏洩する線量を簡易に評価する手法を検討している。モンテカルロ計算によりX線のダクト出入口における線量の比を求め、X線の経路、ダクト形状及びレイアウトとの関係を検討した。

キーワード：ダクトストリーミング，エックス線，遮蔽計算，医療用リニアック，モンテカルロ

1. 緒言

医療用リニアックを導入する場合、照射室に適切な遮蔽を設け、管理区域境界等における漏洩線を法令で定める実効線量限度以下に抑える必要がある。現在、簡易計算法により壁からの漏洩線や迷路ストリーミングの計算が可能であるが[1]、ダクトからの漏洩線評価は十分な検討がされていない。ダクトからの漏洩線を簡易計算により評価する手法を開発するため、モンテカルロ計算によりダクト出入口における線量の比と、X線の経路、ダクト形状及びレイアウトの関係を検討した。

2. ダクトストリーミング検討

ダクトから漏洩するX線の主要な経路は、従来の迷路ストリーミングと同様に①利用線錘の壁等による散乱線、②ヘッドからの漏洩線の壁等による散乱線、③ヘッドからの漏洩線の迷路壁透過線に分けることが出来る。図1に示すリニアック室のモデルに対し、それぞれの経路について、MCNP5を使ったモンテカルロ計算により、ダクト出入口の線量の比を求めた。計算モデルとして、リニアックの最大エネルギーは10 MeV、アイソセンター（IC）における線量率は水に対する吸収線量として6 Gy/min、照射野は40×40cm^2、ヘッドからの漏洩線量率は利用線錘の1/1000とした。ダクトは迷路内の入口付近に設け、開口形状は矩形とした。IC高さにおいて開口面積$A = 0.10^2, 0.20^2, \ldots, 0.60^2$ m^2、長さL = 0.70, 1.0, 1.3 mとした場合と、ダクトの中心を天井から30cmの位置に設置した場合において、$A = 0.10^2, 0.20^2, 0.30^2, 0.60^2$ m^2、L = 0.70 mとした場合の、ダクト出入口における線量の比とA/L^2の相関を図2、3に示す。ここで、R_W、R_L、R_TはそれぞれX線の経路①、②、③に対応している。ダクトがアイソセンター高さの場合、図の破線で示すようにR_WとR_LはA/L^2に対し比例の関係が、R_Tは曲線の関係があり、ダクトを天井付近に配置した場合でも、IC高さの値に比べ34%以内の値が得られた。

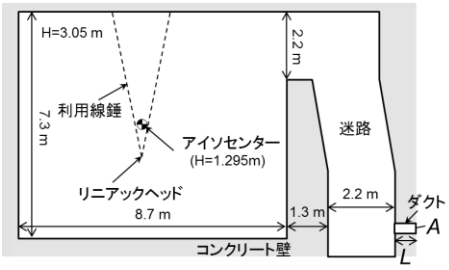


図1 計算モデル

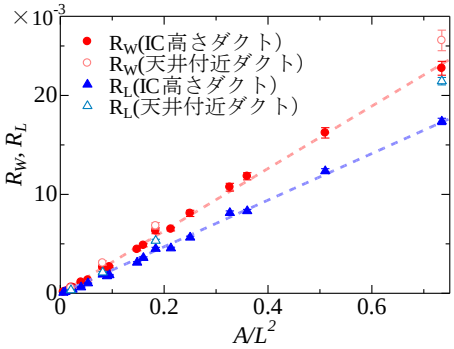


図2　ダクト出入口の線量比R_W, R_L

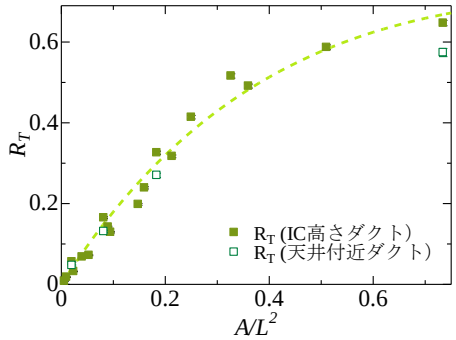


図3 ダクト出入口の線量比R_T

3. 考察と今後の課題

ダクト出入口におけるX線の線量の比が、ダクトの形状との相関で求められる可能性が示された。これにより、迷路ストリーミングによりダクト入口における線量を求め、さらにダクト形状による比を掛けることで、ダクト出口における線量が評価できる。今後、照射室、迷路、ダクトのレイアウトを変更し、適用可能な範囲を検討する予定である。

参考文献

[1] 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル、原子力安全技術センター (2015)

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1] and Takashi Nakamura[1]
[1]Shimizu Corporation

簡易遮蔽解析コードレビューWG 年 2017 年活動報告(1)薄い遮蔽体と後方散乱に関する予備調査－ベンチマーク問題設定－

2017 Activity Report on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding (1) A preliminary study about a thin layer and a back scattering effect - benchmark problem setting and trial calculation

*延原 文祥[1]，岩井 梢平[1]，古澤 哲[1]，松居 祐介[2]久保田 修[2]，髙野 大将[2]
[1]東京ニュークリア・サービス，[2]テプコシステムズ

簡易遮蔽解析コード(QAD)では散乱線を考慮するビルドアップ係数に 1 つしか物質が設定できないため、タンク厚が薄い場合、タンク表面やタンク周辺の線量を計算する際のビルドアップ係数(以下 BF 呼ぶ)の設定がコード使用者の課題の 1 つである。どの程度の薄さまで前の層の物質を選択すべきかをモンテカルロ計算コード等を用いて求めることとして、ベンチマーク問題を設定し、計算を実施した。

キーワード：QAD，遮蔽解析，簡易遮蔽解析コード，ビルドアップ係数，薄い遮蔽体

1. 緒言

簡易遮蔽解析コードレビューWG(以下レビューWG)で整理した簡易遮蔽解析コードを使用する上での種々の課題[1)]の内「薄い遮蔽体」の課題解決に導くためのベンチマーク問題を設定し、計算を実施する。

薄い遮蔽体とは、QAD コード[2),3)]の BF 設定でエンジニアリングジャッジが必要な事項である。最外層で 1mfp 透過すると BF 物質を最外層として良いとされている。0.5mfp 未満での最外層設定は適さないとされている。密度の薄い水線源の後方に密度の高い鉄遮蔽体を置くと、両者の BF 値の差異が大きく、実務レベルで見た際にどちらが正しいのか設計者として悩みが生じる。本検討では多重層の場合に 1 層前の BF 物質を使う方が良い場合の厚みを「薄い遮蔽体」と呼ぶ。検討では 10%差異を基準ガイドラインとする。前後の BF が変わらない、後ろの層に設定することで安全側に設定できるなら問題無しとする。

2. ベンチマーク問題設定

JIS 等公開文献等から設定可能条件を元に実務レベルで遭遇する条件に近い形状、組成等でベンチマーク問題を設定する。

2-1. 計算モデル検討

コンクリート室内に RI 線源水の入ったタンクがあるケース、タンク厚が薄い(<1mfp)場合のビルドアップ係数を算出する。線源エネルギ(0.1MeV～10MeV)、線源形状(50L タンク、200L タンク、1m^3 タンク)、タンク鉄厚さ(0.1cm～1cm)をサーベイする。計算点はタンク中心高さ、タンク表面とする。計算を簡便にする観点から円筒形状とし、計算体系を図 1 に示す。

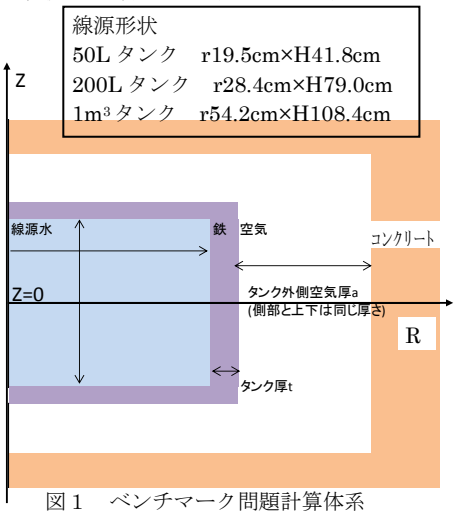


図 1　ベンチマーク問題計算体系

2-2. 試計算

QAD-IE[3)]コードによる試計算(0.1MeV～10MeV)により、鉄遮蔽厚 1mfp 以下の範囲で、BF 物質選択が水と鉄を比較すると 3 倍の差異がある。鉄透過前の線源領域透過分の差異である。差異は 2MeV 以下の領域に見られた。試計算の結果、モンテカルロ計算を 0.1MeV、0.5MeV、1MeV、3MeV のエネルギについて実施することにした。

3. 詳細計算

2 で決定したケースで計算を実施した。計算は PHITS コード[3)]、MCNP5 コード[4)]、DORT コード[5)]を適宜用いて実施した。50L タンク線源エネルギ 0.1MeV のビルドアップ係数結果を表 1 に 0.5MeV のビルドアップ係数結果を表 2 に示す。本計算体系では 0.5MeV 以上であれば 0.5mfp 未満であっても 0.1cmt 以上は“IRON”で良い。0.1MeV(<0.5MeV)は 1mfp を透過しても過小評価で要検討である。

表 1　0.1MeV ビルドアップ係数計算結果
QAD(BF)／PHITS　mfp=0.3743cm

BF／厚(cm)	0	0.1	0.2	0.5	1
WATE	1.60	3.12	4.35	8.19	16.3
IRON	0.43	0.58	0.64	0.74	0.83
CONC	0.85	1.42	1.77	2.62	3.93

表 2　0.5MeV ビルドアップ係数計算結果
QAD(BF)／PHITS　mfp=1.548cm

BF／厚(cm)	0	0.1	0.2	0.5	1
WATE	1.27	1.37	1.44	1.59	1.79
IRON	0.98	1.03	1.05	1.09	1.13
CONC	1.15	1.22	1.27	1.37	1.49

参考文献　1) 平尾好弘他, 2017 年春の学会 3D8.2)吉田至孝他,2006 秋の年会 E57 3)T. Sato, et al, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, p913(2013) 4) X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987 5) ORNL RSICC CCC-650

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Satoshi Furusawa[1], Yuusuke Matsui[2],Osamu Kubota[2],Daisuke Takano[2]／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

陽子線治療における人体組織で発生する二次中性子・γ線のモンテカルロシミュレーションによる評価

Monte-Carlo simulation study of secondary neutrons and gamma-rays generated from human tissue in proton beam therapy

*本吉　啓之[1]，佐藤　博隆[2]，古坂　道弘[2]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院

陽子線治療において人体組織自体から二次粒子（中性子線・γ線）が発生する。発生する高エネルギー中性子はかなり弱いものの水素を含む物質中では多数回散乱され大きく広がるとともに、その形状、ターゲットの大きさ、位置などによって付与線量が変化する。これを粒子輸送シミュレーションにより評価した。
キーワード：陽子線治療，二次粒子，粒子輸送モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

陽子線はその線量集中性から、周辺の正常組織への付与線量を抑えることができるという利点がある。一方で高エネルギー陽子線を用いると、1/1000 程度の付与線量ではあるが、核破砕により二次粒子（中性子・γ 線）が発生する。それらが正常組織中に大きく広がるため、ターゲットが大きくなると積算された二次粒子付与線量が無視できなくなる。また、人体組織やターゲットの大きさ、形状、位置などによって空間線量分布が変化する。そこで、二次粒子がどのような空間線量分布を生み出すか、ファントムや周囲のコンクリート壁などの幾何学的配置を変えながらシミュレーション計算を行った。

2. 評価方法

粒子輸送モンテカルロシミュレーションコード「PHITS」を用いた。円柱状水ファントムに一辺 10 mm の正方形の断面を持つ単色の 140 MeV 陽子ビームを照射し、中性子・光子の線量分布を計算した。次に、一辺 100 mm の正方形の断面を持つビームを照射するシミュレーションを行った。ファントム形状や周囲の環境を変化させたシミュレーションを行い、結果を比較した。

3. 結果・結論

ターゲットに治療線量 70 Gy を照射した際のファントム周辺の二次中性子線量分布を図 1 に示す。ターゲット近傍での中性子線量は、10 mm 角のビームで数十 mSv だが、100 mm 角のビームでは線量が重なり合うことで数百 mSv になることがわかった。γ 線線量は中性子線量より一桁ほど低い値となった。水ファントムの大きさを変えると二次粒子の線量分布が変化した。コンクリート壁から 2 m 離れている場合、壁の有無による線量変化はほとんどなかった。

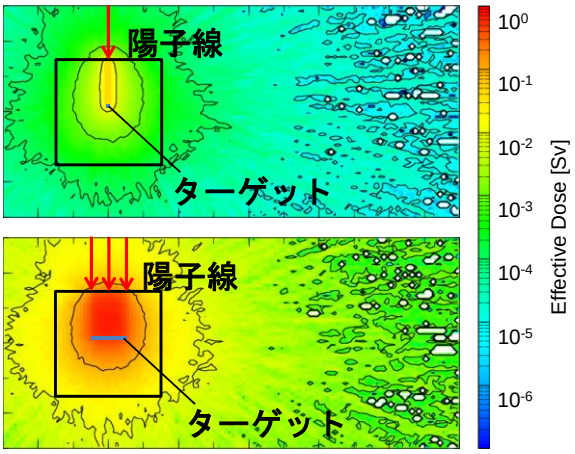


図 1.ビームサイズの違いによる高速中性子線量分布の変化（上：10 mm 角、下：100 mm 角）

*Noriyuki Motoyoshi [1], Hirotaka Sato[2] and Michihiro Furusaka[2]
[1]Grad. Sch. of Eng., Hokkaido Univ., [2]Fac. of Eng., Hokkaido Univ.

PHITS コードを用いた加速器中性子場の微視的生物学的影響評価

The biological evaluation of the neutron field generated by an accelerator in a microscopic matter with PHITS code

*中村 吏一朗[1]，前畑 京介[1]，執行 信寛[1]，田中 浩基[2]
[1]九州大学大学院，[2]京都大学原子炉研

本研究では先行研究で提案された Fixed Field Alternating Gradient 加速器を利用した中性子場生成体系におけるホウ素中性子捕捉療法の運用を想定し、PHITS コードによるシミュレーション計算で Microdosimetric Kinetic Model を用いて細胞の生存率を推定した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器中性子場

1. 緒言

非侵襲性の癌治療法であるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）では中性子を利用するが、複雑な放射場が人体内外で形成される。このような中性子場の生物学的影響を評価することは、治療効果を向上するとともに患者への負担を軽減する上で必要である。先行研究で、九州大学の Fixed Field Alternating Gradient（FFAG）加速器による BNCT 中性子場が提案された。本研究では提案された中性子場生成体系において、ホウ素が一様に分布した細胞に中性子を照射しその生存率を推定した。

2. 原理・方法

PHITS コードによるシミュレーション計算での細胞生存率曲線の推定には、次の二つの式で与えられる Microdosimetric Kinetic Model を用いた。

$$S = \exp(-\alpha D - \beta D^2),\ \alpha = \alpha_0 + \beta z^*_{1D}$$

S：細胞生存率, α_0：LET≅0 時の α 値, z^*_{1D}：単一イベントの線量平均比エネルギー

先行研究では、FFAG 加速器で 150 MeV のエネルギーに加速した電流 10 μA の陽子ビームを Fig. 1 に示す体系に入射して生成する中性子場が提案された。本研究では、この体系で生成する中性子場を PHITS コード上で再現し、Fig.1 に示すように細胞を入れたファントムを配置した。シミュレーションでは添加するホウ素は細胞内で一様に分布すると仮定している。Table 1 に示す BNCT 治療時に人体に対して影響がある 4 つの主な放射線について細胞生存率曲線を推定した。本講演では、4 つの主な放射線について線量を分別した生存率曲線の推定の詳細について報告する。

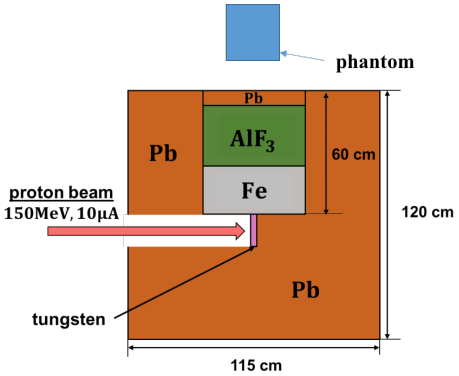


Fig. 1 The proposed setting in the PHITS code

Table 1. Each dose component in BNCT

Boron	$^{10}B + n \rightarrow {}^{7}Li + \alpha + \gamma$ $\rightarrow {}^{7}Li + \alpha$	^{7}Li, α
Nitrogen	$^{14}N + n \rightarrow {}^{14}C + p$	proton
Hydrogen	$^{1}H + n \rightarrow n + {}^{1}H$	recoiled proton
Gamma	$^{1}H + n \rightarrow {}^{2}H + \gamma$	photon

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Nobuhiro Shigyo[1] and Hiroki Tanaka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]KUR.

EGS5 の最近の改良について

Current status of egs5 code

*波戸　芳仁[1]，平山　英夫[1]，杉田　武志[2]
[1]KEK，[2]SSL

汎用電子光子輸送モンテカルロ計算コード egs5 の最近の改良について述べる。改良点は、ベータ線スペクトルライブラリの整備、 cgview のアップデートなどである。

キーワード：EGS5, ベータ線, cgview

1. 緒言

EGS5 コード[1] は、KEK, SLAC,ミシガン大の協力で 2005 年に公開されて以来、順調に利用が続けられている。EGS5 コードの応用範囲は、公開当初からの医療関係、計測器関連に加え、ここ数年は福島事故関係の計算が増えている。本発表では、最近の主な改良点であるベータ線スペクトルライブラリの整備と cgview のアップデートについて述べる。細かな Bug は見つかる都度修正しており、HP で公開している。

2. 改良

2-1. ベータ線スペクトルライブラリの整備

ベータ線が関連した計算に必要なベータ線スペクトルライブラリおよびその使用例となるサンプルユーザーコードの整備を進めてきており、これまで ICRU-56 に掲載されているスペクトルを使用可能としていた。しかし掲載核種が 40 と少数であったため、BNL で整備されている RADAR データベース [2] に収納されている 463 核種の内 429 核種を網羅した egs5 用ベータ線ライブラリを整備したものである。 RADAR の残りの 34 核種はエネルギー分点構造の問題があるため、除外した。

2-2. CGVIEW のアップデート

Cgview は、egs5 の MC 計算前にジオメトリーの表示や仮想粒子を用いたジオメトリーの一貫性の確認、MC 計算後のジオメトリーと粒子の軌跡を表示するプログラムである。Cgview で扱うジオメトリー形状は Combinatorial Geometry (CG) および円柱平板体系である。軌跡表示の場合には、同心球および X-Y-Z mesh ジオメトリーにも対応している。Version 2 は Windows 用に Delphi, Linux 用に Kylix を用いて開発されてきた。Version 3 では Windows 用のみとし、開発ツールとして Visual Studio 2012 を用い、C#言語と OpenGL コンピュータグラフィック API を採用した。(Kylix3 のサポート終了により Linux 版は作成しなかった。) この改良で動作が速くなり、例えば 23.6MB の粒子軌跡ファイルの読み込みに要する時間が、24 秒 (Ver. 2) から 4 秒 (Ver. 3)と短くなった。

参考文献

[1] H.Hirayama, Y.Namito, A.F.Bielajew, S.J.Wilderman and W.R.Nelson, "The EGS5 Code System", KEK Report 2005-8, SLAC-R-730 (Dec. 2005).

[2] http://www.doseinfo-radar.com/RADARDecay.html (2017.6.29 最終確認)

---

*Yoshihito Namito[1], Hideo Hirayama[2] and Takeshi Sugita[2]
[1]KEK, [2]SSL

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

[1K15-20] Shielding Material

Chair:Yoshihito Namito (KEK)

Wed. Sep 13, 2017 4:40 PM - 6:15 PM Room K (N301 - N Block)

[1K15] Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation

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

4:40 PM - 4:55 PM

[1K16] The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding

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

4:55 PM - 5:10 PM

[1K17] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:10 PM - 5:25 PM

[1K18] Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

*Hidenori Kawano[1], Tsurumaki Asami[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1], Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1], Yukio Sakamoto[1] (1. ATOX CO., LTD., 2. High Energy Accelerator Organization)

5:25 PM - 5:40 PM

[1K19] Discussion on the standardization of shielding material Investigation of hydrogen contents in concrete body concrete

*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3] (1. TAISEI CORPORATION, 2. ATOX Corp., 3. Nuclear Safety Technology Center)

5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles

*Hirotaka Ino[1], Toshiharu Sakura[2], Mitsumasa Taguchi[3], Takeo Ebina[5], Masayoshi Kawai[6], Yoko Iwamiya[4], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui Univecity of Technology, 2. Nuclear Technology, 3. QST, 4. CHOETSU KAKEN, 5. AIST, 6. KEK)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

シミュレーションによる部材間空隙が PCa 遮蔽壁に及ぼす影響評価

Evaluation of the influence of the inter-member gap on PCa shielding wall by simulation

*時吉 正憲[1]，谷口 雅弘[1]，西山 恭平[1]

[1]大成建設

ユニット型の遮蔽材によって遮蔽壁を構築する場合，部材間の空隙は放射線遮蔽欠損として扱われるため，追加の遮蔽や対策が必要である。しかし，追加の遮蔽等がどの程度必要なのかという指標はない。そこで，本研究では，PCa 遮蔽壁を対象に三次元シミュレーションによる部材間空隙の影響評価を行い，簡易遮蔽設計法を検討した。

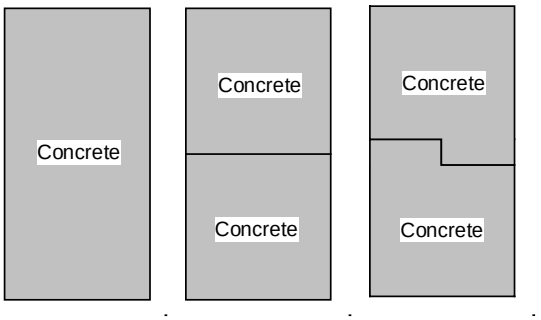
キーワード：PCa 遮蔽壁，遮蔽欠損，三次元シミュレーション

1. 緒言

建設工事では，工期短縮・省力化等を図るために，PCa 工法を適用することが多い。放射線を利用する施設についても，PCa 工法により同様の効果が期待できるが，部材間空隙に起因する放射線漏えいが問題となる。そこで， PCa 遮蔽壁の部材間の形状，幅等に対する放射線の挙動を三次元シミュレーションすることで，部材間の幾何形状をパラメータとした影響評価を行った。

2. 解析

本解析では，PCa 遮蔽壁を透過した放射線の線量率を算出した。解析コードには PHITS[1]（Ver.2.88）を使用した。主な解析モデルを図 1 に示す。



(a)基準　(b)直線型　(c)クランク型

図 1　主な解析モデル

3. 影響評価

部材間の幾何形状をパラメータとした遮蔽性能を確認し，基準値との比較を行うことで，部材間空隙に起因する放射線漏えいについて評価を行った。

4. 結論

放射線を利用した施設に PCa 工法を適用するために，解析による部材間空隙の影響評価を行い，PCa 遮蔽壁の簡易遮蔽設計法を検討した。今後は，PCa 遮蔽壁に対する照射試験を実施し，当該手法を検証する予定である。

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)

---

*Masanori Tokiyoshi[1], Masahiro Taniguchi[1], and Kyohei Nishiyama[1]

[1]TAISEI CORPORATION

粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮へいに及ぼす影響

The Impact of Aggregate Spatial Structure of Concrete for Gamma Ray Shielding

*西山 恭平[1]，谷口 雅弘[1]，時吉 正憲[1]

[1]大成建設株式会社

コンクリートはモルタルと粗骨材からなる複合材料である。しかしながら放射線遮蔽の分野では，コンクリートは単一媒質としての遮蔽体としてみなされており，材料の空間分布が遮蔽性能にどのような影響を及ぼすか評価されていない。そこで本研究では，粗骨材を考慮したコンクリートの遮蔽数値実験を行い，コンクリートにおける粗骨材の幾何学的非均質性の影響について考察する。

キーワード：遮蔽，コンクリート，粗骨材，ガンマ線

1. 緒言

一般的にガンマ線の遮蔽にはコンクリートが用いられることが多いが，単にコンクリートといっても，配合，養生条件，締固め，材齢等によりその組成や内部構造は千差万別である。このような多様性を遮蔽解析に反映するのは現実的ではないものの，その影響を把握しておくことは，適切な遮蔽解析を行う上で重要である。材料のばらつきを考慮した遮蔽解析用の標準コンクリート[1]は遮蔽材料標準作業会にて検討が進められているが，内部構造の非均質性に注目した検討の例は見当たらない。そこで，本研究では，仮想コンクリートを擬似乱数により作成し，有限要素法をベースとした遮蔽解析コードを用いて，数値実験を行うことで，粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮蔽に及ぼす影響について考察を行う。

2. 数値実験

2-1. 仮想コンクリート作成・2D-FEM メッシュ生成

モルタル，粗骨材，空隙の 3 層からなる仮想コンクリートを擬似乱数により作成し，メッシュ分割コード「Triangle」を用いて自動的に 2 次元メッシュを生成する。生成例を図に示す。

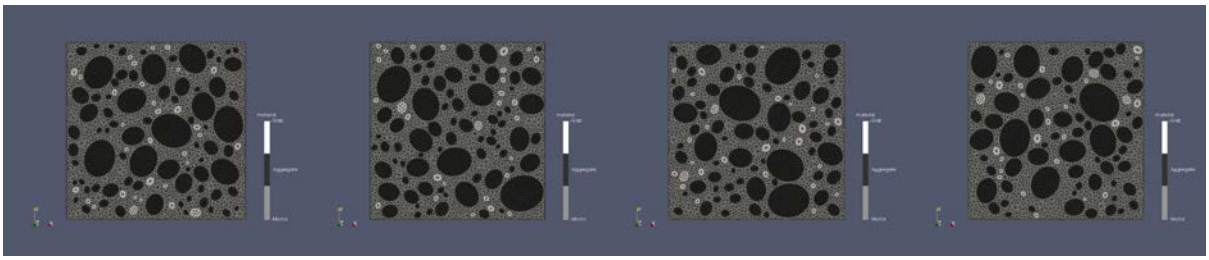


図　仮想コンクリート例（L=100mm，粗骨材充填率=40%，空隙率=4%）

2-2. 解析手法

空間メッシュ依存性が比較的小さい不連続ガラーキン有限要素法をベースとした，Sn コード[2]により遮蔽解析を行う。また，単一媒質としたモデルとの比較を行う。

3. 結論

擬似乱数を使用した数値解析モデルの作成および解析手法を構築し，粗骨材の空間構造がコンクリートのガンマ線遮蔽に及ぼす影響を確認した。

参考文献

[1] 木村他 遮蔽材料標準の策定について-特に遮蔽コンクリートに着目して-日本原子力学会 2016 年春の年会 1K05

[2] 西山他 不連続ガラーキン法を用いた放射線輸送計算法の開発及び検証　日本原子力学会 2013 年秋の大会 C25

*Kyohei Nishiyama[1]，Masahiro Taniguchi[1]，Masanori Tokiyoshi[1]

[1]TAISEI CORPORATION

遮蔽ベスト着用時の線量評価
（1）照射試験

Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing
(1) Exposure Experiments

*永沢 聡[1]，河野 秀紀[1]，穂積 憲一[2]，鶴巻 麻美[1]，
平山 英夫[2]，波戸 芳仁[2]，大橋 秀道[1]，坂本 幸夫[1]
[1]株式会社アトックス，[2]高エネルギー加速器研究機構

遮蔽ベスト着用時の線量低減効果を評価するため、水ファントムに重金属を含む素材からなる遮蔽ベストを装着し、^{137}Cs 線源及び X 線発生装置による照射試験を実施した。

キーワード：遮蔽ベスト，照射試験，線量評価

1. 緒言

福島第一原子力発電所等における高線量下の作業では、線量低減のために鉛やタングステンなどの重金属を素材に用いた遮蔽ベストを使用することがある。遮蔽ベストに使われている素材のγ線透過試験はメーカで実施されているが、人体に着用した遮蔽ベストの現場での適用性を実験的に明らかにする必要がある。そこで、遮蔽ベストを水ファントムに装着した照射試験を実施した。線源として ^{137}Cs 線源と X 線発生装置の二つを用いた。X 線発生装置は、散乱線による低エネルギー光子の影響を評価するために用いた。なお、この試験は高エネルギー加速器研究機構との共同研究で実施した。

2. 照射試験

2-1. 試験の構成

個人線量計（Panasonic 製 ZP-144）を胸・腹部用水ファントム（美和医療電機製 JIS Z4915 準拠）の前面、背面及び側面に、遮蔽ベストの内側と外側に装着した（図 1 参照）。遮蔽ベストは山本化学工業製バイオラバー RSM E-400 で、メーカカタログ値の鉛相当厚は 0.44mm のものを使用した。照射条件は前方、後方、回転照射とした。線源は ^{137}Cs 線源及び X 線発生装置（100kV、0.1mA、タングステンターゲット）を使用した。

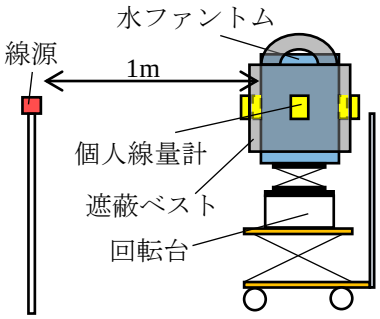


図 1　試験の構成

2-2. 試験結果

前面に装着した個人線量計について、線源から遠いほうの指示値を線源に近いほうの指示値で除した値を表 1 に示す。^{137}Cs 線源に対して 12～17%、X 線に対して 98～99%の 1cm 線量当量の低減効果が見られた。後方照射の指示値の比は前方または回転照射のときに比べてより小さい。これはファントム内での散乱によって光子のエネルギーが低くなり、その先の遮蔽ベストによる減衰が大きくなることを観測したと考えられる。

表 1　個人線量計指示値※の比

照射条件	^{137}Cs ガンマ線	X 線
前方	0.83	0.01
後方	0.69	0.063
回転	0.88	0.02

※遮蔽ベスト前面の内と外の線量計

3. 結論

^{137}Cs 線源に対しては、遮蔽ベストの 1cm 線量当量の低減効果は 12～18%であった。一方、エネルギーの低い X 線に対する 1cm 線量当量の低減効果は 90%以上であった。したがって、^{137}Cs のようなエネルギーの高い線源を直接見る環境では被ばく線量の低減効果は低いが、エネルギーの低い散乱線が多い現場では被ばく線量の低減効果が高いことが分かった。

*Satoru Nagasawa[1], Hidenori Kawano[1], Ken-ichi Hozumi[2], Asami Tsurumaki[1],
Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1] and Yukio Sakamoto[1]
[1]ATOX CO., LTD., [2]High Energy Accelerator Research Organization

遮蔽ベスト着用時の線量評価
（2）照射試験の解析と試験結果との比較

Radiation Dose Evaluation on Shielding Vest Wearing

(2) Calculation of Radiation Dose

*河野 秀紀[1]，鶴巻 麻美[1]，穂積 憲一[2]，永沢 聡[1]，
平山 英夫[2]，波戸 芳仁[2]，大橋 秀道[1]，坂本 幸夫[1]
[1]株式会社アトックス，[2]高エネルギー加速器研究機構

遮蔽ベストを装着した水ファントムの照射試験をモンテカルロシミュレーション計算で模擬し、実測値を検証するとともに、様々なエネルギーの光子に対する線量低減効果を調べた。

キーワード：遮蔽ベスト，モンテカルロ計算コード，線量低減効果

1. 緒言

遮蔽ベストを装着した水ファントムの照射試験をモンテカルロシミュレーション計算で模擬し、遮蔽ベスト外側と内側の線量率の比を算出し、実測値と比較した。また、^{137}Cs 線源の散乱線場における遮蔽ベストの着用効果を、200keV 単色光子に対する遮蔽ベスト着用効果と比較した。

2. モンテカルロシミュレーション計算

2-1. 計算の目的

遮蔽ベストの素材はメーカーカタログ値によると、^{137}Cs ガンマ線に対して 1cm 線量当量で 4.4%の線量低減効果を示している。一方、先の実験結果では 12%以上の低減効果が認められた。この違いについて水ファントムの影響を含めモンテカルロシミュレーション計算によって検証する。

2-2. 計算体系

水ファントムを直方体とし、遮蔽ベストとして厚さ 0.44mm の鉛（メーカカタログ値の鉛相当厚）でそれを囲った形で定義し、前面側はベストの重なり部分があるため厚さを 2 倍とした。線量評価位置は、照射試験時の個人線量計設置箇所であり、同サイズの空気領域での 1cm 線量当量率を算出した。このシミュレーション計算には粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を使用した。

2-3. 遮蔽ベスト内外の線量率計算結果

遮蔽ベスト前面の線量率計算結果から、線源から遠いほうの線量率を線源に近いほうの線量率で除した値を表 1 に示す。ここで、散乱線場における遮蔽ベストの着用効果を評価するため、単色の 200keV 光子に対する線量率も算出した。光子のエネルギーが低くになるに従って線量低減効果が高くなっていくことが分かる。^{137}Cs ガンマ線に対しては C/E は 1.1～1.2 であり、よく再現している。一方、連続スペクトルである X 線に対しては再現性が悪い。今回のシミュレーション計算では遮蔽ベストを鉛単体で模擬したが、実際は複合素材でありその影響が出ているものと考えられる。

3. 結論及び今後の計画

^{137}Cs ガンマ線の場合に計算値の再現性が良い一方、X 線の低エネルギー光子の場合は計算値の再現性が悪かった。この原因として遮蔽ベストの元素組成の違いが考えられるため、今後、その影響を調べるとともに水ファントムによる散乱線の影響を詳しく調べる。

表 1　遮蔽ベスト前面での内外線量率の比

照射条件	^{137}Cs ガンマ線	200keV 単色光子	X 線 連続ｽﾍﾟｸﾄﾙ
前方	0.99（1.2）	0.55	0.02（2.0）
後方	0.78（1.1）	0.31	0.73（12.0）
回転	1.00（1.1）	0.57	0.02（1.0）

※（）内の値は計算値と実測値との比（C/E）

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).

*Hidenori Kawano[1], Asami Tsurumaki[1], Ken-ichi Hozumi[2], Satoru Nagasawa[1],
Hideo Hirayama[2], Yoshihito Namito[2], Hidemichi Ohhashi[1] and Yukio Sakamoto[1]
[1]ATOX CO., LTD., [2]High Energy Accelerator Research Organization

遮蔽用普通コンクリートの含有元素に関する検討

Discussion on the standardization of shielding material components and elements.

*谷口 雅弘[1]、坂本 幸夫[2]、吉田 昌弘[3]
[1]大成建設、[2]アトックス、[3]原子力安全技術センター

遮蔽コンクリートの組成に係わる遮蔽効率の影響を検討した結果を報告する。コンクリートの水分量や元素組成について、中性子遮蔽に対しての影響を計算により算定した。また、既存の調査データから、コンクリート中の水素の量について比較し、その特性を推測した。それらについて報告する。

キーワード：コンクリート, 遮蔽, 元素組成

■1. 背景

標準委員会内の遮蔽材料標準作業会・材料策定 WG において作業を区分けして進めており、担当者ベースの調査活動の報告である。

■2. 前提

既存の施設のコンクリートを採取して分析してまとめるものではない。これまで公開されているデータを基本にその傾向をまとめるものである。

設計段階つまり施工前の段階で、遮蔽計算に用いるコンクリートの元素組成を調合等に設定されるため、おおよそ管理可能な値の設定が求められる。比重のは現場において管理される。

■3. 米国（海外）のコンクリートの元素組成に関する調査

国内の施設の引用データにおいて米国のデータも引用されてきたが、その経緯については詳細は未確定であるため、公開データに関する調査を行った。

■4. 米国（海外）のコンクリートの元素組成における水素量

中性子遮蔽に影響する水素量の設定値については、公開されている調査結果ごと、あるいはコンクリートの種別ごとに変動しており表１にその状況を示す。おおよそ普通コンクリートでは５から７ｗ％と推定される。

■5. コンクリートの粗骨材（細骨材）の主要元素からみた種別

粗骨材（細骨材）としては岩の砕石が原料であり、元素的に Si 主体の珪素系と Ca 主体のカルシウム系に分類される。

■6. コンクリートの化学組成と元素組成

コンクリートの材料工学側は、粗骨材を酸化物単位の化学組成で特性の方向付けをしてきた。一方、放射線側は元素が主体のため元素単体の含有量を主体に求めてきている。　分析方法に差が生じるため、公開データの数値の背景の把握も必要である。表２に酸化物ごとの影響度（断面積相対比較）を示す。

表１　コンクリート別の水素の原子個数密度比較表

区分名称	比重	水素原子個数密度（単位n/(cm Σ))	備考
1　普通	2.30	0.0304	
2　バライト	3.35	0.0072	
3　ポルトランド	2.30	0.0137	
4　タイプ4	2.34	0.0078	
5　LS	2.28	0.0085	
6　L	2.34	0.0072	
7　ORNL	2.22	0.0086	
8　rocky flats	2.32	0.0104	
9　ﾏｸﾞﾈﾀｲﾄ	3.45	0.0062	
10　ﾌｪﾛﾌｫｽﾌｪｰﾄ	4.80	0.0143	
13　ｸﾚﾒﾝﾊﾞﾗｲﾄ	3.20	0.0163	
14　ﾎﾞﾛﾝﾊﾞﾗｲﾄ	3.10	0.0104	
			（↓水分換算%）
81　ﾊﾝﾌｫｰﾄﾞdry	2.18	0.0052	3.6
82　ﾊﾝﾌｫｰﾄﾞwet	2.35	0.0173	10.9
92　ﾏｸﾞﾈﾀｲﾄ	2.14	0.0043	
94　ORNL	2.30	0.0085	
95　NBS03	2.35	0.0119	
想定体			
（水分5%含有）	2.05	0.0069	
〃	2.10	0.0070	
〃	2.20	0.0074	
〃	2.30	0.0077	
（水分10%含有）	2.10	0.0140	
出典：PNNL-15870等			

表2　断面積相対比較

酸化物	断面積相対比較（−）
SiO_2	1.0
Al_2O_3	1.5
Fe_2O_3	4.0
CaO	0.8
MgO	0.8
SO_3	1.4
Na_2O	1.1
K_2O	1.2
TiO_2	1.8
P_2O_5	2.7
MnO	1.8
H_2O	6.4

*Masahiro Taniguchi[1], Yukio Sakamoto [2], Masahiro Yoshida[3]
[1].TAISEI CORPORATION, [2].ATOX Corp., [3].Nuclear Safety Technology Center

タングステン粒子を用いた放射線遮蔽シート素材の評価

Evaluation of radiation shielding sheet material using tungsten particles

*井野博貴[1]，佐倉俊治[2]，田口光正[3]，蛯名武雄[4]，川合將義[5]，岩宮陽子[6]，砂川武義[1]
[1]福井工業大学，[2](株)ニュークリアテクノロジー，[3]量子科学技術研究開発機構，
[4]産業技術総合研究所，[5]高エネルギー加速器研究機構，[6]超越化研

本研究は原子力発電プラントの廃炉における被ばく線量の低減を目的に開発された、ポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布した構造を持つ放射線遮蔽シートの遮蔽効果評価を行った。

キーワード：放射線遮蔽，散乱線，放射線計測

1. 緒言

本研究は原子力発電プラントの廃炉に携わる作業員の被ばく線量低減技術開発のため、ポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布した構造の遮蔽シートが開発された[1][2]。本研究は、量子科学技術研究開発機構(QST)高崎量子応用研究所 ^{60}Co 照射施設内の散乱線場で遮蔽効果測定を行い、遮蔽シート及び鉛板の遮蔽率を求め、これらのデータの比較から本遮蔽シートの遮蔽効果を評価した。

2. 実験

Fig.1 に 2 種類の遮蔽シートの写真を示す。ここで、スモックシートとはポリエステル基布にタングステンの粉末を塗布したフラットシートに収縮加工を施したもので、50%の収縮率であり、単位面積当たりの質量はフラットシートの約 2 倍である。測定に使用した線源は ^{60}Co 約 26TBq （2016 年 12 月現在)γ 線源である。測定試料は ^{60}Co からの直接線が入り込まない散乱線場に設置した。散乱線のエネルギーは、Kromek 社製 GR-1 CZT 半導体スペクトロメータを用いて測定を行い、散乱線のエネルギーが 500keV 以下であることを確認した。遮蔽効果の測定は、富士電機製 NRY-6 個人線量計を使用した。



Fig.1　遮蔽シートの写真
(左)フラットシート(右)スモックシート

Table.1　遮蔽効果の測定結果

測定試料	枚数or厚み	10cm×10cm 板の質量(g)	実効線量(mSv) I	実効線量(mSv) I_0	透過率 I/I_0	遮蔽率 $1-I/I_0$
遮蔽シート（フラット）	1枚	9.3	0.30	0.31	0.97	0.03
	2枚	18.6	0.28	0.31	0.90	0.10
	4枚	37.2	0.26	0.31	0.84	0.16
遮蔽シート（スモック）	1枚	20.24	0.28	0.31	0.90	0.10
	2枚	40.48	0.26	0.31	0.84	0.16
	4枚	80.96	0.22	0.31	0.71	0.29
鉛板	0.63mm	70.9	0.24	0.37	0.65	0.35
	0.96mm	109.3	0.20	0.37	0.54	0.46

3. 結果と考察

Table.1 に遮蔽効果の測定結果を示す。Table.1 の各測定試料の遮蔽率の比較から、スモックシート 1 枚は、フラットシート 2 枚分の遮蔽効果を持つことがわかった。これは遮蔽シートの遮蔽効果が、単位面積当たりの質量に依存することを示唆している。なお、散乱線場での放射線のエネルギー分布がブロードであるため、各測定試料の質量減弱係数を一定であると仮定することは困難である。そこで組成の異なる試料に対する遮蔽効果の評価は、遮蔽率等の測定値を用いて行った。本研究で行った 500keV 以下の散乱線場におけるスモックシート 4 枚の遮蔽率は、0.5mm の鉛板に近い遮蔽効果を示すことがわかった。

謝辞　本研究は関西電力㈱の廃止措置工事に係る地元企業等との共同研究の一環として実施されたものである。ここに記して感謝する。

参考文献

[1]岩宮、原田、川合 日本原子力学会 2017 年春の大会　講演番号 3D12
[2]川合、岩宮、原田 日本原子力学会 2017 年春の大会　講演番号 3D13

*Hirotaka Ino[1],Toshiharu Sakura [2],Mitsumasa Taguchi [3],Takeo Ebina[4],Masayoshi Kawai[5],Yoko Iwamiya[6],Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui Univ. of Tech,[2] Nuclear Technology Inc.,[3]QST,[4]AIST,[5]KEK,[6] CHOETSU KAKEN

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

[1L01-04] Uncertainty Evaluation 1

Chair:Tatsuya Fujita (NRA)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room L (N302 - N Block)

[1L01] Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core

*Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1], Toshikazu Takeda[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. University of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun KIM[1], Cheol Ho PYEON[1] (1. Kyoto University Research Reactor Institute)

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method.

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1], Shintaro Okumura[1], Tadashi Narabayashi[1] (1. Hokkaido Univ)

3:15 PM - 3:30 PM

[1L04] Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic in statistical geometry model of MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyushu University)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析
(5) 炉心特性の不確かさ評価

Uncertainty analysis for neutronics parameters of PWR core
(5) Uncertainty evaluation of core characteristics

*竹本友樹[1]，桐村一生[1]，小坂進矢[1]，松本英樹[1]，竹田敏一[2]
[1]三菱重工業，[2]福井大学

PWR 炉心解析に沿った集合体計算と炉心計算の 2 段階計算に基づき、通常運転範囲における炉心核特性に対する核データ誤差起因不確かさ評価手法の適用性を検討した。本稿では、炉心計算段階での不確かさ評価手法として新たにランダムサンプリング法を適用し、本手法による出力運転時の実効増倍率及び径方向出力分布不確かさ評価結果を報告する。

キーワード：PWR、炉心設計、感度解析、不確かさ、ランダムサンプリング法

1. 背景・目的

これまで、炉心解析における 2 段階手法に沿った感度解析手法及び炉心特性の不確かさ評価手法を開発し、核データ誤差の積み上げによる炉心核特性の不確かさについて報告した[1]。本稿では、炉心計算段階の不確かさ評価にランダムサンプリング法を適用し、出力運転時の実効増倍率及び出力分布に対する不確かさを評価した。

2. 実効増倍率の不確かさ評価

ランダムサンプリング法の適用性を確認するため、PWR3 ループ平衡炉心を対象とし、炉心核特性の不確かさを評価した。本評価では、一般化摂動論により核定数の共分散を事前に評価する。次に、核定数の共分散データを入力としたランダムサンプリング法により共分散に従い摂動を与えた核定数を多数作成し、これを入力とした炉心計算結果を統計処理することで、実効増倍率の不確かさを評価した。ランダムサンプリング法による不確かさと、これまでに報告済の一般化摂動論による不確かさ評価結果[2]の比較を表 1 に示す。本表から、ランダムサンプリング法による結果は、既報告[2]の結果と良好に一致することを確認した。

表1 実効増倍率の不確かさ評価結果

サイクル燃焼度	実効増倍率の不確かさ[pcm]	
	一般化摂動論（既報告[2]）	ランダムサンプリング法（本報告）
BOC	439	453
MOC	441	458
EOC	441	462

3. 出力分布の不確かさ評価

前述の炉心を対象とし、径方向集合体出力分布の不確かさを評価した。なお、本評価では燃焼によるフィードバック効果は考慮していない。図 1 に示す通り出力分布の不確かさは燃焼時点が進むにつれ若干減少するものの、影響は軽微であることが確認できた。本結果は、核データ誤差に起因する核定数の不確かさの燃焼度依存性が小さいことを示したものである。

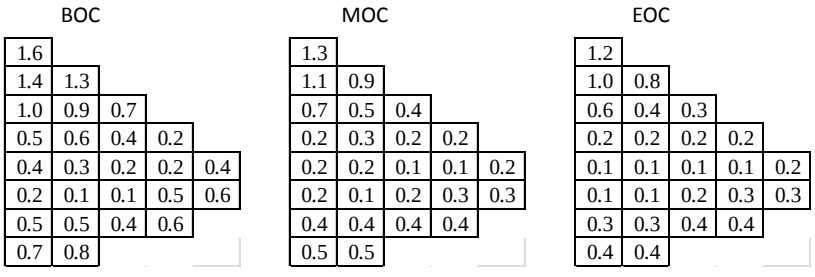


図1 径方向集合体出力分布の不確かさ評価結果 (炉心の1/8領域抜粋、単位[%])

4. 結論

本検討では炉心計算段階での不確かさ評価手法として新たにランダムサンプリング法を導入し、PWR の炉心核特性の不確かさ評価に対して適用可能であることを示した。

[1] 竹田, 他, “PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析；(1) 理論”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 O40, 2014 年 3 月.
[2] 桐村, 他, “PWR 炉心における核特性パラメータの不確かさ解析；(3) 燃焼炉心に対する適用性検討”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 O41, 2014 年 3 月.

* Yuki Takemoto[1], Kazuki Kirimura[1], Shinya Kosaka[1], Hideki Matsumoto[1] and Toshikazu Takeda [1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]University of Fukui

KUCA 固体減速架台における反応度評価の不確かさに関する研究（2）

Uncertainty Analysis of Reactivity Measurement in Solid-Moderated and -Reflected Core at Kyoto University Critical Assembly (2)

*山中 正朗[1]，金 宋炫[1]，卞 哲浩[1]
[1]京都大学原子炉実験所

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の固体減速架台(A 架台)では、2 つの代表的なスペクトルを有する炉心で反応度が繰り返し測定されている。実験で得られた反応度の不確かさ評価に加え、決定論的および確率論的手法による実験解析における核データに起因する不確かさを評価した。

キーワード：KUCA，固体減速架台，感度解析，不確かさ解析，核データ

1. 緒言　KUCA-A 架台では、2 種類の代表的なスペクトルを有する炉心の反応度が繰り返し測定されている。ここで、測定値の不確かさには炉心の構成部材の形状や燃料組成のばらつきによる不確かさおよび測定手法の不確かさが含まれているが、この不確かさは過去の実験から統計的に推定でき、炉心固有の不確かさが明らかになると考えられる。しかし、研究炉の役割として過去に多数回行われた実験だけでなく、今後新たに構成される炉心の反応度測定実験についても測定値の不確かさが評価できるような不確かさの評価手法が必要であると考える。そこで、数値実験により構成部材の配置および組成を変化させ、過去の実験値と照らし合わせることで不確かさの要因を特定し、架台固有の不確かさを推定することを検討している。先の研究[1]では、反応度測定実験の解析における不確かさと数値実験のバイアス値を検討するために決定論的手法における拡散計算により感度解析が行われた。この解析により、KUCA-A 架台に構成される炉心の反応度には H、C および Al の弾性散乱および非弾性散乱反応が大きな感度を持つことが判明したが、JENDL-4.0 にはこれらの共分散データが含まれておらず核データの不確かさが計算の不確かさに及ぼす影響が評価できなかった。そこで、本研究では、確率論的手法による実験解析において核データに ENDF/B-VII.1 を用いて核データに起因する不確かさを評価した。

2. 計算手法　KUCA-A 架台に構成されたスペクトルの異なる 2 種類の炉心(通称 EE1 および E3 炉心)で得られた反応度測定実験に対して SCALE6.2/TSUNAMI-3D と核データに ENDF/B-VII.1 および 56 群の共分散データを用いて感度解析および不確かさ解析をそれぞれ行った。

3. 結果　図 1 に先の研究で得られた SRAC/SAGEP による感度計算を核データに JENDL-4.0 用いて実施した結果を示す。解析は EE1 炉心において全制御棒が引き抜かれた状態について実施され、H、Al および C が余剰反応度に対して大きな感度を有することがわかった。JENDL-4.0 はこれらの核種に対して共分散データが評価されていなかったため、SCALE において同様の体系で不確かさ評価を実施した。結果は、全制御棒が引き抜かれた状態の k_{eff} に対して H、Al および C が約 0.2%、0.1%および 0.06%の不確かさをそれぞれ有していたため、今後、核データに起因する実験解析の不確かさを再評価する予定である。

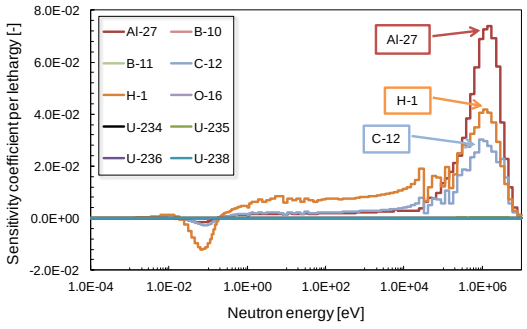


図 1 余剰反応度に対する散乱反応の感度 (EE1 炉心)

参考文献 [1] 伊藤誠人、ほか、日本原子力学会「2017 年春の年会」、2F17

*Masao YAMANAKA[1], Song Hyun Kim[1] and Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute

ランダムサンプリング法を用いた燃焼後核燃料の核種組成に対する不確かさ評価

Uncertainly evaluation of isotopic composition of spent fuel by random sampling method

*二平 舜介[1]，千葉 豪[1]，奥村 晋太朗[1]，奈良林 直[1]

[1]北海道大学

酸化ウラン燃料を装荷した軽水炉を対象に、ランダムサンプリング法を用いて燃焼後核燃料の核種数密度の不確かさ評価を行った。評価結果との比較から、感度ベースで行う不確かさ評価の妥当性を確認し、また一部 FP 核種において注意の必要がある点を明らかにした。

キーワード：ランダムサンプリング法，不確かさ評価，核データ，燃焼計算

1. 緒言　感度係数を用いた不確かさの定量評価において、その入出力間では線形性が前提とされている。しかし、燃焼計算によって使用済み核燃料の核種インベントリを予測する場合など、複雑な計算過程を経る場合、その前提となっている線形性に疑問が生じる。そこで、入出力間の前提に拠らないランダムサンプリング(RS)法によって評価された不確かさと比較することで、その妥当性を検討した。

2. 解析手法　本研究では酸化ウラン燃料を装荷した軽水炉を対象として、核データへ与えられた不確かさに起因する燃焼後核種数密度の不確かさについて検討を行う。考慮する不確かさは、JENDL-4.0、JENDL/FPD-2011、FPY-2011[1]より得られる、断面積、核分裂収率、分岐比、半減期とした。これらの評価済み核データライブラリより得られる共分散データに基づいて必要となるサンプル数 N に応じた多群断面積ライブラリと燃焼チェーンを作成し、燃焼計算を行った。求められた各核種の燃焼後数密度について平均、標準偏差、歪度、尖度といった統計量を得、その正規性を評価した。なお、入力の不確かさが正規分布で与えられていることから、線形性が認められる場合は出力の不確かさも正規分布となると考えられる。また、RS 法におけるサンプル数は現実的に有限の値となるため、各統計量には必ず統計誤差が生じる。そこで、ブートストラップ法[2]を用いて得られた統計量の統計誤差を推定した。本計算において、FP-138 チェーン[3]を燃焼チェーンとして使用し、コードは炉物理計算コードである CBZ を用いた。

3. 結果　感度ベースと RS 法を用いた場合とで、各 FP 核種の燃焼後数密度に対する標準偏差の比較を行い、大よそ一致する結果を得た。また、正規性についても多くの核種で認められたが、非正規性が有意である可能性の高い結果もいくつか得られた。それらの歪度、尖度を Fig.1 に示す。図中、特に同様の傾向を示した Eu-151~Gd-153 について検証を行ったところ、その不確かさは主に Sm-151 の半減期の不確かさに起因することが判明した。考察の結果、テーラー展開による近似上で$N(t) = N_0(1 + \frac{-\ln 2}{(T_{1/2})}t)$と表される半減期$T_{1/2}$が数密度に対し非線形であるためだと考えられた。

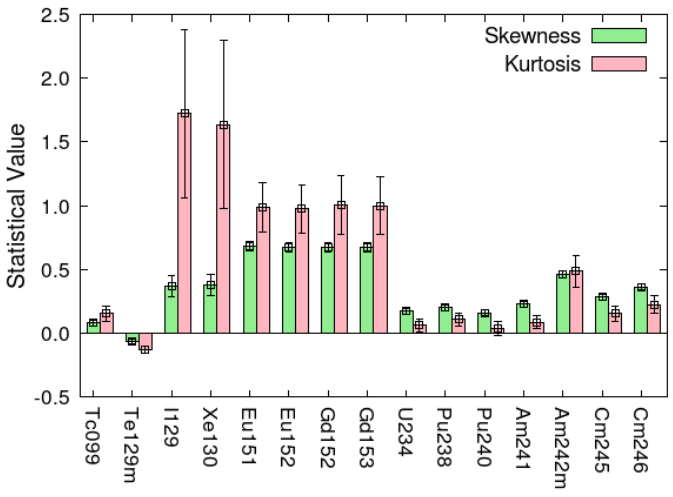


Fig.1 Calculation Result of Statics

参考文献　[1] J. Katakura,(2012) *JAEA-Data/Code 2011-025* [2] T. Endo, et, all. *J. Nucl. Sci. Technol, **52**, 993-999(2015)* [3] G. Chiba, *J. Nucl. Sci. Technol. ,**52**, 953-960(2015)*

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1] , Shintaro Okumura[1] and Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ.

Impact of truncated coated fuel particles on neutronic characteristic of statistical geometry model in MVP code

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Nozomu Fujimoto[2], Minoru Goto[3], Etsuo Ishitsuka[1]
[1]Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency
[2]Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University
[3]Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center, Japan Atomic Energy Agency

Abstract

This study investigated the impact of truncated coated fuel particles (CFPs) on neutronic characteristic of the fuel in a statistical geometry (STG) model. Calculation results showed that the effect of truncated CFPs makes the multiplication factor decrease by about 0.1 – 1.0 %Δk/k depended on packing fraction, uranium enrichment, and particle size.

Keywords: MVP, statistical geometry STG, coated fuel particles, effect of truncation, neutronic characteristic

1. Introduction Monte Carlo MVP code provides the STG model to treat the random placement of CFPs properly. However, some of the CFPs would be intersected with the boundary of compact or pebble so that a number of truncated CFPs is formed here. The purpose of this study is to show the impact of the truncated CFPs on the neutronic characteristic of the fuel in the STG model by changing some design parameters of the fuel, including CFPs packing fraction, uranium enrichment, and kernel diameter.

2. Method Effect of truncated CFPs was investigated by comparing the neutronic characteristic between the STG model and a realized random packing (RRP) model [1], which can treat random arrangement of CFPs explicitly without any truncation (as shown in **Fig. 1**). Neutronic calculations were carried out for a cubical geometry surrounded by the reflective boundary (**Fig. 1**) using MVP code with JENDL-4.0 cross section library. The temperature was assumed to be uniform of 300K throughout this study. The CFPs packing fraction was set from 0.1 to 0.3. The uranium enrichment varied from 5 to 20wt%. Also, the kernel diameter was changed from 200 to 700 μm.

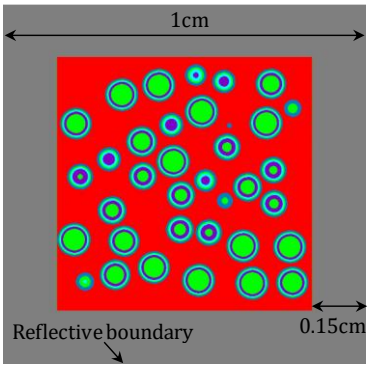


Fig. 1 RRP model, plotted by CGVIEW

3. Results and conclusions **Fig. 2** shows the difference in k_{inf} between the STG and RRP models. The truncated CFPs in STG model depresses the k_{inf}, the larger CFPs packing fraction, the greater the reduction in k_{inf}. The difference in k_{inf} also increases, for example from 0.36 to 0.48 %Δk/k in the cases of 0.1 PF, when decreasing the enrichment of uranium from 20 to 5wt%. The discrepancy in k_{inf} as a function of kernel diameter is shown in **Fig. 3**. It can be negligible at 200 μm kernel diameter but becomes considerable of about 1.37 %Δk/k at 700 μm kernel diameter. The results suggested that the effect of truncated CFPs should be considered attributing to the comprehensive uncertainty of a highly precise benchmark assessment of the HTGRs using MVP code.

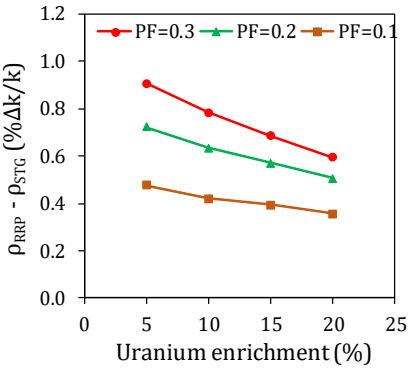


Fig. 2 Discrepancy of kinf in STG model with various packing fraction and uranium enrichment scheme

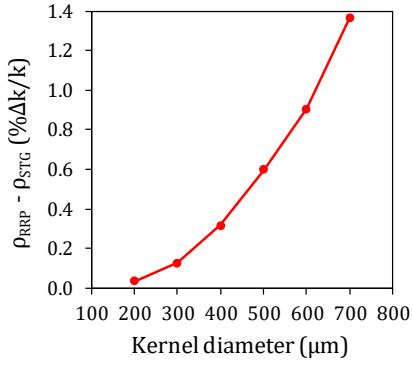


Fig. 3 Discrepancy of kinf in STG model with different kernel diameter (5wt% enrichment, PF=0.3)

References

[1] Ho, H.Q., Honda, Y., Goto, M., Takada, S. Annals of Nuclear Energy (2017) 114 – 121.

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

[1L05-09] Uncertainty Evaluation 2

Chair:Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM Room L (N302 - N Block)

[1L05] Study on the impact of thermal scattering law data improvements on nuclear calculation for light water reactor

*Satoshi Takeda[1], Mikiihko Muta[1], Hikaru Yamaguchi[1], Takanori Kitada[1], Yasunori Ohoka[2], Matsuoka Shogo[2], Nagano Hiroaki[2] (1. Osaka University, 2. NUCLEAR FUEL INDUSTRIES, LTD.)

3:50 PM - 4:05 PM

[1L06] Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*Kenichi Tada[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1L07] Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1], Yuji Fukaya[2], Yuki Honda[2] (1. Kyushu university, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[1L08] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

*Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1], Daiki iwahashi[1] (1. S/NRA/R)

4:35 PM - 4:50 PM

[1L09] Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

*Toru Yamamoto[1], Tomohiro Sakai[1], Daiki Iwahashi[1] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉における水の熱中性子散乱則データの違いによる核計算結果への影響評価

Study on the Impact of Thermal Scattering Law Data Improvements on Nuclear Calculation for Light Water Reactor

*竹田　敏[1]，牟田　幹彦[1]，山口　光[1]，北田　孝典[1]，大岡　靖典[2]，松岡　正悟[2]，長野　浩明[2]
[1]大阪大学，[2]原子燃料工業株式会社

JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0、阿部氏の作成された水の熱中性子散乱則データ[1]を用いて、軽水炉における水の熱中性子散乱則データを変更したことによる核計算結果への影響を評価した。
キーワード：軽水炉，熱中性子散乱則，S(α, β)，JENDL-4.0，ENDF/B-VII.0

1. 緒言

水の熱中性子散乱則データ S(α, β)は軽水炉において重要な核データであり、JENDL-4.0 では ENDF/B-VI.2 にて整備された S(α, β)、ENDF/B-VII.0 では ENDF/B-VII.0 を整備した際に更新された S(α, β)が用いられている。また、近年では阿部氏により分子動力学に基づいた S(α, β)も整備されている[1]。本研究では JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0、阿部氏の作成された S(α, β)を用いて、水の熱中性子散乱則データを変更したことによる核計算結果への影響を評価した。

2. 計算条件

ベースとなる評価済み核データライブラリは JENDL-4.0 とし、水の熱中性子散乱則データのみを変更し、SRAC 詳細群である 107 群の断面積を作成した。評価対象は UO_2 燃料ピンセル体系、Gd 入り UO_2 燃料が混在するマルチピンセル体系(Gd 燃料周辺に UO_2 燃料を配置)、Gd 入り燃料が含まれる BWR 燃料集合体体系とし、GMVP により評価した。

3. 計算結果

阿部氏 S(α, β)の水の散乱断面積と比較すると、ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 の両者が 0.1~1.0 eV で下方散乱断面積が小さくなることが分かった。また、JENDL-4.0 は 0.02 eV～0.4 eV の上方散乱断面積が大きくなることが分かった。これらの断面積差異により、図 1 に示されるように ENDF/B-VII.0 と JENDL-4.0 では 0.1~1.0 eV の中性子束が高くなり、JENDL-4.0 ではさらに 0.01～0.1 eV の中性子束が低くなったと考えられる。

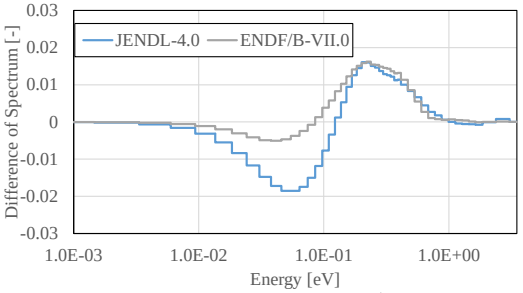


図 1　UO_2 燃料ピンセル体系における水領域のスペクトルの差異(阿部氏 S(α, β)を基準)

また、無限増倍率の比較を表 1 にまとめる。表 1 において、無限増倍率の統計誤差は全て 0.005%以下となっている。表 1 より、ENDF/B-VII.0 ではどの体系でも阿部氏 S(α, β)との差異が小さいことを確認できる。一方で、JENDL-4.0 では、Gd 入り燃料が存在する場合に無限増倍率を高く評価する傾向があることが確認できる。JENDL-4.0 では 0.1 eV 以下の中性子束が小さくなる傾向があり、エネルギーの低い領域で発生する Gd の捕獲反応が低下したためと考えられる。

表 1　S(α, β)のみを変更した場合の無限増倍率の比較

	阿部氏S(α, β)	ENDF/B-VII.0		JENDL-4.0	
	無限増倍率	無限増倍率	阿部氏S(α, β)との差異	無限増倍率	阿部氏S(α, β)との差異
UO_2燃料ピンセル	1.25177	1.25175	-0.002%	1.25146	-0.025%
Gd+UO_2燃料マルチピンセル	0.92258	0.92263	0.005%	0.92298	0.043%
BWR燃料集合体体系	1.00828	1.00823	-0.005%	1.00900	0.071%

4. まとめと今後の展望

本検討では S(α, β)の違いによる核計算結果への影響を評価した。今後は、S(α, β)の違いの影響がより大きくなると考えられる、水領域の割合が大きい体系についても検討する。

参考文献

[1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, “Evaluation of the neutron scattering cross-section for light water by molecular dynamics,” Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, Vol. 735, Pages 568-573, (2014).

*Satoshi TAKEDA[1], Mikihiko MUTA, Hikaru YAMAGUCHI, Takanori KITADA[1], Yasunori OHOKA[2], Shogo MATSUOKA[2], Hiroaki NAGANO[2]. [1]Osaka University, [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

確率テーブル作成方法の違いが解析結果に与える影響評価

Investigation of the impact of the difference of probability table calculation method

*多田 健一[1]

[1]原子力機構

JAEA では、国産核データ処理システム FRENDY の開発を進めている。本発表では、FRENDY の確率テーブル作成機能の開発で判明した、作成方法の違いが臨界解析に与える影響について報告する。

キーワード：FRENDY、NJOY、確率テーブル、PURR、SLBW、カイ二乗分布

1. 緒言

JAEA では、核データ処理システム FRENDY の開発を進めており、昨年度までに MCNP 用の断面積ライブラリである ACE ファイル作成に必要な断面積再構成、ドップラー拡がりの処理、熱中性子散乱則の処理、非分離共鳴領域の確率テーブル作成、ガス生成断面積作成及び ACE ファイル作成の各機能を実装してきた[1]。FRENDY の開発では、世界中で広く利用されている NJOY と同じ核データ処理方法を採用しているが、開発中に判明した NJOY の問題点を改善した FRENDY 独自の処理方法の実装も進めている。今般、FRENDY 単体で ACE ファイル作成が可能になったため、NJOY の問題点が積分実験解析に与える影響について評価を進めている。本発表では、確率テーブル作成方法の違いが解析結果に与える影響について報告する。

2. FRENDY と NJOY の確率テーブル作成方法の違い

FRENDY と NJOY の確率テーブル作成手法にはどちらもラダー法を用いているが、その実装方法には主に以下の違いがある。

(1) 温度 T[K]での Breit-Wigner の一準位公式(SLBW)の計算方法

(2) カイ二乗分布に従う乱数の生成方法

非分離共鳴領域の共鳴パラメーターは SLBW で与えられている。温度 T [K]での SLBW を解析的に解くことは出来ないため、近似式を用いる必要があるが、FRENDY では NJOY よりも正確な式を導入した。また共鳴幅の計算にはカイ二乗分布に従う乱数が必要となるが、NJOY ではカイ二乗分布に従う 20 個の等確率ビン(離散分布)を使用しているのに対し、FRENDY では正確にカイ二乗分布に従う連続分布の乱数を使用している。そこで、これら二つの方法の違いが積分実験解析に与える影響について評価した。

3. FRENDY と NJOY の確率テーブル作成方法が積分実験解析に与える影響評価

前章で示した二つの方法について、FRENDY で NJOY と同じ方法を用いた場合と FRENDY 独自の方法を用いた場合とで、それぞれ JENDL-4.0 から ACE ファイルを作成し、積分実験解析を行い、解析結果を比較した。なお、確率テーブル作成方法以外は全て同じ解析条件・方法を用いている。また積分実験解析の入力には、ICSBEP に登録されている MCNP のサンプル入力を用いた。表 1 に解析結果と確率テーブル作成方法による実効増倍率の差異を示す。表 1 に示すように、スペクトルが硬い実験を中心に確率テーブル作成方法の違いによる有意な差異が見られた。また、実験によっては 1～2%と非常に大きな差異がみられるものがあった。発表では、差異の詳細や要因について報告する。

表1 確率テーブル作成方法の違いがk_{eff}に与える影響

炉心名 (ICSBEP ID)	NJOY 方法	FRENDY 方法	相対差異	1σ
HCI05-07	0.98788	0.98970	0.18%	0.02%
HMF01-01	0.96209	0.96352	0.15%	0.02%
HMF05-01	0.99881	0.97241	-2.64%	0.02%
HMF49-01	0.99598	0.99598	0.00%	0.02%
HMI06-01	0.98744	0.99358	0.62%	0.02%
ICI01-18	0.98371	0.97242	-1.15%	0.01%
LCT06-01	0.99855	0.99884	0.03%	0.02%
MCT12-01	0.91486	0.91526	0.04%	0.03%
PMF01-01	0.99893	0.99904	0.01%	0.01%
PMF05-01	1.00175	0.99697	-0.48%	0.02%
UCT01-01	1.00336	1.00315	-0.02%	0.02%
UMF04-01	0.99974	0.99865	-0.11%	0.03%

参考文献

[1] K. Tada et al., JNST 54 (2017) 806-817.

*Kenichi Tada[1] JAEA

高温ガス炉での燃焼挙動の温度及び濃縮度の感度解析

Study on the effect of temperature and uranium enrichment on burnup characteristics in HTGRs

*守田 圭介[1]，藤本 望[1]，深谷 裕司[2]，本多 友貴[2]

[1]九州大学，[2]JAEA

高温ガス炉燃料の核種生成・崩壊挙動への影響評価の一つとして、高温ガス炉用の ORIGEN ライブラリを作成し、温度及び濃縮度の影響評価を行った。その結果、核種の生成量などに対して濃縮度の影響は小さく、減速材温度の影響が大きいことを確認した。

キーワード：高温ガス炉、ORIGEN、核種生成・消滅挙動、中性子スペクトル

1. 緒言

燃料の燃焼解析には ORIGEN[1]が広く用いられており、炉型ごとにライブラリが整備されている。しかしながら、高温ガス炉用のライブラリはほとんど整備されていない。従来は軽水炉のライブラリで代用して解析が行われたが、高温ガス炉は黒鉛減速体系であることや炉内が高温であることなどから、軽水炉とは中性子スペクトルが異なり、燃焼挙動も異なると考えられる。これまでの検討では、新たに高温ガス炉用のライブラリを作成して解析を行い、結果を比較することで、セルの寸法による影響が大きいことが確認できた。そこで、今回は同様にして温度及び濃縮度の影響の評価を行った。

2. 検討方法

JAEA の HTTR（High Temperature Engineering Test Reactor）を対象として解析を行った。JAEA で作成した ORIGEN 用ライブラリ作成ツール[2]により、JENDL-4 を用いて高温ガス炉用ライブラリを作成した。ライブラリ作成のためのスペクトル計算は MVP-BURN[3]によるピンセルモデルを用いた。出力密度、燃焼期間は HTTR を参考にし、燃焼度は HTTR の平均燃焼度である 22GWd/t とした。温度及び濃縮度の評価でのそれぞれの条件を次に示す。

(1)温度の影響評価：各温度条件を Table.1 に示す。炉内のノミナルでの最高及び最低温度、また誤差を含めた最高温度を用いた。濃縮度は一定とし、炉心平均の 5.9wt%とした。

(2)濃縮度の影響評価：炉内の最低及び最高濃縮度である 3.3wt%及び 9.8wt%、また、低濃縮ウランの上限である 20wt%についても検討を行った。温度は炉心の平均温度から燃料温度を 1260K、減速材温度を 1000K とした。

Table.1 温度条件

	燃料温度[K]	減速材温度[K]
高温(ノミナル)	1320	1280
低温(ノミナル)	1050	900
最高温度	1730	1650

3. 解析結果

(1)温度の影響：各温度条件での中性子源による規格化中性子束を Fig.1 に示す。高温になるほど熱領域でのピークが高くなり、高エネルギー側にシフトしている。これは減速材温度の影響と考えられる。また、熱領域以外では中性子束はほぼ一致しており、燃料温度の効果は小さいと考えられる。

(2)濃縮度の影響：各濃縮度条件での中性子源による規格化中性子束を Fig.2 に示す。中性子源による規格化を行っているため、熱領域のピークに差が確認できた。熱領域以外では中性子束はほぼ一致し、ORIGEN による計算でも、核種の生成量について差異はほぼ見られなかった。

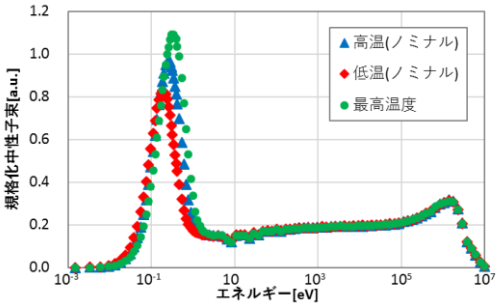


Fig. 1 各温度条件での規格化中性子束（中性子源による規格化）

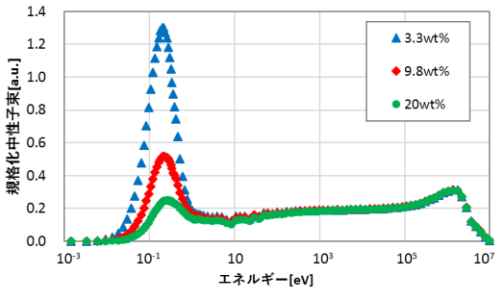


Fig. 2 各濃縮度条件での規格化中性子束（中性子源による規格化）

4. 結論

核種生成・崩壊挙動の影響評価の一つとして、温度及び濃縮度の異なる高温ガス炉用ライブラリを作成し、それぞれについて比較を行った。その結果、濃縮度の影響は小さく、減速材の温度の影響が確認できた。今後は高温ガス炉での燃焼挙動の最適な評価手法について、さらに検討を進めていく予定である。

参考文献

[1]A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981)
[2]深谷他、JAEA-Research 2013-035(2013)
[3]長家他、JAERI-1348(2005)

*Keisuke Morita[1], Nozomu Fujimoto[1],Yuji Fukaya[2],Yuki Honda[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果 (1) 解析モデルの検討

Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(1) Study on analysis models

*酒井　友宏、山本　徹、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における、MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果を解析することを目的として、KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を利用してピンセル体系を設定し、MVP コードを用いて Pu 非均質反応度効果を模擬する 3 種類のモデルを検討し比較評価した。

キーワード：軽水炉、MOX 炉物理試験、Pu 非均質反応度効果、MVP、KRITZ-2:19 臨界試験

1. 緒言

JENDL 委員会リアクター積分テスト WG において、軽水炉 MOX 炉物理試験の反応度解析における Pu 非均質反応度効果が、特定の条件で大きくなることが示された[1)]。そこで、カダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された一連の軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析について、MOX 燃料の Pu 非均質分布が与える効果を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて解析した。本研究に係る 2 件のシリーズ発表のうち、本報告は MOX 燃料中の Pu 高富化度粒子のモデル化方法に関するものである。

2. PuO_2 粒子のモデル化

KRITZ-2:19 臨界試験[2)]は、PuO_2 濃度 1.5wt%の MOX 燃料棒（燃料棒外径：1.079cm、MOX 燃料径：0.945cm）を正方格子ピッチ（1.8cm）で炉心に装荷した軽水減速炉物理試験である。MOX 燃料は、PuO_2 と UO_2 燃料粉末を振動充填により Zry 被覆管に封入することにより製造されたものであり、PuO_2 粒子の直径は平均 25 μ m である。参考文献 2 では、試験炉心を代表するピンセル体系について、PuO_2 粒子が正方格子に配列しているとするモデル（格子モデル）を採用して PuO_2 粒子による非均質反応度効果が評価されており、モンテカルロコードによる均一組成モデルと格子モデルの無限増倍率の比較から、非均質反応度効果は 0.005 Δk（21.1℃での試験）と報告されている。一方、著者らは、MVP の確率論的幾何学（STG）モデルを使用して、MIMAS 法により製造された MOX 燃料の非均質性データを使用し PWR 集合体を模擬したピンセル体系により燃焼計算を行って、Pu 非均質分布の効果は小さいと報告している[3)]。本研究では、これらのモデルに加え、参照解を与えるモデルとして、PuO_2 粒子がランダムに存在することを直接模擬するランダムモデルを検討した。

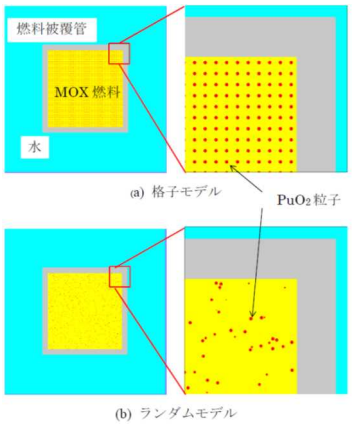


図 1 格子モデルと
ランダムモデルの燃料断面図

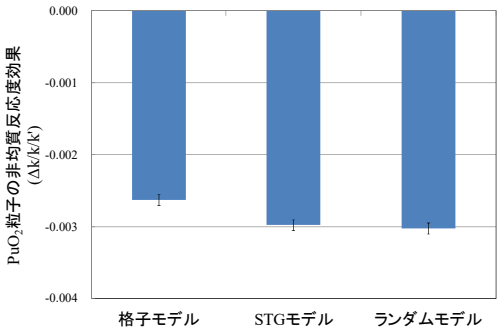


図 2 PuO_2 粒子の非均質反応度効果の比較

3. 計算体系と計算条件

PuO_2 粒子による非均質反応度効果が大きいと報告されている前記の KRITZ-2: 19 臨界試験のピンセル体系を対象に解析を行った。ただし、ランダムモデルでは、計算リソースの制約から直接模擬する PuO_2 粒子を約 30,000 個とする体系とした。図 1 に格子モデルとランダムモデルでの燃料断面（格子モデルにおいて粒子の中心を通る断面）の図を示す。MVP による計算では、有効ヒストリ数を 2000 万ヒストリとし、各ケースの統計誤差は約 0.00001 Δk(1 σ)であった。

4. 解析結果

PuO_2 粒子をモデル化する非均質計算と均一計算の無限増倍率の比較から PuO_2 粒子の非均質反応度効果（Δk/k/k'）を求めた。3 種類のモデルの結果を図 2 に示す。ランダムモデルと STG モデルの差はほとんどなく、格子モデルがわずかに非均質反応度効果の絶対値を低く評価する結果となった。当日の発表では、非均質反応度効果に対する Pu 高富化度粒子の粒径、PuO_2 濃度等の影響についても報告する。

参考文献

1) JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017).
2) KRITZ-2:19 Experiment on regular H_2O/fuel pin lattices with mixed oxide fuel at temperature 21.1 and 235.9℃, International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1.
3) K. Kawashima et al. Effect of Pu-rich agglomerate in MOX fuel on lattice calculation. J. Nucl. Sci. Technol. 44, 1259-1267 (2007).

* Tomohiro Sakai, Toru Yamamoto and Daiki Iwahashi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果
(2) EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験についての解析

Reactivity effect of Pu heterogeneity in MOX fuel on critical analysis of light water reactor MOX core physics experiments

(2) Analysis on MOX core physics experiments performed at the EOLE critical facility

*山本　徹、酒井　友宏、岩橋　大希
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉 MOX 炉物理試験の臨界解析における、MOX 燃料の Pu 非均質反応度効果を解析することを目的として、同効果の特性を理解するために KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を基本としてパラメータサーベイを行うとともに、EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験の臨界解析での効果を MVP を用いて解析した。

キーワード：軽水炉、EOLE、MOX 炉物理試験、臨界解析、Pu 非均質反応度効果、MVP、パラメータサーベイ、KRITZ-2: 19

1. 緒言

フランスのカダラッシュ研究所の EOLE 臨界試験装置において実施された、一連の軽水炉 MOX 炉物理試験 [1]の臨界解析に MOX 燃料の Pu 非均質性が与える反応度効果を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて解析した。この研究に係る 2 件のシリーズ発表のうち、本報告は、KRITZ-2: 19 臨界試験の試験仕様等を基本として実施したパラメータサーベイ及び EOLE 臨界試験装置での MOX 炉物理試験の臨界解析に関するものである。

2. Pu 非均質反応度効果のパラメータサーベイ

KRITZ-2: 19[2]の炉心を代表するピンセル体系を基本に、水対燃料比、Pu 高濃度粒子のサイズ、同粒子の体積率、同粒子中の PuO_2 濃度を変化させて Pu 非均質反応度効果（以下「反応度効果」という。）を計算した。Pu 高濃度粒子の模擬には MVP の STG モデルを使用した。計算の結果、水対燃料比が小さい、Pu 高濃度粒子サイズが小さい、同粒子の体積率が大きい、Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度が小さいほど反応度効果が小さいことが分かった。反応度効果は、主に ^{239}Pu の 0.3eV の共鳴における核分裂反応が自己遮蔽のため減少することが原因であると解釈される [3]。結果の例として Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度に対する反応度効果の変化を図 1 に示す。

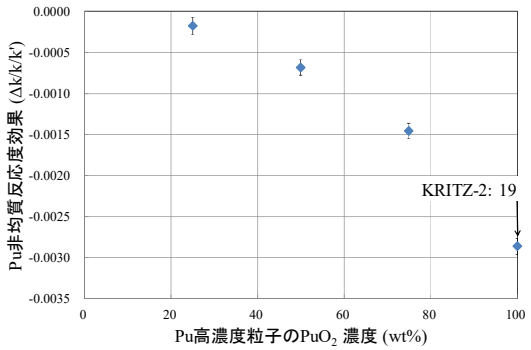


図 1 Pu 非均質反応度効果 vs.Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度

3. MOX 炉物理試験の臨界解析で反応度効果

EOLE 臨界試験装置で実施された炉物理試験 MISTRAL、BASALA 及び FUBILA の炉心を代表するピンセル体系を設定し、STG モデルにより反応度効果を計算した。Pu 非均質性に関する条件は、MIMAS 法で製造された MOX 燃料製造時データを利用し [4]、Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度は 27wt%、粒子径は 30 μ m を基本とした。そのほか、前記のパラメータサーベイの知見を活かし、代表体系に加えて反応度効果が大きくなるようにパラメータを変動させた体系についても計算した。図 2 に FUBILA の炉心を代表するピンセル体系での反応度効果を示す。MISTRAL 及び BASALA の結果を含めて、反応度効果の絶対値は、0.0005 Δk/k/k'以下であり、図 1 に示す KRITZ-2: 19 の 0.0029 Δk/k/k'に比べ小さかった。これは、KRITZ-2: 19 の条件（Pu 高濃度粒子の PuO_2 濃度：100wt%、MOX 燃料平均 PuO_2 濃度：1.6wt%など）と異なることがその理由であると考えられる。以上より、MISTRAL、BASALA 及び FUBILA の MOX 炉物理試験について、MOX 燃料の均一組成により解析した臨界解析の結果における Pu 非均質性についての不確かさは 0.0005 Δk/k/k'以下と考えられる。

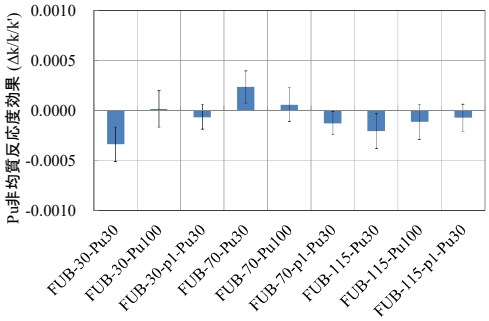


図 2 FUBILA の炉心を代表するピンセル体系での Pu 非均質反応度効果
（図において、例えば計算ケース FUB-30-Pu30 は、MOX 燃料の PuO_2 濃度 3.0wt%、粒子サイズ 30 μ m、燃料棒ピッチは集合体中のピッチとしていることを表し、計算ケース名中の p1 は、集合体間のギャップを考慮してピッチを大きくしたケースを示す。）

参考文献 1) P. Blaise et al. 12 years of Franco-Japanese international programs in EOLE for the validation of 100% MOX recycling in LWRs. Proc. PHYSOR-2014; 2014 Sep 10-Oct 3; Kyoto (Japan). 2) International handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. 2015 March. NEA/NSC/DOC(2006)1. 3)JENDL 開発のための軽水炉ベンチマークに関するデータ集の整備、JAEA-Data/Code 2017-006 (2017). 4) K. Kawashima et al. Effect of Pu-rich agglomerate in MOX fuel on lattice calculation. J. Nucl. Sci. Technol. 44, 1259-1267 (2007).

* Toru Yamamoto, 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

[1L10-13] Code Development and Varidation 1

Chair:Satoshi Wada (TOSHIBA)

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM Room L (N302 - N Block)

[1L10] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1], Shinya Kosaka[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:10 PM - 5:25 PM

[1L11] Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], Akio Yamamoto[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nagoya University)

5:25 PM - 5:40 PM

[1L12] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

*Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], Hiroyuki Fujime[2] (1. MHI, 2. MHI NSE)

5:40 PM - 5:55 PM

[1L13] Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

*Hiroyuki Fujime[1], Hiroki Koike[2], Kazuki Kirimura[2], Daisuke Sato[2], Shinya Kosaka[2] (1. MHI NSE, 2. MHI)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発
(5) 燃料棒出力再構築モデルの開発

Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(5) Development of fuel pin power reconstruction model

*上山洋平[1]，小池啓基[1]，桐村一生[1]，竹本友樹[1]，小坂進矢[1]

[1]三菱重工業

制御棒の隣接により出力分布が大きく歪む条件や、燃料集合体内に内部ダクトが設置された体系等、中性子束の勾配や集合体内の非均質性が大きくなった場合の高速炉炉心設計における燃料棒出力分布の精度向上を目的とし、軽水炉炉心設計分野で一般的な燃料棒出力再構築手法を三菱 FBR 核設計コードシステム用に開発した。本報では、開発した高速炉向け燃料棒出力再構築法の概要と検証結果について報告する。

キーワード：高速炉、燃料棒出力、内部ダクト、GALAXY-H、ENSEMBLE-TRIZ

1. 背景・目的　三菱重工では、実証炉・実用炉等への適用を目指し、FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発した。本研究では、内部ダクトの存在等により非対称かつ複雑な出力分布特性を有する炉心において、非均質計算参照解と良好に一致する燃料棒出力再構築法を開発した。

2. 評価手法　従来、高速炉における燃料棒出力分布は、2 次多項式フィッティングにて評価されていた。実証炉・実用炉では、炉心及び集合体の大型化や内部ダクト導入に伴い、中性子束の勾配や非均質性が大きくなっており、従来法ではフィッティング誤差が拡大する傾向にあった。そこで、軽水炉用の核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の知見を活用し、集合体内の燃料棒出力を、集合体計算コード GALAXY-H による集合体内燃料棒出力分布形状関数(*FF*)及び炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ による集合体内均質出力分布($\kappa\Sigma_f\phi_{hom}$)の合成により算出するモデルを開発した(式(1)及び図 1)。また、均質中性子束分布(ϕ_{hom})を頂点中性子束と境界面中性子流を拘束条件として 2 次多項式で展開する新手法を開発した(式(2)及び図 2)。本手法では、関数展開結果を連立方程式の解として直接得ることでフィッティング誤差の課題を改善すると共に、境界面中性子流が連続となるモデルとすることで非均質計算の再現精度向上を図っている。

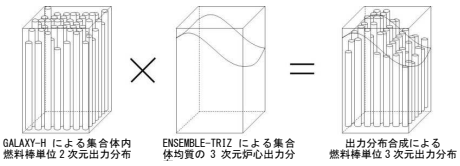
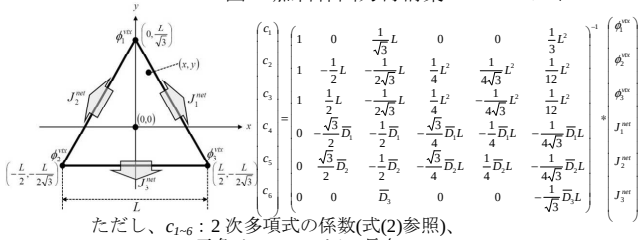


図 1 燃料棒出力再構築のコンセプト



ただし、$c_{1\sim6}$：2 次多項式の係数(式(2)参照)、
L：三角メッシュ 1 辺の長さ、
$D_{1\sim3}$：三角メッシュ各面の拡散係数、
$\phi_{1\sim3}^{vtx}$：三角メッシュ各頂点の中性子束、
$J_{1\sim3}^{vtx}$：三角メッシュ各面の中性子流　である。

図 2 新手法による均質中性子束展開係数算出式

$$P_{\mathrm{het}}(x,y)=\sum_g FF_g^{\mathrm{GALAXY-H}}(x,y)\kappa\Sigma_f\phi_{\mathrm{hom},g}^{\mathrm{ENSEMBLE}}(x,y) \quad (1), \qquad \phi_{\mathrm{hom}}^{ENSEMBLE}(x,y)=c_1+c_2x+c_3y+c_4x^2+c_5xy+c_6y^2 \quad (2)$$

3. 検証　制御棒集合体を燃料集合体で囲んだ 7 集合体モデルにおいて、新手法を用いた均質中性子束の参照解（詳細三角メッシュ均質計算）との差異が従来手法と比べ半減することを確認した。また、GALAXY-H による非均質 7 集合体計算を参照解とし燃料棒出力分布を比較した結果、標準偏差 1%未満、最大差異 2%程度で一致することを確認した。以上により、新手法の高速炉体系への適用性を確認した。

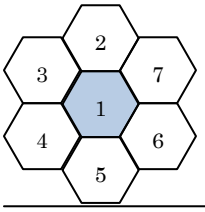


表 1 均質中性子束の比較結果
(参照解：詳細三角メッシュ均質計算)

項目	従来手法	新手法
標準偏差[%]	2.1	0.9
+最大差異[%]	8.0	3.6
-最大差異[%]	-2.3	-2.4

表 2 燃料棒出力分布の比較結果
(参照解：GALAXY-H による非均質 7 集合体計算)

項目	集合体番号					
	2	3	4	5	6	7
標準偏差[%]	0.5	0.5	0.6	0.6	0.6	0.5
+最大差異[%]	1.8	2.1	2.3	2.2	2.3	2.1
-最大差異[%]	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8	-0.8

* Yohei Kamiyama[1], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Yuki Takemoto[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H／ENSEMBLE-TRIZ の開発
(6) 遮蔽解析モデルの開発

Development of Mitsubishi FBR nuclear design code system GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

(6) Development of shielding analysis model

*桐村一生[1]，小池啓基[1]，小坂進矢[1]，山本章夫[2]

[1]三菱重工業，[2]名古屋大学

高速炉の決定論的手法に基づく遮蔽体／炉外領域中性子束評価の精緻化を目的として、FBR 炉心設計コードとして開発してきた３次元３角メッシュ輸送計算コード ENSEMBLE-TRIZ を改良した。本報では、遮蔽解析用に新たに導入した非等方散乱モデルと検証結果について報告する。

キーワード：高速炉、遮蔽解析、非等方散乱、輸送計算、決定論

1. 背景・目的

三菱重工では、今後の高速炉炉心設計への適用を目指して GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発している。ENSEMBLE-TRIZ は、3 次元 3 角メッシュ輸送計算コードであり、中性子束解法に角度依存透過確率法(ADTP 法[1])に基づく S_N 法と CMFD 加速計算を採用することで、大規模・詳細メッシュ計算での収束性を確保している。本研究では、本コードを高速炉遮蔽設計に適用可能とするために計算モデルを拡張した。

2. 非等方散乱モデルの導入

ENSEMBLE-TRIZ の輸送計算ソルバー(SYMPHONY)に対して、式 1 に示す球面調和関数 $R_{l,m}(\Omega)$ を用いる手法により中性子源 $S(r,\Omega)$ の非等方性を考慮する機能を付与した。なお、球面調和関数を用いる手法では、非等方散乱の次数を L とすると、$(L+1)^2$ 個の角度中性子束モーメント $\phi_{l,m}(r)$ を保持する。

$$S(r,\Omega)=\sum_{l=0}^{L}\frac{2l+1}{4\pi}\sum_{m=-l}^{l}\Sigma_{sl}(r)\cdot\phi_{l,m}(r)\cdot R_{l,m}(\Omega) \qquad (式\ 1)$$

3. 検証

ベンチマーク問題(Lathrop forward scattering benchmark[2])を用いて、導入した非等方散乱モデルの検証を実施した。図 1 に示す通り非等方散乱次数を大きくしていくと、輸送補正断面積を用いた値に収束していくことから、非等方散乱モデルが正しく動作していることが確認できた。また、ENSEMBLE-TRIZ の遮蔽計算への適用性検証として実証炉模擬体系にてモンテカルロ計算コードとの比較検証を行った。図 3 に示す通り、両コードの結果が良好に一致することを確認した。

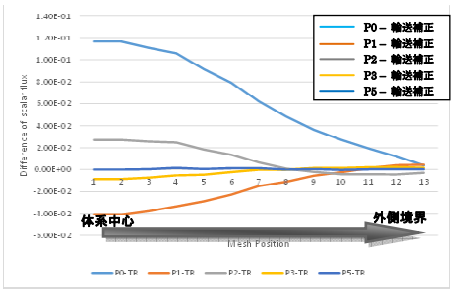


図 1　中性子束の参照解との比較
(Lathrop benchmark 問題)

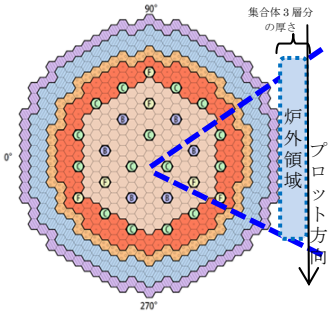


図 2　検証体系（実証炉規模）

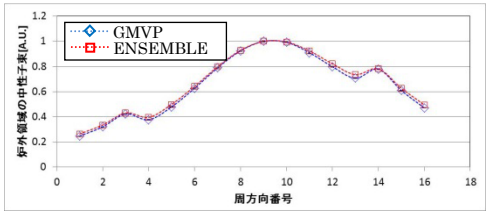


図 3　炉外領域中性子束分布のﾓﾝﾃｶﾙﾛｺｰﾄﾞとの比較
（※統計誤差は 1%以下）

4. 結論

高速炉炉心計算コード ENSEMBLE-TRIZ に対して、遮蔽解析に必要な非等方散乱モデルを新たに導入した。ベンチマーク問題や実証炉模擬体系でのモンテカルロコードとの比較により、ENSEMBLE-TRIZ コードに導入した遮蔽解析モデルが妥当な解を与えることを確認した。

[1] A. Yamamoto, “Angular Dependent Transmission Probability Method for Fast Reactor Core Transport Analysis,” *ANS Annual Meeting*. (2015).
[2] R. Roy, “Anisotropic Scattering for Integral Transport Codes. Part2 Cyclic Tracking and its Application to XY Lattices,” *Ann. Nucl. Energy*, **18**[9], 511-524 (1991).

* Kazuki Kirimura[1], Hiroki Koike[1], Shinya Kosaka[1], and Akio Yamamoto[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd. [2]Nagoya University

三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価手法の開発　(1) 評価手法及び不確かさ評価システムの概要

Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(1) Summary of uncertainty evaluation methodology and system

*小池啓基[1]，桐村一生[1]，左藤大介[1]，小坂進矢[1]，藤目宏之[2]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジ

PWR を対象に、実測データの不足した炉心設計条件を含む広範な適用範囲に対応した炉心特性不確かさ評価に資するため、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による核データ誤差起因の不確かさ評価手法及び評価システムを開発した。本報では、評価手法及び評価システムの概要について報告する。

キーワード：GalaxyCosmo-S、PWR、炉心設計、不確かさ

1. 背景・目的　三菱重工では、広範な適用範囲に対応した炉心特性不確かさ評価を目的とし、新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S に基づく不確かさ評価手法を開発している。本研究では、種々の不確かさ要因のうち、核データ誤差に起因する成分について、ランダムサンプリング法に基づく評価手法を整備した。

2. 評価手法及び評価システム　従来の一般化摂動論(GPT)に基づく炉心特性不確かさは、炉心特性の感度係数行列$\mathbf{G}$及び断面積共分散行列$\mathbf{M}$を用いて$V_{\mathrm{GPT}}=\mathbf{GMG}^T$と表される。GPT では、感度係数を評価可能な炉心特性が限られ、軽水炉で顕著なフィードバック効果を直接取り入れることも困難である。そこで本研究では、ランダムサンプリング法(RS)に基づく手法[1]をベースに、感度係数$\mathbf{G}$を介した炉心特性変化$\Delta\mathbf{R}$と断面積変化$\Delta\mathbf{T}$の関係$\Delta\mathbf{R}=\mathbf{G}\Delta\mathbf{T}$を用い、$\mathbf{G}$を消去して得られる$V_{\mathrm{RS}}=\Delta\mathbf{R}\Delta\mathbf{R}^T/N$から不確かさを評価する。ここで、$\Delta\mathbf{R}$は$\Delta\mathbf{T}$を入力とした直接摂動により得られ、$\Delta\mathbf{T}$は$\mathbf{M}=\Delta\mathbf{T}\Delta\mathbf{T}^T/N$を満足するよう、RS に基づき評価する($N$：サンプル数)。RS では、ラテン超方格サンプリング法(LHS)[2]を用いることで、少ないサンプル数による効率的なサンプリングを実現する。本手法に基づく不確かさ評価システムのフローを図に示す。

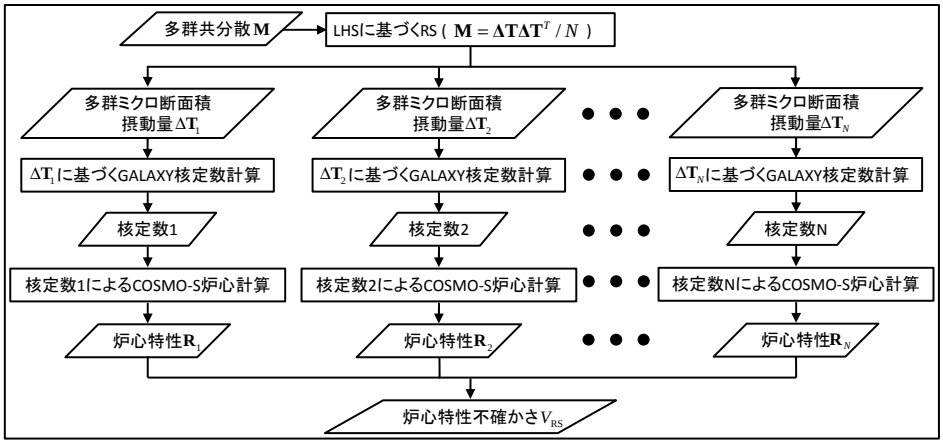


図　炉心特性不確かさ評価システムのフロー

3. 単一集合体計算による検証　RS に基づく不確かさ評価システムの妥当性を確認するため、各種フィードバック効果のない GALAXY 単一集合体計算における無限増倍率の核データ誤差起因不確かさについて、主要なアクチニド核種の JENDL-4.0 共分散を考慮した RS による結果を GPT の結果と比較した。その結果、$\sqrt{V_{\mathrm{GPT}}}=503\mathrm{pcm}$，$\sqrt{V_{\mathrm{RS}}}=497\mathrm{pcm}$ となり、両手法の良好な一致を通じて RS 処理が適切に実行できていることを確認した。

4. 結論　GalaxyCosmo-S による核データ誤差起因不確かさ評価手法及び評価システムを整備した。評価手法／評価システムに関する今後の課題としては、異なる核データライブラリを含む多群共分散データの拡充、RS における核定数計算数の合理化、計算手法起因不確かさの定量化方法の検討、等が挙げられる。

(参考文献：[1] T. Watanabe, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2014; 51, 590-599.　[2] A.Yamamoto, et al., Nucl. Sci. Eng., 2015; 181, 160-174.)

* Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1], Shinya Kosaka[1], and Hiroyuki Fujime[2]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.
[2]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, co., ltd.

三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価手法の開発　(2) 炉心特性不確かさの試解析

Development of uncertainty evaluation methodology for core characteristics with Mitsubishi new nuclear design code system GalaxyCosmo-S

(2) Test analysis of uncertainties for core characteristics

*藤目宏之[2]，小池啓基[1]，桐村一生[1]，左藤大介[1]，小坂進矢[1]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジ

PWR を対象に、実測データの不足した炉心設計条件を含む広範な適用範囲に対応した不確かさ評価として、三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による炉心特性不確かさ評価の試解析を実施した。本報では、主要な炉心特性に関する核データ誤差起因不確かさの解析結果について報告する。

キーワード：GalaxyCosmo-S、PWR、炉心設計、不確かさ

1. 背景・目的　PWR 炉心特性に対する核データ誤差起因不確かさの定量的な把握を目的として、新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S による不確かさ評価システムに基づき、通常運転範囲における炉心特性と、実測データの不足した範囲を含む広範な炉心設計条件における集合体核特性の不確かさ評価を実施した。

2. 炉心特性の不確かさ（通常運転範囲）

17x17 集合体を装荷した 3 ループ PWR ウラン平衡炉心を対象として、通常運転範囲(HZP 及び HFP)における炉心特性不確かさを評価した。核データ誤差としては、主要なアクチニド核種の JENDL-4.0 共分散を考慮した。不確かさ評価結果例を表 1 に示す。本表から、先行研究[1]と概ね同等の結果が得られることを確認した。

表1　炉心特性不確かさ解析例

核特性		不確かさ
HZP	臨界ほう素濃度	±72ppm
	減速材温度係数	±1.6pcm/℃
	制御棒価値	±2%以下
HFP	臨界ほう素濃度(BOC)	±75ppm
	臨界ほう素濃度(EOC)	±65ppm

3. 集合体核特性の不確かさ（実測データの不足した広範な運転範囲）

PWR の 17x17 集合体体系を対象として、実測データの不足した範囲を含む広範な運転範囲における集合体核特性不確かさを評価した。不確かさの評価結果例を図 1 に示す。本図から、ドップラー温度係数の不確かさは、通常運転範囲外を含め、燃料温度が上昇しても有意に拡大しない傾向を確認できた。

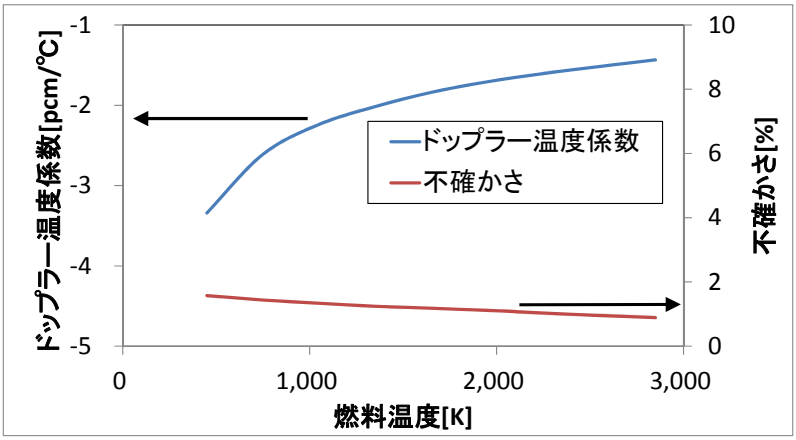


図1　集合体核特性不確かさ解析例

4. 結論　GalaxyCosmo-S による不確かさ評価システムに基づき、核データ誤差起因不確かさ評価を実施した。不確かさ評価に関する今後の課題としては、核種／反応／エネルギー群ごとの不確かさ寄与率の分析、異なる核データライブラリ間の不確かさ比較、不確かさの炉心条件依存性評価、等が挙げられる。

(参考文献：[1] A.Yamamoto, et al., Nucl. Sci. Eng., 2015; 181, 160-174.)

* Hiroyuki Fujime[2], Hiroki Koike[1], Kazuki Kirimura[1], Daisuke Sato[1] and Shinya Kosaka[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

[2]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering, co., ltd.

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

[1M01-05] Nuclear Transmutation of LLFP 1

Chair:Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:15 AM Room M (N304 - N Block)

[1M01] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[4], Hiroyoshi Sakurai[3] (1. JST, 2. UTokuo, 3. RIKEN, 4. RIST)

10:00 AM - 10:15 AM

[1M02] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hideaki Otsu[1], Wang He[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiahui Sun[1] (1. RIKEN Nishina Center)

10:15 AM - 10:30 AM

[1M03] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Junki Suwa[1], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], Satoshi Takeuchi[3], Takashi Nakamura[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. TITech)

10:30 AM - 10:45 AM

[1M04] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], Satoshi Takeuchi[3] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN Nishina Center, 3. Titech)

10:45 AM - 11:00 AM

[1M05] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3] (1. Tokyo Tech, 2. RNC, 3. Kyushu Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（1）全体概要

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclide
(1) Overview

*池原 正[1]，藤田玲子[1]，川島正俊[1]，下浦 享[2]，仁井田 浩二[3]，櫻井博儀[4]
[1]科学技術振興機構，[2]東京大学，[3]高度情報科学技術研究機構，[4]理化学研究所

2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラム研究から LLFP 安定核種化・短寿命化に関連する核反応データ取得，及び，反応理論モデルとシミュレーションに関するこれまで成果概要と今後の計画について紹介する。

キーワード：ImPACT，核変換，長寿命核分裂生成物，高レベル放射性廃棄物，加速器，PHITS

1. 緒言

2014 年 6 月に始まった内閣府 ImPACT プログラムにて「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」研究プログラムが採択された。HLW より分離回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し，有用なものはクリアランスレベルを評価しその下に再利用するプロセス概念提案を目的とする。本プログラムは 5 プロジェクト，PJ-1:分離回収技術の開発，PJ-2:核反応データ取得及び新核反応制御法，PJ-3:反応理論モデルとシミュレーション，PJ-4:核変換システム評価と要素技術開発，PJ-5:プロセス概念検討から成る。このうち核変換法に関する研究領域として相互関係性の強い PJ-2 と PJ-3 の研究開発成果と今後の計画について本発表を含む 16 件のシリーズ発表にて紹介する。

2. 研究内容

PJ-2 では，LLFP に対する中性子，陽子，重陽子入射核反応に関し，世界初となる同位体生成量や核反応の系統的データの測定，及び，そのための装置製作が行われた。またユニークな反応として負ミューオン捕獲反応データの取得も行ってきた。得られた核反応データの精度は核変換システムの成立条件（変換量，資源化量，建設運転コスト等）の決定に重要な影響を与える。これら PJ-2 で得られた測定データや既存の核反応データに対し，PJ-3 では最新の原子核反応理論・構造理論を駆使し測定データを補完するなどの方法により，核変換シミュレーションに必要な核反応データベース構築が行われつつある。これらのデータベースと共に，PHITS による巨視的標的体系における核反応シミュレーションが進んでいる。

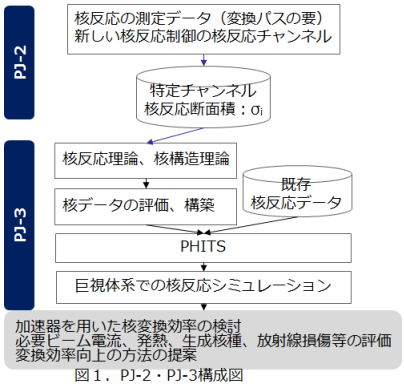


図１．PJ-2・PJ-3構成図

3. 主な成果

変換効率の観点から，(1)重陽子による LLFP 核破砕反応を一次反応とする反応経路が中性子や陽子に対し優位性があることが分かってきた。その測定・評価過程では(2)理研 RI ビームファクトリー内に新たに OEDO ビームライン [1)]が建設され，また(3)PHIST 評価では，重陽子-原子核の全反応断面積(LLFP 含む)モデルの刷新を行った。(4)入射エネルギー領域については，変換エネルギー効率が高い数百 MeV 領域に対し，生成核種中に占める長寿命核種生成の抑制のため，これよりは低エネルギー領域を使用することの示唆を得つつある。(5) 構築された核反応データベースは JENDL HE ファイルの拡張版に位置づけられる ImPACT.lib として公開される予定である。これら一連の成果の実証試験として，今年秋から巨視的体系での ^{107}Pd（$T_{1/2}$=6.5MYr）ターゲットへの重陽子入射による核変換実証試験に着手する。

謝辞　本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施した。

参考文献　[1] S. Shimoura, “OEDO Project”, LETTER OF INTENT for RIBF PAC June 2014

*Tadashi Ikehara[1], Reiko Fujita[1], Masatoshi Kawashima[1], Susumu Shimoura[2], Koji Niita[3], Hiroyoshi Sakurai[4]
[1] Japan Science and Technology Agency, [2] Univ. of Tokyo, [2]Research Organization for Information Science and Technology, [4]RIKEN

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(2) 理研 RIBF での LLFP 断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(2) Cross section measurement of LLFP at RIBF

*大津 秀暁[1], He Wang[1], 櫻井 博儀[1], Xiaohui Sun[1], ImPACT-RIBF collaboration
[1]理化学研究所仁科センター

RIBF 施設を用いて、U の In-Flight fission 反応で得られる LLFP 核種を 2 次ビームとして用い、LLFP 核種の陽子/重陽子に対する反応断面積の直接測定を行なった。逆運動学手法により、反応後の核種の同定ができるのが特徴である。^{107}Pd の断面積の結果を報告し、終状態核種測定によって得られた知見を議論する。

キーワード：ImPACT、核変換、長寿命核分裂生成物、高レベル放射性廃棄物、断面積測定

1. 緒言

理研の RIBF 施設では、U からの In-flight fission 反応により、広範な不安定核種を 2 次ビームとして供給できる。この特徴をつかって、系統的に LLFP 核種の反応断面積が測定されはじめた。測定は逆運動学法を用い、LLFP 核種を 2 次ビームとして供給し、陽子および重陽子標的に照射することにより、陽子、重陽子による反応断面積を決定する。また、鉛および炭素標的に照射することにより、クーロン分解反応断面積を決定する。測定は既存のデバイスを用いた 200, 100 AMeV での測定を先行し、その後より低いエネルギーでの測定を可能にするデバイス開発を経て、50 AMeV での測定を完了した。今後 OEDO ビームライン完成に伴い、25 AMeV での測定に挑戦する。講演では、逆運動学法による LLFP 核種の測定の原理と実際をレビューし、それに基づき、理研グループが担当している、^{107}Pd の得られた結果を報告する。加えて、終状態の核種測定により得られた知見についても議論する。

2. 実験と結果

実験は理化学研究所仁科センターRIBF 施設で行われた。345 AMeV にまで加速された U からの in-flight fission により発生した不安定核は、BigRIPS により粒子識別され、F8 焦点もしくは F13 焦点に設置された 2 次標的に照射される。反応により生成された残留核は ZeroDegree もしくは SAMURAI 磁気スペクトロメータにより粒子識別され、その計数から断面積を得た。クーロン分解反応は 200 AMeV にて測定が行われた。陽子、重陽子による反応断面積は、200 AMeV から測定を開始し、100、50 AMeV と順々にエネルギーを下げた測定を行なっている。これは低エネルギーでは残留核に電子が捕獲され、電荷分布によるスペクトロメータ内の軌道がかわるため、粒子識別に困難さが加味されることによるものである。これを克服すべく、ZeroDegree スペクトロメータでは低エネルギー測定においては、F11 が Dispersive 焦点となるいわゆる Dispersive モードを使い、そのモードに適合する F11 焦点面イオンチェンバーを開発して測定を可能とした。

これらの実験手法を用いて、50 MeV/u での測定が可能となった。^{107}Pd について入射エネルギー依存性が議論できるようになった。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] H. Wang, H. Otsu, H. Sakurai et al., Spallation reaction study for the long-lived fission product ^{107}Pd, Progress in Theory and Experiment Physics 2017,021D01 (2017).

*Hideaki Otsu[1], He Wang[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Xiaohui Sun, RIBF TM collaboration, [1]RIKEN Nishhina Center.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(3) ^{93}Zr に対する 200 MeV/u 陽子・重陽子入射同位体生成反応の断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(3) Measurement of isotopic production cross sections of
proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 200 MeV/u

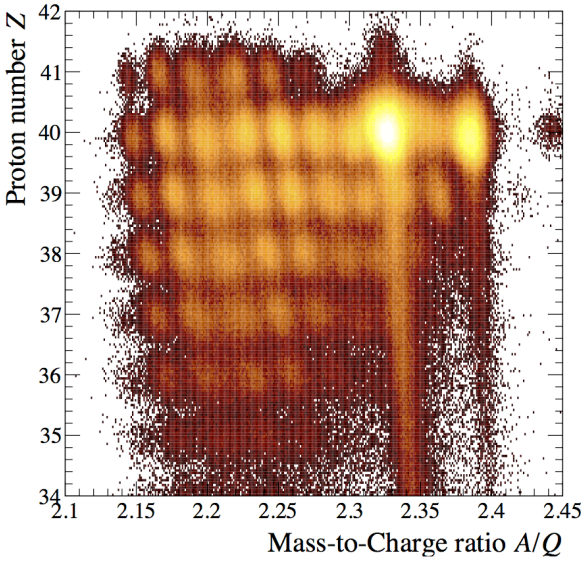
*川瀬 頌一郎[1], 渡辺 幸信[1], 中野 敬太[1,2], 諏訪 純貴[1,2], 王 赫[2], 千賀 信幸[2], 大津 秀暁[2], 櫻井 博儀[2,3], 武内 聡[4], 中村 隆司[4] 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九州大学, [2]理化学研究所, [3]東京大学, [4]東京工業大学

理研 RIBF の BigRIPS 及び多種粒子測定装置 SAMURAI を用いた逆運動学手法により、長寿命核分裂生成物（LLFP）核種に対する陽子及び重陽子による核破砕反応の同位体生成断面積および中性子との相関データを取得した。本講演では 200 MeV/u における ^{93}Zr 核入射反応の解析結果について報告する。

キーワード： ImPACT、核破砕反応、同位体生成断面積、逆運動学手法、断面積測定、ジルコニウム-93

1. 緒言

本研究は ^{93}Zr をはじめとした LLFP 核種に対する陽子・重陽子入射核破砕反応による残留核生成断面積および放出中性子との相関データを高精度かつ系統的に取得することを目的としている。先立って行った ^{93}Zr に対する 105 MeV/u 陽子・重陽子入射反応測定[1]とカスケード過程と蒸発過程を考慮した PHITS[2]による計算との比較では、特に標的核から少数の核子が除去されるチャンネルに著しい過大評価があり、計算モデルに改良の必要があることがわかった。核変換プロセス設計に向けた核反応モデル計算の信頼性向上のため、LLFP 核を含む広範な核種・反応エネルギーについて系統的な実験データが必要である。



図： ^{93}Zr + p 反応によって生成した残留核の陽子数 Z と質量電荷比 A/Q の相関

2. 実験概要・結果

実験は理研 RI Beam Factory (RIBF)にて行った。まず ^{93}Zr を含む二次ビームを ^{238}U の飛行核分裂によって生成、多種の重イオンを含む生成直後の二次ビームを超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS によって分離・識別した。さらにその二次ビームを多種粒子測定装置 SAMURAI 上流に設置した液体水素・重水素標的に照射し、核反応で生成した残留核について SAMURAI スペクトロメータを用いて再び粒子識別を行った。また、核反応に伴って放出される中性子は中性子検出器群 NEBULA, NeuLAND を用いて検出した。最終的に二次ビームの個数と残留核の生成量から残留核生成断面積を得た。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Kawase et al., Prog. Theor. Exp. Phys. (in press)
[2] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., 50, 913 (2013).

*Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1,2], Junki Suwa[1,2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2,3], Satoshi Takeuchi[4], Takashi Nakamura[4], for ImPACT-RIBF collaboration
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]Univ. of Tokyo, [4]Tokyo Institute of Technology

LLFP 安定核種化･短寿命化のための核変換法の開発
（4）^{93}Zr に対する 50 MeV/u 陽子･重陽子入射同位体生成反応の断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(4) Measurement of isotopic production cross sections of proton- and deuteron-induced reactions on ^{93}Zr at 50 MeV/u

*中野 敬太[1]，渡辺 幸信[1]，川瀬 頌一郎[1]，諏訪 純貴[1]，大津 秀暁[2]，櫻井 博儀[2]，
王 赫[2]，千賀 信幸[2]，中村 隆司[3]，武内 聡[3] 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九大，[2]理研仁科センター，[3]東工大

LLFP の 1 つである ^{93}Zr の核反応経路探索に向けた 50 MeV/u 陽子･重陽子入射反応の同位体生成断面積データ測定について報告する。実験は理研 RIBF の BigRIPS 及び ZeroDegree Spectrometer を用いて行った。得られた測定結果と 105, 200 MeV/u データとの比較についても報告する。

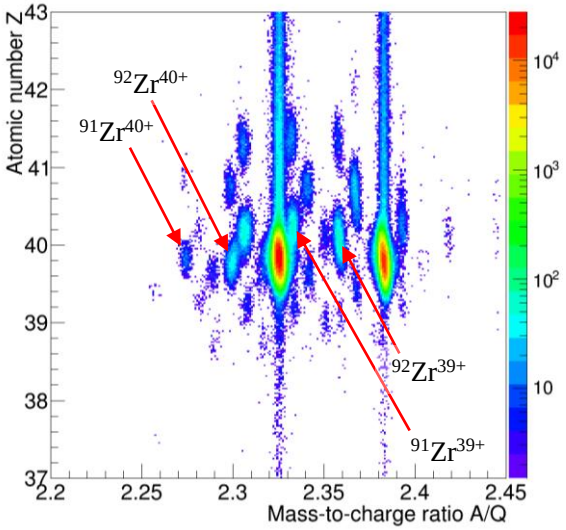
キーワード： ImPACT，^{93}Zr，**同位体生成断面積**，ZeroDegree Spectrometer，**陽子**，**重陽子**

1. 緒言

LLFP の安定核種化･短寿命化に向けた核データ測定の一環として、^{93}Zr に対する陽子･重陽子入射反応の系統的なデータ取得が行われている。これまでに反応エネルギー105[1], 200[2] MeV/u の測定が実施されており、前者の結果を基に現行の核反応モデルの改良が進められている。本研究では新たに 50 MeV/u のデータを測定し、同位体生成断面積の入射エネルギー依存性を調査するとともに、核反応モデルの低エネルギー領域への適用可能性を検討する。

2. 実験及び結果

本実験は理化学研究所 RI ビームファクトリー (RIBF) で実施した。345 MeV/u に加速した ^{238}U ビームを ^{9}Be 標的に照射することで飛行核分裂反応を起こし ^{93}Zr を含む 2 次ビームを得た。その後、RI ビーム生成分離装置 BigRIPS を用いて 50 MeV/u の ^{93}Zr ビームを取り出し、冷却気体水素･重水素標的へ照射した。核反応による生成同位体は ZeroDegree Spectrometer を用いて粒子識別を行った。上図に生成同位体の粒子識別結果を示す。縦軸は原子番号 Z、横軸は質量電荷比 *A/Q* を示し、各島は異なる核種及び荷電状態に対応する。生成同位体がビーム輸送中に電子をピックアップすると荷電状態が変化し、同一核種でもより大きな *A/Q* を持つ。例として ^{92}Zr^{40+}の *A/Q* は 2.30 であるが、1 つ電子をピックアップした ^{92}Zr^{39+}の *A/Q* は 2.36 となる。これら全ての荷電状態における同位体生成数の総和と入射 ^{93}Zr 粒子数からそれぞれの核種の同位体生成断面積を導出した。



図：生成同位体の粒子識別

本研究は、総合科学技術･イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Kawase et al., Proc. of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016), Bruges (in press).
[2] 川瀬等, 原子力学会 2017 年秋の大会, 札幌市.

*Keita Nakano[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Junki Suwa[1], Hideaki Otsu[2], Hiroyoshi Sakurai[2], He Wang[2], Nobuyuki Chiga[2], Takashi Nakamura[3], and Satoshi Takeuchi[3]
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN Nishina center, [3]Titech

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（5）^{79,80}Se および ^{93,94}Zr のクーロン分解反応による光吸収断面積の導出

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(5) Photoabsorption cross section of ^{79,80}Se and ^{93,94}Zr via Coulomb breakup reactions

*武内　聡[1]，中村　隆司[1]，平山　晃大[1]，大津　秀暁[2]，王　赫[2]，
渡辺　幸信[3]，川瀬　頌一郎[3]，他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東工大，[2]理研仁科センター，[3]九大

LLFP および周辺核の光吸収断面積導出を目的としたクーロン分解反応断面積の測定を理研仁科センターで行った。クーロン分解反応実験の概要を紹介し、得られたクーロン分解反応断面積と光吸収断面積の導出について報告する。

キーワード：ImPACT，LLFP，クーロン分解反応，RI ビーム，逆運動学，光吸収断面積，中性子捕獲反応

1. 緒言

LLFP の核反応データ蓄積とその応用を目的とし、理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリーで供給される不安定核二次ビームを利用した原子核反応実験を実施している。我々のグループでは、LLFP の光吸収断面積に着目し、LLFP を二次ビームとしたクーロン分解反応実験を行った。クーロン分解反応断面積は、クーロン場による仮想光子をγ線とみなすことによって光核反応の測定に相当しており、さらに低励起エネルギー領域に感度が高いため、中性子分離エネルギー近傍から数 MeV の中性子エネルギーまでの応答を効率よく測定することが可能である。本研究では、実験で得られるクーロン分解反応断面積から光吸収断面積を導出し、詳細つり合いの原理および Brink の仮説を応用することで逆過程である中性子捕獲断面積の導出を目的としている。

2. 実験と結果

実験は理化学研究所仁科センターRIBF で行い、^{93,94}Zr および ^{79,80}Se を二次ビームとしたクーロン分解反応を測定した。345A MeV で供給される ^{238}U ビームの飛行核分裂によって生成された約 200A MeV の ^{93,94}Zr および ^{79,80}Se を超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS によって識別・選択し、鉛標的と炭素標的に照射した。反応後に生成される荷電粒子や中性子は SAMURAI スペクトロメータおよび中性子検出器 NeuLAND・NEBULA で測定し、これらの運動量から励起エネルギーを反映する不変質量を求めた。励起エネルギーの関数として導出されるクーロン分解反応断面積の解析から光吸収断面積の評価を行い、既知データおよび予測される光吸収断面積から得られる計算値の比較を行った。講演では、実験手法の紹介、実験結果の報告をする。とくに光吸収断面積測定の詳細な先行研究がある ^{94}Zr については、実験データおよび理論計算との比較を行う。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

---

*Satoshi Takeuchi[1], Takashi Nakamura[1], Akihiro Hirayama[1], Hideaki Otsu[2], He Wang[2], Yukinobu Watanabe[3], Shoichiro Kawase[3]
[1]Tokyo Tech, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu Univ.

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

[1M06-08] Nuclear Transmutation of LLFP 2

Chair:Tatsuya Katabuchi (Tokyo Tech)

Wed. Sep 13, 2017 11:15 AM - 12:00 PM Room M (N304 - N Block)

[1M06] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shisuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4], for ImPACT-RIBF collaboration （1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Kyushu University, 4. Tokyo Institute of Technology）

11:15 AM - 11:30 AM

[1M07] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shoji NAKAMURA[1], Atsushi KIMURA[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu IWAMOTO[1], Yuji SHIBAHARA[2], Uehara AKIHIRO[2], Toshiyuki FUJII[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Kyoto University Research Reactor Institute, 3. Osaka University）

11:30 AM - 11:45 AM

[1M08] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Brian Yamada Hales[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Osamu Iwamoto[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（6）OEDO ビームラインの性能評価

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(6) Performance of OEDO beamline

*道正　新一郎[1], 下浦 享[1], 今井　伸明[1], 大田 晋輔[1], 堂園 昌伯[1],
炭竈 聡之[2], 大津 秀暁[2], 川瀬 頌一郎[3], 武内 聡[4], 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東大 CNS, [2]理研仁科センター, [3]九大, [4]東工大

LLFP の短寿命化・安定化プロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とし、理化学研究所 RI ビームファクトリー内に建設された低エネルギーRI ビーム生成ビームライン・OEDO ビームラインの概要および初運転データによる性能評価について発表する。

キーワード：ImPACT, 核変換, 長寿命核分裂生成物, 高レベル放射性廃棄物, OEDO ビームライン

LLFP の短寿命化･安定化を可能にするプロセス設計の基礎となる核反応データ測定を目的とした低エネルギーRI ビーム生成ビームライン・OEDO ビームラインを理化学研究所内 RI ビームファクトリー（RIBF）内 SHARAQ ビームライン[1]の改造により平成 27～28 年において建設をした。OEDO は、RIBF で生成された核子あたり約 250MeV/u の RI ビームを効率的に減速することで、低速（核子あたり 10MeV～50MeV）LLFP 粒子を生成する。低速 LLFP ビームの収束性を高め、エネルギー広がりを抑えることを目的とした新しいイオン光学輸送法[2]を採用、そのための新たなビーム収束エレメントとしてサイクロトロン加速器と同期した RF 偏向装置[3]を導入している。システムは、2 台の 3 連四重極電磁石と、RF 偏向装置を基本構成としている(図 1)。OEDO で生成されるエネルギー領域は原子核反応が破砕から核子付加、核融合へと反応機構が変容するエネルギー領域であり、核変換反応断面積の測定データが強く望まれている。本講演では OEDO ビームラインの概要を紹介するとともに、平成 29 年 6 月に実施した初実験でのデータに基づく性能評価について発表する。



図 1: OEDO システム。中央（赤色）が RF 偏向装置。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Michimasa et al., Nucl. Instrum. Meth. In Phys. Res. **B317**, 305 (2013).

[2] S. Shimoura et al., CNS Annual Report 2013, CNS-REP-93, 56 (2015).

[3] K. Yamada et al., Nucl. Phys. A **746**, 156c (2004).

*Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Nobuaki Imai[1], Shinsuke Ota[1], Masanori Dozono[1], Toshiyuki Sumikama[2], Hideaki Otsu[2], Shoichiro Kawase[3], Satoshi Takeuchi[4] and ImPACT-RIBF collaboration

[1]Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Kyushu Unversity, [4]Tokyo Institute of Technology.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発

(7) J-PARC MLF ANNRI における Cs, Se 同位体の中性子捕獲反応断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(7) Neutron capture cross-section measurements of Cs and Se isotope nuclides
at J-PARC MLF ANNRI

*中村詔司[1]，木村　敦[1]，ブライアン・山田・ヘールズ[1]，岩本　修[1]
芝原雄司[2]，上原章寛[2]，藤井俊行[3]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]京都大学, [3]大阪大学

ImPACT プロジェクト研究において、LLFP 核種 Cs-135 の中性子捕獲断面積測定研究を J-PARC MLF ANNRI にて進めている。また、将来に Se-79 の断面積測定を行うことを目指し、その準備として Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定も進めている。本発表では、Cs, Se の中性子捕獲断面積測定の進捗について報告する。

キーワード：ImPACT，核変換，長寿命放射性核種，Cesium-135，中性子捕獲断面積，ANNRI

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物にかかわる環境負荷低減技術の基礎データとして、長寿命放射性核種の中性子核データが求められている。高レベル放射性核種の低減化、資源化を目指した革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)における研究として「J-PARC MLF ANNRI における中性子捕獲反応断面積測定研究」を進めている。LLFP 核種の中から Cs-135（半減期 230 万年）を選択し、その中性子捕獲断面積測定研究を進めている。Cs-135 を測定する際には、試料中に含まれている Cs-133 の寄与を分ける必要があり、Cs-133 の中性子捕獲断面積データを熱領域から 200eV のエネルギー範囲で取得している（原子力学会 2016 秋 1N02、2017 春 2E10）。また、LLFP 核種のうち Se-79 について、将来の測定に向けた準備として、Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定も進めている。

2. 分担研究の進捗

Cs-135 試料自体は供給されていないので、入手が可能な Cs-137 試料に不純物として含まれている Cs-135 を利用することを考えた。核分裂収率から Cs-137 と Cs-135 は、約 1:1 で存在しているので、経年劣化して Cs-135 の存在比が大きくなっている試料の方が測定に有利であると考えた。露の Isotope 研究所で、30 年程経過した Cs-137 溶液を保有していたので、放射能量で 200 MBq 抽出し、酸化イットリウム（Y_2O_3）をバインダにしてペレット状にしたものを、アルミ円板状の密封化線源として整備した。**図１**に今回整備した密封化線源を示す。ガンマ線測定で密封化線源の放射能量を確認した。J-PARC MLF BL#04 に設置されている ANNRI 装置における照射試験のセットアップを**図２**に示す。Cs-137 からの 662keV ガンマ線を遮蔽するために、線源を設置した中性子導管を 5cm 厚の鉛ブロックで遮蔽し、導管内を He ガスで置換して照射試験を行なった。今回の試験では加速器の運転出力が 150-kW であり、中性子束が弱いために、不純物として含まれている Cs-133 の第一共鳴(5.9eV)が観測されるにとどまった。今後、中性子導管の上流側の中性子遮蔽を追加し、バックグランドを下げることも検討していく方針である。

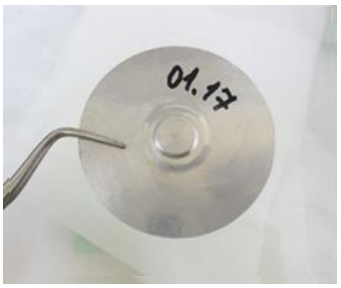


図1　Cs-137(200MBq)密封化線源

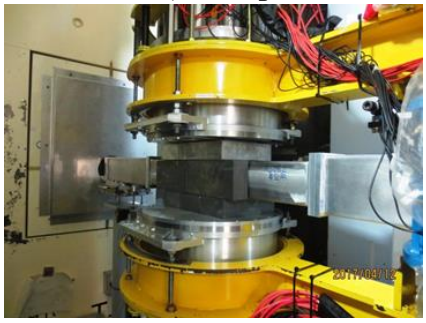


図2　ANNRIにおける照射試験

本発表では、ImPACT プログラムにおける Cs, Se 同位体の中性子捕獲断面積測定の詳細と進捗状況、課題の整理、今後の予定などを報告する。併せて、将来に Se-79 の断面積測定を行うことを目指して、その準備として進めている Se 安定同位体核種の中性子捕獲断面積測定についても報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1], Brian Yamada Hales[1], Osamu Iwamoto[1], Yuji Shibahara[2], Akihiro Uehara[2] and Toshiyukio Fujii[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Kyoto University, [3] Osaka University

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(8)　ImPACT Project における安定 Se 同位体の中性子捕獲断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(8) Neutron capture cross-section measurements of stable Se isotope nuclides as part of the ImPACT Project

*Brian Hales，中村詔司，木村　敦，岩本　修

原子力機構

ImPACT プロジェクトの分担研究の中で、J-PARC MLF の ANNRI 装置を用いて、36 meV から約 1.5 keV までの中性子エネルギー領域における安定 Se 同位体 (^{74,76,77,78,80,82}Se) の中性子捕獲断面積を飛行時間(TOF)法で系統的に測定した。本発表では、安定 Se 同位体の中から ^{79}Se の不純物として含まれる ^{78}Se について得られた結果を発表する。

キーワード：ImPACT，中性子捕獲断面積，ANNRI，Selenium，TOF 法

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の大強度中性子を利用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成核種（LLFP）のうち、^{79}Se（半減期 33 万年）の中性子捕獲断面積を測定する計画を検討している。^{79}Se 試料は、^{78}Se の中性子照射により製造することを考えているので、^{79}Se 試料には ^{78}Se の他に Se 同位体が不純物として混在することが予想される。^{79}Se の中性子捕獲断面積データを精度良く測定するためには、安定 Se 同位体の寄与を差し引くために、それらの中性子捕獲断面積データを精度良く整備しておく必要がある。そこで、安定 Se 同位体の中から主に ^{78}Se について、中性子捕獲断面積を測定することとした。

2. 実験及び解析

J-PARCの物質・生命科学実験施設に設置されているANNRI装置を用い、36 meVから約1.5 keVまでの中性子エネルギーに対して中性子飛行時間（TOF）法により^{74,76,77,78,80,82}Seの中性子捕獲断面積を系統的に測定した。濃縮Se同位体試料をペレット状に成形固化して測定に使用した。測定試料は中性子源から21.5 mの位置に設置した。試料から放出される捕獲ガンマ線をANNRIのGeスペクトロメータで測定した。検出器からの信号は飛行時間(TOF)及び波高(PH)の情報を１イベント毎に記録した。入射中性子のエネルギースペクトルの測定には^{10}B試料を用いた。断面積の絶対値を導出するために金試料の測定を行った。また、試料に依らない影響を補正するためにブランク(バックグラウンド)の測定を行った。散乱の影響を差し引くために^{208}Pb試料を用いた。**Fig. 1**に^{74,76,77,78,80,82}Se試料を、それぞれ中性子照射して得られたTOFスペクトルを示してある。不感時間、バックグラウンド、ビームパワー、フレームオバーラップ、自己遮蔽、及び散乱の影響を補正してある。本発表では、Se同位体の中から主に^{78}Seについて、その中性子捕獲断面積の測定実験、データ解析、及び解析結果について詳細に報告する。

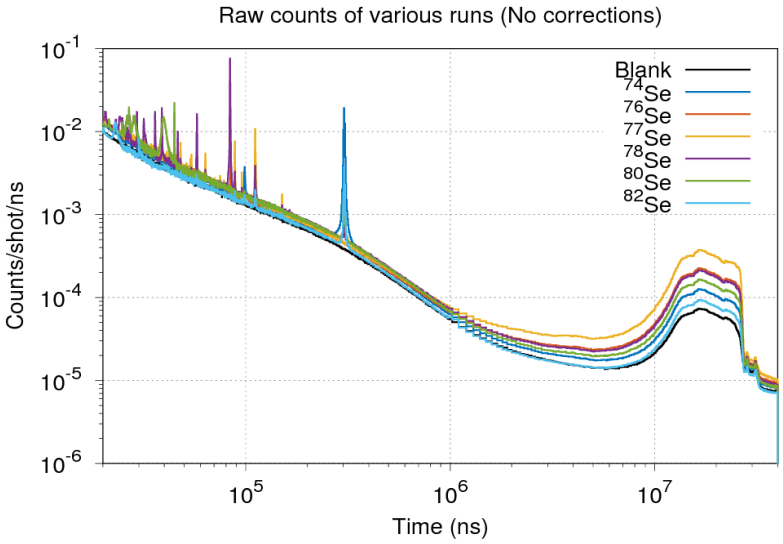


Fig. 1： ^{74,76,77,78,80,82}**Se の TOF スペクトル**

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

* Brian Hales, Shoji Nakamura, Atsushi Kimura and Osamu Iwamoto

Japan Atomic Energy Agency

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

[1M09-13] Nuclear Transmutation of LLFP 3

Chair:Tatsuhiko Ogawa (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:00 PM Room M (N304 - N Block)

[1M09] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. High Energy Accelerator Research Organization, 4. Kyoto Univ., 5. Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M10] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Hiroyoshi Sakurai[1] (1. RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M11] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Koji Niita[1], Kazuo Takeda[1], Yukihiro Hasegawa[1] (1. Research Organization for Information Science and Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[1M12] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

Shuichiro EBATA[1], *Masayuki AIKAWA[1], Koji NIITA[2] (1. Hokkaido University, 2. RIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[1M13] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2], Koji Niita[3] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(9) リチウムに対する 200MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積測定

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short–lived nuclides

(9) Measurement of double differential (*d,xn*) cross sections for lithium at an incident energy of 200 MeV

*定松 大樹[1]，渡辺 幸信[1]，中野 敬太[1]，川瀬 頌一郎[1]，金 政浩[1]，荒木 祥平[1]
岩元 洋介[2]，佐藤 大樹[2]，萩原 雅之[3]，八島 浩[4]，嶋 達志[5]
[1]九州大学，[2]原子力機構，[3]KEK，[4]京大炉，[5]阪大 RCNP

LLFP 核変換用加速器中性子源の設計に必要なデータとして、軽核標的に対する重陽子入射中性子生成断面積がある。本研究では、リチウムに対する 200 MeV 重陽子入射中性子生成二重微分断面積を新規測定し、過去に測定された低い入射エネルギーのデータや理論モデル計算と比較することで、中性子生成量の入射エネルギー依存性について系統的な調査を行った。

キーワード：重陽子，二重微分断面積，測定，リチウム，飛行時間法

1. 緒言

大強度重陽子加速器中性子源を用いた LLFP 核変換の可能性を検討する上で、中性子源の設計用核反応データの取得も必要となる。重陽子加速器中性子源の代表的な先行研究として、d+Li 反応を用いた国際核融合炉材料試験施設 IFMIF がある。発生中性子の角度・エネルギー相関データである二重微分断面積(DDX)データは特に重要な核反応データである。しかし、Li の中性子生成 DDX の実験データは 25 MeV[1]、40 MeV[2]、102 MeV[3]の 3 点の入射エネルギーにでしか存在しない。本研究では、より高いエネルギーでの DDX の入射エネルギー依存性を調査する目的で、200 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX の測定を実施した。

2. 実験・解析

大阪大学核物研究センター内の N0 コースで実験を行った。実験の詳細は、当グループが実施した 102 MeV での先行測定[3]と基本的に同じである。200 MeV に加速した重陽子を ^{nat}Li 標的(厚さ：1 mm)に照射した。スウィンガー電磁石を利用して測定角度を変更し、放出中性子スペクトルを 0 度から 25 度まで 5 度刻みの角度で測定した。中性子エネルギーは飛行時間法により決定した。広範なエネルギー範囲のデータを取得するために、大きさの異なる 2 台の EJ301 液体有機シンチレータ(円柱形：5.08 cm ϕ x 5.08 cm と 12.7 cm ϕ x12.7 cm)を Li 標的から 7 m と 17 m の地点に設置して測定した。

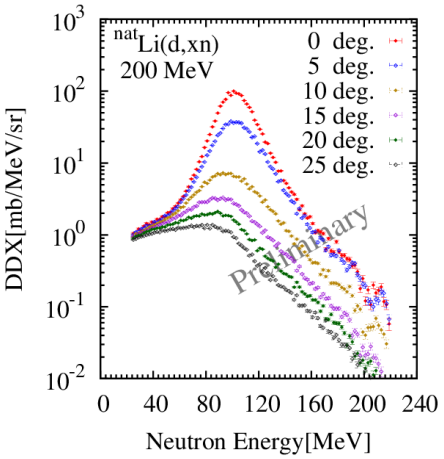


図 Li 標的に対する 200 MeV
重陽子入射中性子生成二重微分断面積

3. 結果・考察

右図に 200 MeV 重陽子入射中性子生成 DDX の予備的な結果を示す。入射エネルギーの半分付近に、重陽子分解反応に起因する強い前方性を持った幅広いピーク構造が観測されている。本講演では、異なった入射エネルギーに対する先行研究結果及び核反応理論モデルの計算結果との比較について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] M. Hagiwara et al., J. Nucl. Materials 417 1284–1287(2011). [2] M. Hagiwara, et al., Fusion Sci.Technol. 48 1320 (2005).
[3] S. Araki et al., Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Research A 842 62–70 (2017).

*Hiroki Sadamatsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Shouhei Araki[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] [1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]KEK, [4]KURRI, [5]RCNP

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（10）負ミュオン捕獲反応

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(10) Muon-Capture Reaction

*櫻井 博儀[1]
[1]理化学研究所仁科加速器研究センター

ImPACT「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」で進めている負ミュオン捕獲反応データ取得の目的と現在の状況について報告する。これまで得られた Pd 同位体のデータを中心に，データ取得方法の概要，取得したデータとその解釈などを紹介する。

キーワード：核データ，負ミュオン捕獲反応

1. 緒言

ImPACT 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」[1]では、負ミュオン捕獲反応の反応制御性に着目し[2]，^{107}Pd を中心にした系統的なデータ取得を行っている[3]。

2. これまで取得した負ミュオン捕獲反応データ

大阪大学核物理研究センター（RCNP）の MuSIC 施設で得られる連続ミュオンビームを利用してミュオンインビーム法を適用し，^{108}Pd(μ^-,xn ν)$^{108-x}$Rh 反応で生成される中性子多重度の測定を行った。21 台の液体シンチレーション検出器から構成される中性子スペクトロメータ“Seamine”で中性子多重度を，Ge 検出器でミュオン原子X線、および捕獲反応での即発ガンマ線を測定した。中性子の TOF 測定のスタート信号は，BaF_2 検出器での即発ガンマ線信号を利用した。大量のデータ取得に成功し，現在データ解析が進行中である。パルスミュオンビームを利用したミュオン放射化法の実験は、2016 年に J-PARC でテスト実験を行い、本年度には英国 RAL 研究所および J-PARC の施設で測定を行う。この実験では反応生成物のベータ崩壊遅延ガンマ線を測定して，同位体分布を取得する。

3. 結論

以上、ミュオンインビーム法およびミュオン放射化法のデータを組み合わせることで，ミュオン捕獲での励起エネルギー分布の情報などが得られ，捕獲反応モデルの構築に大きく貢献することが期待される。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] http://www.jst.go.jp/impact/program/08.html
[2] 松崎禎市郎「原子力分野への負ミュオンの応用；負ミュオンによる核変換・核融合・核分裂」
日本原子力学会誌　Vol. 58 No.10 (2016) P.612
[3] 斎藤岳志、RCNP MuSIC における安定 Pd 同位体の m^- 捕獲現象の研究、日本物理学会第７２回年次大会（2017 年）、2017 年 3 月 17 日

---

*Hiroyoshi Sakurai[1]
[1]RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(11) ImPACT 核データの PHITS での利用

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(11) Development of nuclear data and the PHITS code for nuclear transmutation of LLFP

*仁井田浩二、武田和雄、長谷川幸弘
高度情報科学技術研究機構

加速器を用いた LLFP の新しい核変換法の確立に重要な数値シミュレーションについて、必要な核データの整備、核データと PHITS のインターフェイスの構築、また、PHITS を用いた巨視的体系でのシミュレーション結果を紹介する。

キーワード：ImPACT、**核変換、長寿命核変換生成物、核データ、**PHITS

1. 緒言

加速器を用いた LLFP の核変換法の確立のために、ImPACT の PJ-2 プロジェクトでは、理研 RIBF を用い、LLFP の陽子・重陽子入射反応断面積、核破砕反応による同位体生成断面積データを取得している。PJ-3 プロジェクトでは、これらの測定データと既存の核反応データから、最新の核反応理論、核構造理論を駆使し、核変換シミュレーションに必要な核反応データベースの構築を目指している。また、これらのデータベースとともに、PHITS[1]による核反応シミュレーション技術を発展させ、巨視的体系における核変換プロセス構築に必要な、変換効率、発熱等の情報を PHITS シミュレーションによって求めてきている。本発表では、PJ-3 プロジェクトの概要と PHITS による巨視的体系でのシミュレーション結果を紹介する。

2. PHITS での ImPACT 核データの利用

理研で測定された新しい核反応断面積の情報を PHITS で利用するには、実験データを評価して核データライブラリーとして構築し利用する方法がある。そのために PJ-3 では最新の核反応理論、微視的核構造理論を用いて核データライブラリーを開発中である。もうひとつの方法としては、核データライブラリーほど完備性はないが、部分的に実験データを PHITS シミュレーションに用いる方法がある。このために PHITS の開発中の機能のひとつである Frag Data を用いる。これらの方法と進捗を紹介する。

3. 巨視的体系での PHITS シミュレーション

加速器による核変換の基礎的な情報として、単純な巨視的体系での変換効率を、陽子、中性子、重陽子、炭素等の入射粒子及び入射エネルギー依存性をシミュレーションにより求めた。また、変換に必要な加速器の電流値、発熱と電流密度の関係、変換効率化のための方法、生成される新たな長寿命核種の評価等、これまで PHITS シミュレーションによって得られた結果を概説し、今後の展望を示す。

謝辞

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).

---

*Koji Niita, Kazuo Takada, Yukihiro Hasegawa

Research Organization for Information Science and Technology

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(12) ImPACT 核データ収集と PHITS インターフェイス

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(12) Nuclear Data Survey for ImPACT Program and PHITS interface of Nuclear Data

江幡 修一郎[1]，*合川 正幸[1]，仁井田 浩二[2]
[1]北海道大学，[2]RIST

長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換についてより実用的な研究を行うため，汎用の粒子・重イオン輸送計算コード PHITS のシミュレーションに実験で得られた核データを反映させた。その結果，PHITS の標準設定とは異なった結果を得られることを確認した。

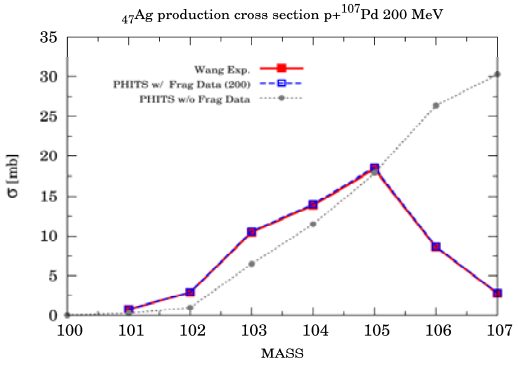
キーワード：ImPACT，長寿命核分裂生成物，核変換，核データ，PHITS

1. 緒言

長寿命核分裂生成物（LLFP）核変換に関する新しい技術開発を行う上で，先行研究の調査及び実験結果の共有は必要不可欠である。そこで ImPACT プロジェクトにおける対象 4 核種（^{79}Se，^{93}Zr，^{107}Pd，^{135}Cs）に関する論文及び実験データの調査を行った。主に断面積を中心にした調査結果をもとにデータをまとめ，Web サイト上で共有している。さらに，本プログラムにおいて，対象 4 核種の核変換反応の核データ取得実験が実施されている。これまでの基礎実験で得られた核データを反映させた核変換シミュレーションを実施する環境が現在，整いつつある。

2. 実験データのシミュレーションへの取り込み

汎用の粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]上で行うシミュレーションに，実験で得た核データを反映させる。今回は，本プロジェクトにおいて取得した ^{107}Pd の重陽子及び陽子入射反応の実験データ[2]を取り込む。その際，PHITS の開発中の機能の一つである Frag Data を用いた。その結果，PHITS の標準設定とは異なった結果を得られる事，実験で得られたデータを再現する事をそれぞれ確認した（図）。このように，Frag Data を通して実験データを反映した巨視的体系のシミュレーションに向けた準備について議論する。



図：実験データ（■）と，標準設定（●）および Frag Data（□）をそれぞれ用いたシミュレーション結果の比較。

本研究は，総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).
[2] H. Wang et al., Prog. Theor. Exp. Phys., 2017, 021D01 (2017).

Shuichiro Ebata[1], *Masayuki Aikawa[1] and Koji Niita[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]RIST

LLFP 安定核種化･短寿命化のための核変換法の開発
(13) LLFP 核種に対する陽子・重陽子入射同位体生成反応の PHITS 計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(13) PHITS calculation of isotopic production cross sections for

proton- and deuteron-induced reactions on LLFP nuclides

*佐藤　俊輔[1], 渡辺　幸信[1], 小川　達彦[2], 仁井田　浩二[3]

[1]九州大学,[2]日本原子力研究開発機構,[3]高度情報科学技術研究機構

理研 RIBF で系統的に測定された長寿命核分裂生成核種の陽子･重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積データに対し、粒子・イオン輸送計算コード PHITS に組み込まれている核反応理論モデル（INCL+GEM）を用いて解析を行った。PHITS(ver.2.88)の計算は概ね実験値を再現できるが、いくつか不一致が生じており、ここでは不一致に対する GEM の解析結果およびその改良について報告する。

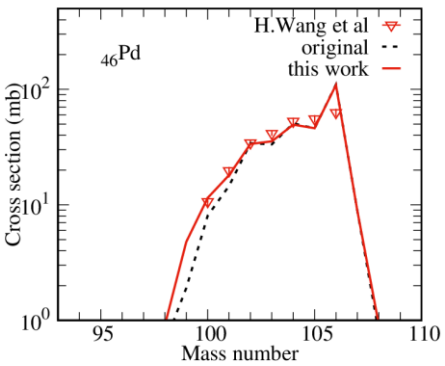
キーワード：ImPACT, PHITS 計算, 陽子, 重陽子, 同位体生成断面積, 一般化蒸発モデル, 核内カスケードモデル

1. 緒言

核変換技術の確立に向け、LLFP 核種（^{93}Zr, ^{107}Pd 等）及び代表的な FP 核種(^{90}Sr, ^{137}Cs) に対し、核子あたり 50～200 MeV 領域の陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積の系統的な測定が行われてきた。これらの実測値を核内カスケードモデル INCL と一般化蒸発モデル GEM を用いた PHITS [1] による計算と比較した結果、①同位体生成断面積が中性子数の偶奇に応じて変動する even-odd staggering 効果が計算に強く表れる、また、②中性子欠乏領域で実験値を過小評価する問題が見られた。①については、蒸発成分を取り扱う GEM モデルに非束縛状態での粒子とガンマ線の放出競合を考慮することで改善した[2]。本研究では、GEM の逆反応断面積に着目して、②の原因究明を主として行った。

2. 理論モデル解析結果

GEM は、逆反応断面積に Dostrovsky[3]らによる全反応断面積の経験式を使用している。この経験式は、特に低エネルギー領域での全反応断面積の実験値や光学模型計算結果の再現性が悪いことがわかっている。一方、PHITS の INCL 計算では中性子及び陽子の全反応断面積に仁井田の経験式[4]が使用されている。モデル間の整合性の観点からも、今回 GEM の逆反応断面積に仁井田の経験式を使うことにした。右図に、^{107}Pd に核子当たり 200 MeV の重陽子を入射して生成された Pd 同位体の生成断面積の結果を示す。従来の PHITS(ver.2.88)の計算値（破線）は実験値に比べ中性子欠乏領域を過小評価している。一方、仁井田経験式を用いた計算結果（実線）では、中性子放出量が増加したことで実験値により近づくことが分かった。



本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913 (2013).

[2] 佐藤, 他, 日本原子力学会 2017　春の年会, 3E12, 平塚市, 2017 年 3 月

[3] I. Dostrovsky, *et al.*, Phys. Rev. 116, 683 (1959).

[4] K. Niita, Proc. of the 1999 Nuclear Data Symp.; JAERI-Conf 2000-005 (2000), p.98.

*Shunsuke Sato[1], Yukinobu Watanabe[1], Tatsuhiko Ogawa[2] and Koji Niita[3]

[1]Kyushu Univ., [2]JAEA. [3]RIST

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

[1M14-16] Nuclear Transmutation of LLFP 4

Chair:Masayuki Aikawa (Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 4:00 PM - 4:45 PM Room M (N304 - N Block)

[1M14] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], Kosho Minomo[3]
（1. University of Tsukuba, 2. Hokkaido University, 3. Osaka University）

4:00 PM - 4:15 PM

[1M15] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

*Naoya Furutachi[1], Futoshi Minato[1], Osamu Iwamoto[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

4:15 PM - 4:30 PM

[1M16] Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

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

4:30 PM - 4:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発 (14)微視的理論を用いた断面積計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides (14) Calculation of cross sections based on microscopic theories

*中務 孝[1]，江幡修一郎[2]，緒方一介[3]，蓑茂工将[3]，鷲山公平[1]

[1]筑波大学，[2]北海道大学、[3]大阪大学

ImPACT では、理研の RIBF を用いて長寿命核分裂生成物（LLFP）のデータ取得を目指しているが、限られたエネルギー点からその全貌を明らかにするためには、理論的研究が不可欠である。原子核密度汎関数理論に基づいた核構造の微視的研究を用いた微視的核反応模型を構築し、核反応断面積の計算を実行する。

キーワード：ImPACT，密度汎関数理論，微視的核反応模型、集団模型

1. 目的

長寿命核分裂生成物（LLFP）核種の性質は、実験データも稀少であり、まだ未解明な内容が多い。これに対して、ImPACT の本プロジェクトでは、理研 RIBF において LLFP の陽子・重陽子入射反応断面積を測定し、核破砕反応による同位体生成断面積データを取得している。しかし、あらゆるエネルギー領域においてデータを取得することは困難であり、LLFP 反応断面積に関わる全貌を明らかにするためには、理論的研究が不可欠である。そこで我々は、理論モデルの高精度化を目指した開発を行っている。

2. 微視的集団模型

原子核密度汎関数理論を用いた系統的計算[1]から、LLFP 核種の特徴の一つとして、原子核形状が非常に不安定な領域、すなわち球形と変形の境目に多く存在することがわかった。このような核種では、その核構造を精密に計算するためには、核形状の量子揺らぎ効果を取り入れることが重要である。そのため、これを目指した新しい核構造理論模型の開発を進めている。密度汎関数理論を基礎とした微視的な集団模型構築により、形状揺らぎを取り入れる。開発途中の段階であるが、現段階で抽出可能ないくつかの構造情報を引き出し、それを核反応模型へのインプットとして利用した。

3. 微視的核反応模型

微視的模型として、連続状態離散化チャネル結合法（CDCC）を用いた解析を実行した。原子核の構造データとしては上記の密度汎関数計算によるものを用いて、重陽子・原子核反応の微視的標準モデルとしての CDCC 法を確立させた。これを用いて、重陽子・原子核全反応断面積について、PHITS に組み込まれているデータを大幅に刷新することができた[2]。また、時間依存密度汎関数理論に基づく微視的ガンマ線強度関数から CCONE を用いて中性子捕獲断面積の評価を行い、JENDL-4.0 との比較を実施した。

4. 付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Phys. Scr. 92, 064005 (2017).

[2] K. Minomo, K. Washiyama, and K. Ogata, J. Nucl. Sci. Tech., 54, 127 (2017).

---

*Takashi Nakatsukasa[1], Shuichiro Ebata[2], Kazuyuki Ogata[3], and Kosho Minomo[3], Kohei Washiyama[1]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Hokkaido Univ., [3]Osaka Univ.

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
(15) 微視的核構造計算に基づいた LLFP 核種及びその周辺核種の準位密度計算

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides

(15) Level densities of LLFPs and nuclei around LLFPs calculated based on the microscopic structure calculation

*古立直也, 湊太志, 岩本修

JAEA

LLFP４核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）及びその周辺核種の核データ評価に必要となる準位密度を微視的核構造計算に基づいて導出した。本発表では、準位密度計算手法の改良点及び得られた準位密度を用いた核反応計算の精度の分析について報告する。

キーワード： ImPACT, LLFP, 核データ, 準位密度

１．諸言 長寿命核分裂生成物(LLFP)の合理的な核変換技術を確立するには、核変換シミュレーションに必要となる核データを高精度化することが重要となる。準位密度は統計模型を用いた核反応の計算に必要不可欠な核構造データであり、核データ評価の精度に大きく影響する。核データ評価では通常 Fermi Gas 模型などの現象論的模型が準位密度計算に用いられるが、実験データの乏しい不安定核に対しては予言性に優れる微視的理論を適用することが核データの精度向上につながると考えられる。

本研究では、長寿命核分裂生成物(LLFP)核種及びその周辺核種の核データを高精度化するため、それらの核データ評価に必要となる準位密度を微視的核構造計算に基づいて導出した。この際、原子核の励起に伴う変形変化の効果を精密化する計算手法の改良を行った。得られた準位密度を用いた核反応計算の精度について分析するため、様々な反応チャネルの断面積について安定核実験データとの系統的な比較を行った。

２．計算手法 Hartree-Fock-Bogoliubov(HFB)理論を用いた核構造計算に基づいた統計模型[1]により準位密度を計算した。原子核の変形による準位密度増幅効果の減衰関数を導入し、s 波中性子共鳴間隔の実験値を用いて減衰関数のパラメータを最適化することで準位密度を高精度化した。得られた準位密度をテーブル化し核反応計算コード CCONE に適用することで断面積計算を行った。

３．結果 LLFP4 核種及び周辺核 560 核種について準位密度テーブルを作成し、核データ評価に適用することが可能となった。実験情報の豊富な安定核について断面積計算結果を実験値及び現象論模型を用いた場合の結果と比較し、特に(n,2n)反応において現象論と比べ系統的な実験値の再現性向上が見られることがわかった。これは、主に原子核の変形による準位密度の増幅効果と、励起に伴う変形変化による増幅効果減衰に起因していた。今後さらなる分析を進め、断面積計算精度を定量化して現象論模型を用いた結果と比較する予定である。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] P.Demetriou and S.Goriely, Nucle. Phys. A695, 95(2001).

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Agency

LLFP 安定核種化・短寿命化のための核変換法の開発
（16）ImPACT 核データライブラリの作成

Development of nuclear transmutation methods for converting LLFP into stable or short-lived nuclides
(16) Development of Nuclear Data Library for the ImPACT project

*岩本 修[1]、湊 太志[1]、古立 直也[1]、岩本 信之[1]、国枝 賢[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核変換に関わる ImPACT の研究開発プログラムの一環として、代表的な LLFP 4 核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）および周辺核種に対する核データライブラリを開発中である。本発表では、微視的核構造理論による計算結果を取り入れた核反応断面積評価などによるライブラリ開発について報告する。

キーワード：ImPACT，LLFP，核反応断面積、核データライブラリ，微視的核構造理論

1. 緒言　長寿命核分裂生成物（LLFP）の合理的な核変換技術を確立するためには、核変換の対象となる LLFP および核変換プロセスで生じる周辺の不安定核種に対する核反応断面積データが必要である。しかし、従来の現象論的アプローチによる評価手法は安定核に対する測定データに基づいており、不安定核への適用性は確かではない。本研究開発では不安定核種に対する核データの精度向上のため、微視的核構造理論の知見を核反応断面積評価に導入し、代表的な LLFP 4 核種（^{79}Se, ^{93}Zr, ^{107}Pd, ^{135}Cs）と周辺核種に対する核データライブラリを構築することを目標とする。

2. 断面積の評価手法　微視的理論により得られた光学ポテンシャルは低エネルギーで問題があったため、現象論的広域ポテンシャル Kunieda2007 を採用し、準位密度及びガンマ線強度関数について微視的核構造理論による計算結果[1]を使用した。これらのデータを CCONE コードに取り込み、200 MeV までの中性子・陽子入射による断面積の評価計算を実施した。

3. 結果　118MeV 陽子による ^{107}Pd の核種生成断面積の計算値と Wang 等の実験値[2]の比較を図 1 に示す。全体的には微視的理論による計算値(Microscopic)は、現象論による結果(Phenomenological)と同等の予測精度を示す。今後さらに検討を進め、LLFP4 核種と周辺核種の断面積評価に本手法を適用し、ライブラリを完成させる予定である。また、PHITS 等の粒子輸送計算のため、ACE 形式のファイルも整備する予定である。

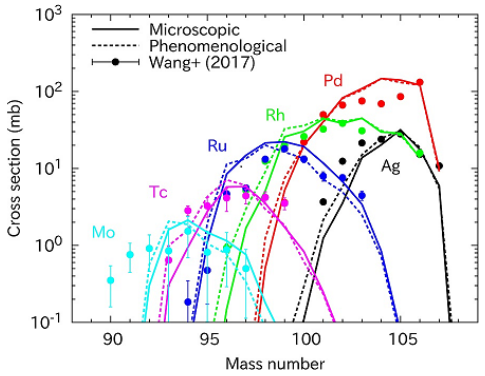


図 1. 118MeV 陽子と ^{107}Pd の核反応により生成される残留核の生成断面積

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 古立 直也他、「微視的核構造計算から得られる準位密度を用いた断面積計算」、日本原子力学会春の年会、2017 年 3 月 27～29 日、東海大学湘南キャンパス

[2] H.Wang et al, Prog. Theor. Exp. Phys. 021D01 (2017)

---

*Osamu Iwamoto[1], Futoshi Minato[1], Naoya Furutachi[1], Nobuyuki Iwamoto[1] and Satoshi Kunieda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1M17-22] Neutron Capture Cross Sections, Photonucleear Reactions

Chair:Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 4:45 PM - 6:15 PM Room M (N304 - N Block)

[1M17] Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:45 PM - 5:00 PM

[1M18] Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], Yosuke Toh[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

5:00 PM - 5:15 PM

[1M19] Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2], Ken Nakajima[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2.Research Reactor Institute, Kyoto University)

5:15 PM - 5:30 PM

[1M20] Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Nobuyuki Iwamoto[2], Ayano Makinaga[3,4], Ronald Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JIFS, 4. Hokkaido Univ., 5. HZDR)

5:30 PM - 5:45 PM

[1M21] Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA, 2. QST)

5:45 PM - 6:00 PM

[1M22] Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*Ayano Makinaga[1,2] (1. JEin Institute for Fundamental Science, 2. Hokkaido University)

6:00 PM - 6:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Te-128 の 550keV 中性子捕獲断面積およびガンマ線スペクトルの測定

Measurement of neutron capture cross section and capture gamma-ray spectrum of Te-128 at 550 keV

*片渕 竜也[1]，VALASIK Michal[1]，井頭 政之[1]

[1]東京工業大学

飛行時間法を用いて入射中性子エネルギー550keV における Te-128 の中性子捕獲断面積及びガンマ線スペクトルを測定した。測定結果を過去の実験値及び評価値と比較した。

キーワード：中性子捕獲断面積，中性子捕獲ガンマ線スペクトル，コンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器，飛行時間法

1. 緒言

Te-128 は核分裂生成物として比較的大きな核分裂収率を持つ核種である。しかし、keV 領域の中性子捕獲断面積の測定は 1970 年代までしか行われておらず、現存する測定値は質・量ともに乏しい。そこで本研究では東京工業大学先導原子力研究所の 3UH-HC ペレトロン加速器を用いて中性子エネルギー550 keV での Te-128 の中性子捕獲断面積および捕獲ガンマ線スペクトルの測定を行った。

2. 実験

Te-128 試料として同位体濃縮度 99.95%の金属テルル粉末を焼結したものを使用した。中性子は、ペレトロン加速器からの陽子ビームを Li ターゲットに入射させ、^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応により発生させた（繰り返し 4MHz、パルス幅 1.5ns）。試料から発生した中性子捕獲ガンマ線を散乱角 125° に設置されたコンプトン抑止型 NaI(Tl)検出器で測定した。中性子エネルギーは飛行時間法（TOF）により決定した。NaI(Tl)検出器からの信号は、TOF－波高の 2 次元データとして記録した。得られた正味の波高スペクトルから波高重み法により中性子捕獲断面積を得た。標準試料 Au-197 との相対測定も行い、^{197}Au(n,γ)^{198}Au の JENDL-4.0 評価値により断面積の絶対値を決定した。また、波高スペクトルを検出器の応答関数を用いてアンフォールディングすることでガンマ線スペクトルを得た。

3. 結果

結果として得られた Te-128 の中性子捕獲断面積を図 1 に示す。東工大で既に測定された 100keV 以下のデータ[1]も示した。また、過去の測定値および JENDL-4.0 の評価値も比較のために示した。

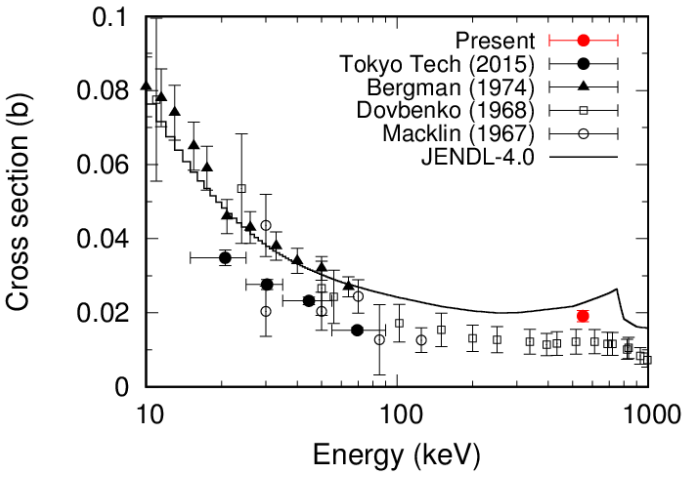


図 1　Te-128 の中性子捕獲断面積の測定値

参考文献

[1] M. H. A. Khalil, M. Igashira, T. Katabuchi *et al*., 2015 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, pp. 576 (2015).

*Tatsuya Katabuchi[1], Michal Valasik[1], Masayuki Igashira[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

異なる Cl 同位体組成の NaCl 試料を用いた ^{35}Cl の中性子捕獲断面積導出

Measurements of neutron capture cross section of ^{35}Cl using NaCl samples with different Cl isotope compositions

*原 かおる [1], 藤井 伸弥 [1], 加美山 隆 [1], 成田 祐樹 [1], 佐藤 博隆 [1],
片渕 竜也 [2], 岩本 信之 [3], 中村 詔司 [3], 藤 暢輔 [3]
[1] 北海道大学, [2] 東京工業大学, [3] 原子力機構

Cl の同位体組成が異なる 3 種類の NaCl 試料を用いて測定した中性子捕獲反応のデータを解析することにより、^{35}Cl の中性子捕獲断面積を 0.02 eV から 1 keV のエネルギー範囲で導出した。

キーワード： 塩素 35, 中性子捕獲断面積, ANNRI, 塩素 36

1. 緒言

長寿命放射性核種 ^{36}Cl（半減期 30 万年）は、原子力や加速器分野において冷却材や遮蔽材に含まれる安定核種 ^{35}Cl の中性子捕獲反応による放射化生成物である。^{36}Cl の生成量の計算精度を高めるためには、^{35}Cl の中性子捕獲断面積の精度を高める必要がある。しかしながら、図 1 に示すように、^{35}Cl の中性子捕獲断面積のエネルギー依存の実験データは 1 keV 以下のエネルギー領域で欠如している。ここで、過去の実験データ[1-3]と共に、評価値（ENDF/B-VII [4]、JENDL-4.0 [5]）も比較して示す。本研究では、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設（MLF）において、中性子核反応測定装置（ANNRI）の NaI(Tl) 検出器を利用し、中性子捕獲反応の実験を行った。塩素単体では気体であり十分な密度の試料を用意するのが難しいため、固体で化合物である NaCl を試料として用いた。

2. 解析及び結果

ナトリウムの自然同位体は ^{23}Na のみであるが、塩素の自然同位体は ^{35}Cl が 76%、^{37}Cl が 24%である。^{23}Na と ^{37}Cl に起因するバックグラウンドの寄与を見積もるため、異なる Cl 同位体組成の NaCl 試料を 3 種類用意し、中性子捕獲反応データを取得した。^{35}Cl が 99%、76%、2%と異なる Cl 同位体組成を持った NaCl 試料に対する中性子捕獲断面積を、図 2 に青丸、赤丸、緑丸でそれぞれ示す。図中の矢印は ^{35}Cl (0.4 keV)、^{23}Na (2.9 keV)、^{37}Cl (8.3 keV)の第一共鳴ピーク位置を指している。これらのデータを併せて共鳴ピークフィッテング解析することにより、^{35}Cl の中性子捕獲断面積を 0.02 eV から 1 keV のエネルギー範囲で導出した。

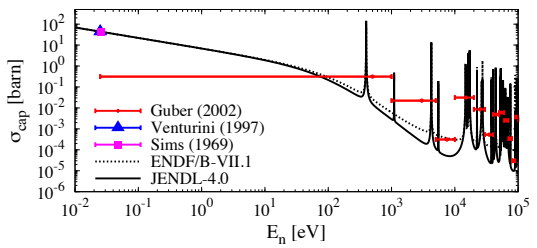


図 1: ^{35}Cl の中性子捕獲断面積の過去の実験データと評価値

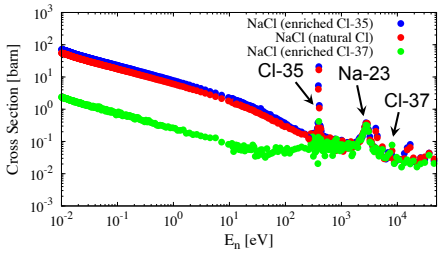


図 2: NaCl 試料に対する中性子捕獲断面積測定データ

謝辞 本研究は科研費（26820411）の成果である。

参考文献

[1] K. H. Guber *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. Suppl. 2 (2002) 346.
[2] G. Sim and J. Juhnke, J. Inorg. Nucl. Chem. 31 (1969) 3721.
[3] L. Venturini and B. Pecequilo, Appl. Radiat. Isot. 493 (1997) 403.
[4] M. B. Chadwick *et al.*, Nucl. Data Sheets 112 (2011) 2887.
[5] K. Shibata *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 48 (2011) 30.

*Kaoru Y. Hara[1], Nobuya Fujii[1], Takashi Kamiyama[1], Yuki Narita[1], Hirotaka Sato[1], Tatsuya Katabuchi[2], Nobuyuki Iwamoto[3], Shoji Nakamura[3], and Yosuke Toh[3] [1]Hokkaido University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

TOF 法を用いた KURRI-LINAC の時間依存性バックグラウンドに関する評価研究

Evaluation of Time-dependent Background in the KURRI-LINAC with the TOF method

*李 在洪[1]，堀 順一[2]，佐野 忠史[2]，中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学，[2]京都大学 原子炉実験所

中性子捕獲断面積測定の不確かさ要因を明らかにすることを目的として、KURRI-LINAC パルス中性子源を用いて TOF スペクトル中の時間依存バックグラウンドの評価法について検討を行った。共鳴フィルターを用いた測定と試料を置かない測定によって時間依存バックグラウンドを評価したところ、両手法による評価結果の間には有意な差が観測された。モンテカルロシミュレーションによる計算を行った結果、軽水モデレータ内で発生した中性子捕獲ガンマ線の試料による散乱影響を考慮することで、両手法の評価結果の差を説明できることが分かった。

キーワード：中性子捕獲断面積測定，時間依存バックグラウンド，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言　TOF 法を用いた中性子捕獲断面積測定の不確かさ要因の一つとして、TOF スペクトル中の時間依存バックグラウンドの決定に伴う系統誤差がある。時間依存バックグラウンドの主な評価法には、共鳴フィルターを用いたノッチフィルター法と、試料を置かない測定から評価する方法がある。前者は大きな共鳴をもつ試料を TOF ビーム中に挿入することによって、その共鳴域で中性子ビームを black out することで、特定のエネルギー点でのバックグラウンドを求める方法である。後者は試料起因ではない時間依存バックグラウンドを連続的なスペクトルとして求める方法である。両者の評価結果が一致しない場合は原因を明らかにする必要がある。

2. 実験　KURRI-LINAC において時間依存バックグラウンド評価のための実験を行った。中性子モデレータにはパックマン型と呼ばれる八角形の軽水モデレータ（高さ 30cm，厚さ 10cm）を用いた。測定試料は中性子源から 12.7m の位置に設置した。試料からのガンマ線測定には 12 個のシンチレータから成る全吸収型 BGO 検出器を用いた。In(1.46eV)、Ag(5.19eV)、Co(132eV)、Mn(336eV, 2.37keV)を重ね合わせた共鳴フィルターは、試料より上流側の TOF ビーム中に挿入した。測定試料として ^{10}B を用いた場合のバックグラウンド測定として、共鳴フィルターを挿入して試料を置いた場合の測定と試料を置かない測定（blank 測定）を行った。

3. 結果・考察　実験結果を図 1 に示す。1.46eV と 5.19eV では共鳴の dip の計数率は blank 測定の計数率と良く一致しているが、100eV 以上のエネルギー領域では、blank 測定の結果はバックグラウンドを～10%程度過小に評価する結果となった。試料によって散乱されたガンマ線成分が不一致の原因であると考え、軽水モデレータ内での中性子減速、吸収に伴って発生する捕獲ガンマ線の時間挙動を PHITS(Particle and Heavy Ion Transport Code System)[1]を用いたモンテカルロシミュレーション計算により評価したところ、ガンマ線散乱成分を考慮することでノッチフィルター法による評価結果と良い一致を示した。

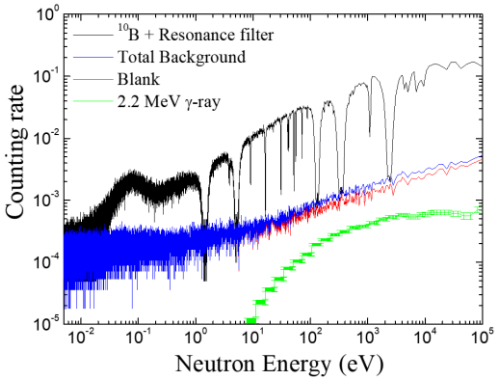


図 1 バックグラウンド評価結果の比較

参考文献

[1] Iwase H, Niita K, Nakamura T, “Development of General-Purpose Particle and Heavy Ion Transport Monte Carlo Code.” J. Nucl. Sci. Technol., 139, 1142 (2002).

*Jaehong Lee[1], Jun-ichi Hori[2], Tadafumi Sano[2] and Ken Nakajima[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

核共鳴蛍光散乱を用いた鉛 206 の双極子遷移強度の測定

Measurement of dipole transition strength of Pb-206 using nuclear resonance fluorescence

*静間 俊行[1,2]，岩本　信之[2]，牧永　あや乃[3,4]，R. Schwengner[5]，R. Beyer[5]，
D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5], S. Reinicke[5], S. Schulz[5],
S. Urlaß[5], A. Wagner[5]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]あいんしゅたいん基礎科学研，[4]北大，
[5]ドレスデン-ロッセンドルフ研

ドレスデン-ロッセンドルフ研究所（HZDR）の制動放射線を用いて、Pb-206 の双極子遷移強度の測定を行った。その結果、励起エネルギー3.7 から 8.2MeV 領域において、88 本の共鳴準位を観測した。また、得られた散乱強度データを用いて、不安定核 Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

キーワード：Pb-206、核共鳴蛍光散乱、制動放射線、双極子遷移、中性子捕獲断面積

1. 緒言

鉛、ビスマス同位体は加速器駆動システム（ADS）においてターゲットとして使用されるため、システムの設計には、鉛、ビスマス同位体の中性子断面積データが必要である。鉛同位体の内、不安定核 Pb-205（半減期 1.73×10^7 年）は、安定核 Pb-204 の中性子捕獲によって生成され、中性子捕獲により Pb-206 となるが、その中性子捕獲断面積はよくわかっていない。そこで、Pb-206 の核共鳴蛍光散乱強度を測定し、得られた実験データを基に、Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は、ドイツ・ドレスデン-ロッセンドルフ研究所(HZDR)の制動放射線施設で行った。厚さ 2.2mm、直径 2cm の濃縮 Pb-206 ターゲット（濃縮度 99.3%）をビーム軸に対して 45 度傾けて設置し、最大エネルギー10.5MeV の制動放射線を照射した。ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、散乱角 90 度と 127 度に設置した計 4 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。

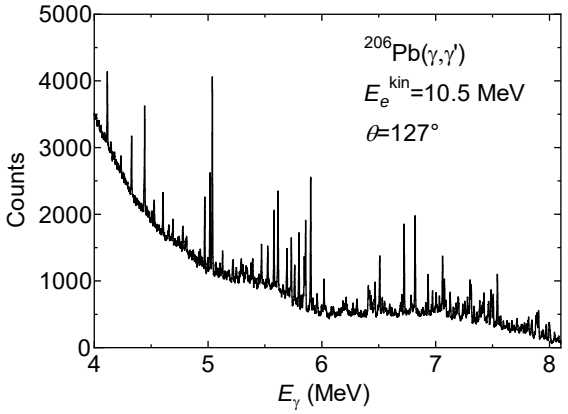


図 1. 散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。

3. 結果

本測定により、励起エネルギー3.7 から 8.2MeV 領域において、88 本の共鳴準位を観測した。図 1 に、計測した散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示す。88 本の基底遷移ガンマ線と 11 本の分岐ガンマ線が観測されている。本講演では、実験手法および解析結果について説明し、得られた散乱強度から求めたガンマ線吸収断面積や Pb-205 の中性子捕獲断面積の評価結果について報告する。

---

*T. Shizuma[1,2], N. Iwamoto[2], A. Makinaga[3,4], R. Schwengner[5], R. Beyer[5], D. Bemmerer[5], M. Dietz[5], A. Junghans[5], T. Kögler[5], F. Ludwig[5], S. Reinicke[5], S. Schulz[5], S. Urlaß[5], and A. Wagner[5]
[1]QST, [2]JAEA, [3]JIFS, [4]Hokkaido Univ., [5]HZDR

Hf および W 同位体中の低エネルギー準位のパリティ
Parities of low-energy states in Hf and W isotopes

*Mohamed OMER[1], Toshiyuki SHIZUMA[2], Ryoichi HAJIMA[1,2] and Mitsuo KOIZUMI[2]
[1]JAEA, [2]QST

Abstract

Nuclear resonance fluorescence (NRF) experiments have been performed on Hf and W natural targets in the 2.5-3.1 MeV energy range using quasi-monochromatic γ-ray beams generated from laser Compton scattering at the HIγS facility, Duke University. The complete polarization of the incident γ-rays has provided the determination of parity of states in this energy range. Results of these experiments have revealed parity of about 15 levels in Hf and W nuclei. Such data provide knowledge about the nondestructive detection system of nuclear material by understanding the scissors mode encountered in deformed nuclei including uranium and plutonium isotopes.

Keywords: Parity, Hf, W, Nuclear resonance fluorescence target.

1. Introduction

We proposed the nuclear resonance fluorescence (NRF) as a nondestructive assay technique for nuclear materials [1]. Nuclei of nuclear materials are typical deformed nuclei which exhibit the so-called scissors mode, a collective mode of excitations involving M1 transitions around 2~3 MeV. To improve our understanding of such mode, we measured parity of transitions in deformed nuclei of Hf and W using linearly polarized γ-ray beams generated from laser Compton scattering. Parity was directly determined by detecting de-excitation photons in the direction of the initial polarization vector (M1 transitions) and perpendicular to the initial polarization vector (E1 transitions).

2. Experimental

A tungsten target of 2.5 cm in diameter and 0.4 cm in thickness was irradiated by a quasi-monochromatic linearly polarized γ-ray beam of central energies of 3.12, 3.00, 2.89, and 2.50 MeV for an average time of 5 hours per each energy at the HIγS facility, Durham, NC, USA. The polarization plane of the incident beam was horizontal. In addition, a hafnium target of thickness 0.4 cm and square cross-sectional area of 2.5×2.5 cm^2 was irradiated by the above mentioned γ-ray beam at energies of 2.60 and 2.89 MeV. De-excitation photons emitted vertically and horizontally were detected by 4 high-purity Ge detectors.

3. Results・Conclusion

Fig. 1 shows an example of the measured NRF spectra at an incident beam energy of 3.12 MeV. De-excitations from tungsten isotopes are clearly visible in the spectra. Within the beam width, two M1 transitions are observed in ^{182}W and ^{184}W. On the other hand, an M1 transition and two E1 transitions are observed in ^{186}W. The unmarked peaks are unresolved and need further investigation using enriched targets.

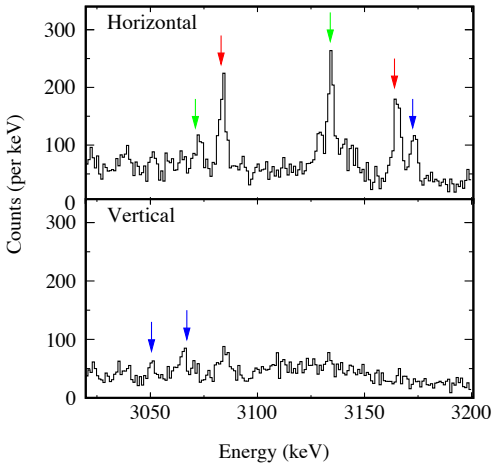


Fig. 1: NRF spectra measured by the horizontal and vertical detectors. The energy of the beam is 3.12 MeV. Arrows in red, blue, and green indicate de-excitations from ^{182}W, ^{184}W, and ^{186}W, respectively. Since the polarization of the incident photons was horizontal, states measured in the horizontal plane are M1 states while those measured vertically are E1 states.

References

[1] R. Hajima *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45 (5), pp. 442-451, 2008.

LCS-γ 線を用いた新しい放射線治療計画の検討

Investigation of new radiotherapy planning using LCS-γ ray

*牧永　あや乃[1,2]
[1]あいんしゅたいん基礎科学研、[2]北大

X 線治療における効率的なエネルギー帯の利用、2 次粒子による周辺臓器への影響に対する新しい可能性を検証するために、エネルギー可変、準単色γ線である LCS-γ線を用いた場合の放射線治療計画をモンテカルロ法により評価を行った。

キーワード　光核反応、LCS ガンマ線、 放射線治療計画

1. 緒言

放射線治療に用いられる光子線は、外照射の場合はリニアックによる 20MeV 程度までの制動放射線、密封小線源治療では Ir-192 や Co-60 等が利用される。制動放射線は、幅広いエネルギー分布特性を持ち、高エネルギー成分は少なく、低エネルギー成分が多い。一方で、小線源は、形状、半減期等の物理的な特性上、臨床に適用できるガンマ線核種は限られており、そのエネルギーは、keV-MeV 領域と低く、腫瘍近くに放射性同位元素を配置する必要がある。本研究では、X 線治療における効率的なエネルギー帯、2 次粒子による周辺臓器への影響を検討するために、エネルギー可変、準単色 γ 線である LCS-γ 線を用いた場合の放射線治療計画について、モンテカルロ計算コード PHITS を用いて評価を行った。

2. LCS-γ 線源を用いた放射線治療計画

LCS-γ 線を用いた線量分布の評価は PHITS コードを用いて行った。計算条件として、ICRP110(2009)[2]の人体ファントム(女性・膝部)を使用し、LCS-γ 線のビームデータは、ニュースバル放射光施設で発生させたエネルギー10MeV の実測データ[1]を使用した。照射方向は、ファントムに対して後方より 3 門の照射とした。比較用として、最大エネルギー10MeV の制動放射線(計算値)を用いた場合の計算を行った。

3. 結論

図１に、照射部位人体ファントム(膝部)，図２に、LCS-γ 線と制動放射線についての PHITS を用いた線量分布の結果を示す。LCS-γ線を用いる事により低エネルギー光子による散乱の影響が大幅に軽減されるために、線量の集中性が向上し、また、2 次粒子による周辺臓器での吸収線量が減少する事が示された。

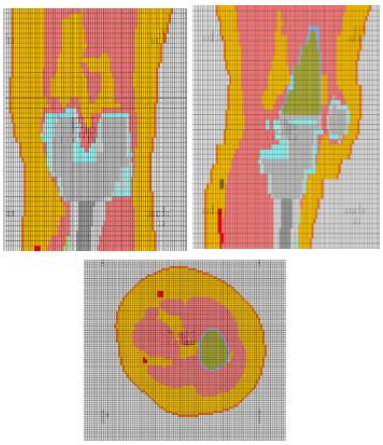


図 1　ICPR110(2009)の人体ファントム(女性・膝部)

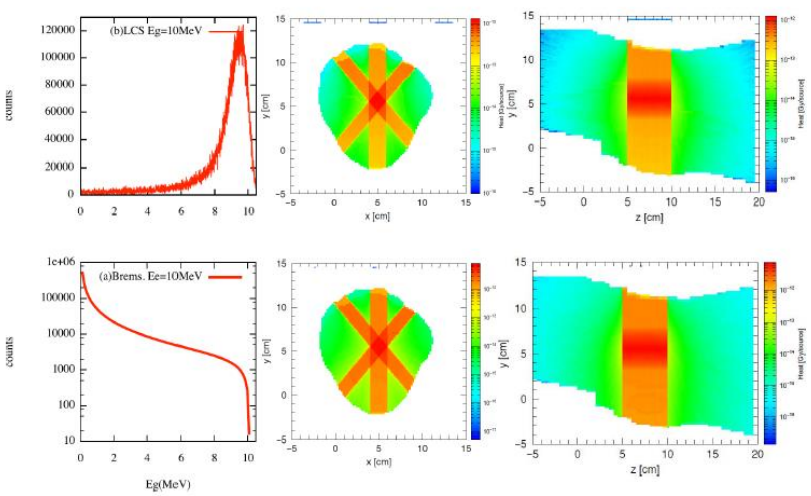


図 2　PHITS を用いた線量分布の計算結果。上段：左)LCS-γ 線のエネルギー分布、中央)Axial 面の線量分布、 右)Sagital 面の線量分布。下段：左)制動放射線のエネルギー分布，中央,右については上段と同様。

謝辞 あいんしゅたいん基礎科学研の坂東昌子先生、関西大学の和田隆宏先生からの有意義な議論、甲南大学の山縣民穂先生からはニュースバル LCS-γ 線の測定データを御提供頂きました事を感謝いたします。

参考文献

[1]T. Yamagata, *at. al.*, “Effect of the nuclear medium on a-cluster excitation in Li6”, Phys. Rev. C. **95,** 044307(2017).
[2]ICRP Publication 110 “Adult Reference Computational Phantoms”, Ann. ICRP **39** (2)(2009).

*Ayano Makinaga[1,2], [1]JEin Institute for Fundamental Science, [2]Hokkaido University

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-1 Plasma Technology, including Inertial Confinement Fusion/501-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1N01-06] Engineering and Design for Nuclear Fusion (Plasma Engineering, Irradiation Behavior of Material)

Chair:Yasuyuki Itoh (Fukui Univ. of Tech.)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room N (N307 - N Block)

[1N01] Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud AbdelAziem Bakr[1], Kai Masuda[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[4], Masaya YOSHIDA[3], Atsushi MATSUDA[4], Kiyoshi YOSHIKAWA[1] (1. Institute of Advanced Energy Kyoto University , 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 4. Pony Industry Co. Ltd)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N02] Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], Shun-ichi Oikawa[1] (1. Hokkaido Univ., 2. NIFS)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N03] Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*Tomonobu Itagaki[1], Kohei Okutomo[1], Eiki Hotta[1], Jun Hasegawa[1], Kei Takakura[1], Toshiyuki Kohno[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N04] Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2], Takeo Muroga[1,2], Takeshi Toyama[3], Masanori Yamazaki[3] (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[1N05] Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM

[1N06] Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Jingjie Shen[1], Zishou Zhao[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Characterization of the Portable IEC Chamber for the SNM Interrogation System

*Mahmoud BAKR[1], Kai MASUDA[1], Tsuyoshi MISAWA[2], Yoshiyuki TAKAHASHI[2], Norio YAMAKAWA[3], Masaya YOSHIDA[4], Atsushi MATSUDA[3], and Kiyoshi YOSHIKAWA[1]

[1] Institute of Advanced Energy, Kyoto University, [2] Research Reactor Institute, Kyoto University, [3] Pony Industry Co. Ltd, [4] Graduate School of Energy Science, Kyoto University.

The first portable active interrogation system for special nuclear materials (SNM), such as U-235 and Pu-239, is being developed by our group. The system employs an inertial electrostatic confinement (IEC) device as a neutron source. The first prototype of the IEC device, with 17 cm chamber diameter (IEC17), has been fabricated, assembled and is being tested. Preliminary results from the first portable chamber will be presented in this paper.

Keywords: Special nuclear materials, IEC**,** Tensioned metastable fluid detector, Threshold energy neutron analysis.

1. Introduction

Our group is developing the first of its kind, portable, and lightweight active interrogation system for special nuclear materials (SNM), such as U-235 and Pu-239, based on the TENA technique [1]. The inertial electrostatic confinement (IEC) device [2], is employed as a neutron source in the system. The first prototype IEC chamber (IEC17) was fabricated from SUS316L, with 17 cm anode diameter. The grid cathode concentrically placed at the center is assembled from 6 rings of Molybdenum with 8 cm diameter. Due to the potential difference between the cathode and anode, Deuterium (D) ions are derived towards the center of the grids, then a steady-state D-D fusion reactions takes place in order to generate neutrons. Figure 1, shows the first prototype IEC17 with 60 cm height which includes IEC chamber and the feedthrough junction. The challenge in this configuration compared with previous IEC25, developed 10 years ago [3], (130 cm height, with 25 cm anode diameter, and 80 kV applied voltage to generate 1×10^7 neutrons/s, for landmine detection system), is applying higher voltage, up to 120 kV, in smaller size to generate 5 times higher neutrons yield.

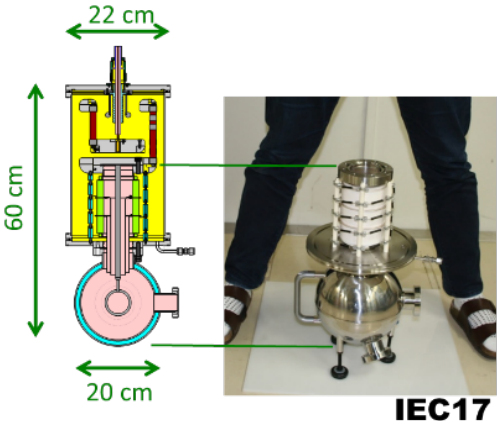


Fig.1 The DD-IEC neutron source for SNM active interrogation system

2. Results:

Conditioning of the IEC17 has been conducted up to 110 kV. Preliminary measurements of neutron production rate (NPR) have been carried out at different applied voltage (30-70 kV) and the results are shown in Fig. 2. It can be seen from the figure that ~2.8×10^7 n/s was already achieved at 70 kV applied voltage and 150 mA current, which is ~60% of the power supply capacity. Therefore, the target NPR for the SNM interrogation system (5×10^7 n/s) is achievable using the present configuration.

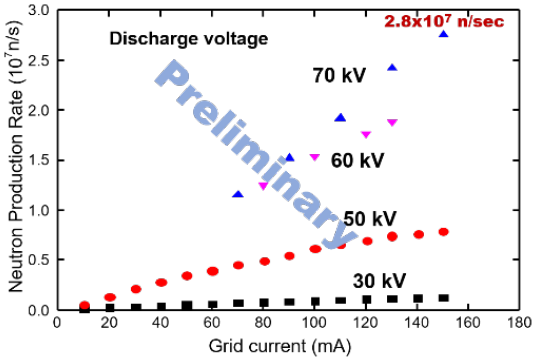


Fig. 2 Preliminary results of NPR from the portable IEC17 chamber

3. Future Plan

Titanium will be the successor material for the second prototype with same dimensions. The benefits of using Titanium that it has less weight and is expected to generate higher NPR compared with SUS chamber.

4. Conclusions:

The first prototype IEC17 device for the SNM interrogation has been produced and tested. The neutrons yield from the preliminary test is ~2.8×10^7 n/s with 60% of the power supply capacity. Titanium chamber will be used in the second prototype for higher NPR.

References

[1] Y. Takahashi, et al, Proceedings of Nuclear Physics and Gamma-ray Sources for Nuclear Security and Nonproliferation, Tokai, Japan, pp. 341-346 (2014).
[2] P.T. Farnsworth: “Electric discharge device for producing interactions between nuclei”: U.S. Patent 3258402A (1966).
[3] Kiyoshi Yoshikawa, et al, Fusion Science and Technology, Vol 47, pp. 1224-1228, (2005).

磁場のソレノイダル条件を満たす実座標線形 MHD シミュレーション

Linear MHD Simulation Based on a Real Coordinate System
Satisfying the Solenoidal Condition of the Magnetic Field

*高堂 渉[1]，松本 裕[1]，渡邊 清政[2]，富岡 智[1]，及川 俊一[1]
[1]北海道大学，[2]核融合科学研究所

磁場のソレノイダル条件を満たすためにベクトルポテンシャルを線形 MHD シミュレーションコードに導入し、大型ヘリカル装置の平衡状態のプラズマに摂動を加えた場合の時間発展計算を行った。磁場のソレノイダル条件の破綻は特に、比較的短波長の不安定性モードに影響を与えていた。

キーワード：磁場のソレノイダル条件、MHD 不安定性

1. 緒言

大型ヘリカル装置の実座標線形 MHD シミュレーションでは、磁場のソレノイダル条件が考慮されていないことが多い。そこで、この条件を満たすためにベクトルポテンシャルを線形 MHD シミュレーションコードに導入し、平衡状態のプラズマに摂動を加えた場合の時間発展を計算し、この条件の破綻の影響を調べた。

2. 数値計算モデル

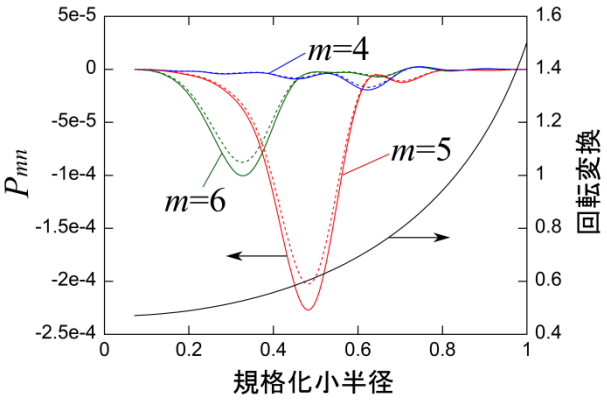
線形 MIPS コード[1]では、円柱座標系を用いて線形 MHD 方程式系に基づいて速度、磁場、圧力の時間発展を計算する。本研究では、磁場の代わりにベクトルポテンシャルの時間発展を以下の式に基づき計算した。

$$\frac{\partial \boldsymbol{A}_1}{\partial t} = -\boldsymbol{E}_1 - \nabla \varphi_1 \qquad (1)$$

$\boldsymbol{A}_1$ はベクトルポテンシャル、$\boldsymbol{E}_1$ は電場、φ_1 はスカラーポテンシャルであり、それぞれ摂動量である。平均ベータ値 1.4%の初期平衡分布を HINT コード[2]を用いて与えた。プラズマ−真空境界を固定境界とした。

3. 計算結果

磁場のソレノイダル条件は成長率に対して影響を与えなかった。ポロイダル、トロイダル方向にフーリエ級数展開した圧力のコサイン関数の係数を図に示す。ベクトルポテンシャルの導入によって、モード分布のピーク値がやや変化した。



図：圧力のフーリエモード。トロイダルモード数は −3。実線、破線はそれぞれベクトルポテンシャル導入後、導入前を表す。m はポロイダルモード数。

4. 結言

ベクトルポテンシャルの導入は計算結果に大きな影響を与えなかったが、比較的短波長の不安定性モードに違いが確認された。この原因の 1 つに、本研究で使用したコードに用いたスムージング法がソレノイダル条件を考慮していないことが挙げられる。

参考文献

[1] Y. Todo, N. Nakajima, M. Sato, and H. Miura, Plasma Fusion Res. **5**, S2062 (2010).

[2] Y. Suzuki, N. Nakajima, K. Y. Watanabe, Y. Nakamura, and T. Hayashi, Nucl. Fusion **46**, L19 (2006).

*Wataru Takado[1], Yutaka Matsumoto[1], Kiyomasa Watanabe[2], Satoshi Tomioka[1], and Shun-ichi Oikawa[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]NIFS

直線型慣性静電閉じ込め核融合中性子源における粒子エネルギー分布

Particle energy distribution in a linear shaped inertial electrostatic confinement fusion neutron source

*板垣 智信，奥友 航平，堀田 栄喜，長谷川 純，高倉 啓，河野 俊之

東京工業大学

コンパクト中性子源としての応用を目指し，陰極の冷却に有利な電極配置をもつ直線型の慣性静電閉じ込め核融合（IECF）装置を開発した。直線型 IECF 装置において効率的に中性子を生成する条件を明らかにするために放電時の水素原子の空間分布及びエネルギー分布を分光計測により詳細に調べた。

キーワード：慣性静電閉じ込め核融合，中性子源，分光測定，放電プラズマ

1. はじめに

慣性静電閉じ込め核融合(IECF: Inertial Electrostatic Confinement Fusion)では希薄な重水素ガス(~1 Pa)を充填した真空容器内部に高電圧(~100 kV)の陰極および接地電位の陽極を配置し，電極間で生じるグロー放電により重水素イオンを生成し，静電界によりそれらを加速・収束させることで核融合反応を起こす。装置構成が単純で比較的小型で取り回しの良い中性子源として地雷探査などへの応用が期待されている[1]。

2. 円筒直線型 IECF 装置

中心陰極の冷却は IECF の課題の１つである。我々は図１に示す直線的な電極配置を持つ IECF 装置を採用した。装置全体を円筒同軸形状とし，両端に接地陽極，中央に中空陰極を配置し，壁面は放電の観測のためガラス管で構成した。この構造により中心陰極が露出し直接冷却が可能となる。また両端の陽極はそれぞれ二重の円筒電極からなり，磁界と電界を局所的に印加することでマグネトロンイオン源として動作させることが可能である。

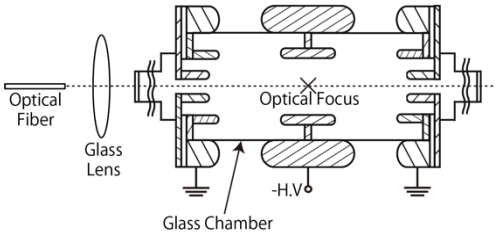


図１　円筒直線型 IECF 装置断面図

3. 分光測定による粒子エネルギー分布の分析

IECF 装置では静電界で加速されたイオンと中性背景ガス分子との荷電交換反応により高速の中性粒子が生成される。高速中性粒子が放射する光は粒子の速度に応じてドップラーシフトした波長をもつため，その発光スペクトルを観測することで核融合反応に寄与する高速粒子のエネルギー分布を推定できる。分光測定結果の一例を図２に示す。486.1 nm の中心波長を持つ Hβ スペクトルの両側に高速中性粒子による発光ピークがある。印加電圧が大きく背景ガス圧が低い条件下では粒子エネルギーの増大に伴う発光スペクトルの裾野の広がりが見られたが，粒子間の荷電交換反応や散乱が減ることで高速中性粒子の発光量は減少した。講演ではより詳細な分光測定結果とそこから推定される粒子のエネルギー分布について議論する。

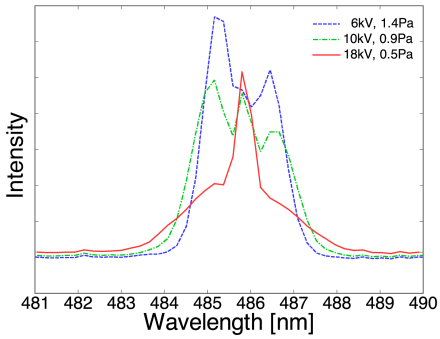


図２　中心軸方向から見た陰極内部の Hβ 線スペクトル

参考文献

[1] 吉川 潔ほか. “慣性静電閉じ込め核融合研究の現状”. J. Plasma Fusion Res. Vol.83, No.10, 2007, p.795-811

*Tomonobu Itagaki, Kohei Okutomo, Eiki Hotta, Jun Hasegawa, Kei Takakura, Toshiyuki Kohno

Tokyo Institute of Technology

照射済み低放射化バナジウム合金試料の誘導放射能測定による不純物分析

Impurity analysis of an irradiated low activation vanadium alloy specimen by radioactivity measurement

*田中 照也[1,2], 長坂 琢也[1,2], 室賀 健夫[1,2], 外山 健[3], 山崎 正徳[3]

[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]東北大学 金属材料研究所

15 年前に JMTR で照射され、衝撃試験済みのバナジウム合金試料に対して、不純物の放射化分析を試みている。^{60}Co からのγ線強度が大きく、Co 不純物濃度は化学分析値に近い 0.6wppm と解析された他、過去の分析で検出されていない不純物に起因する可能性もある複数のピークが観測されている。

キーワード：放射化分析，バナジウム合金，不純物，材料試験炉

1. 緒言 核融合炉用低放射化材料の開発研究において、材料中の不純物元素及び濃度の評価は、使用後数十年における再利用処理の可否や百年後以降の放射性廃棄物量を予測するために重要となる。これまでに低放射化バナジウム合金 NIFS-HEAT2 の不純物分析については、化学分析[1]、14MeV 中性子源を用いた放射化分析[2]が実施されている。本研究では、これら分析では測定下限値以下で検出できなかった、もしくは、分析対象としていなかった不純物元素の検出を目的として、材料試験炉 JMTR で照射済みの NIFS-HEAT2 試料の放射化分析を試みている。

2. 分析方法 JMTR において平成 14 年（運転サイクル 145-147）に照射された 1.5 x 1.5 x 20mm^3 の NIFS-HEAT2 試料（約 0.26 g）からのγ線エネルギースペクトルを高純度 Ge 検出器により測定した。観測されたγ線ピーク強度からの不純物の濃度解析は、誘導放射能計算コード FISPACT 2005 を用いた照射中の生成核種、及び、照射後の放射能減衰計算により行った。計算で必要となる中性子スペクトルについては、JMTR 照射ハンドブック（1994 年日本原子力研究所）記載のスペクトル形状を、中性子照射量報告書に報告されている本試料照射位置における高速中性子束（>1MeV）、及び、熱中性子束（<0.683eV）に一致するように調整して使用した。



図1. 放射化分析に用いた照射済みバナジウム合金NIFS-HEAT2試料

3. 結果 γ線エネルギースペクトル（図 2）には、^{60}Co からのピークが大きく現れた。^{60}Co の生成は Co 不純物に起因しており、ピーク強度測定結果からの解析により評価した Co の濃度は 0.6wppm であった。γ線測定時の試料設置位置や試料形状が測定精度に及ぼす影響を今後詳しく調べる必要があるが、過去の化学分析での評価値 0.7wppm[1]に近い結果が得られている。^{60}Co 以外に、過去の分析で検出されていない不純物に起因している可能性もあるピークを観測している。電界研磨により試料表面層を取り除いた後もこれらピーク強度には大きな変化は見られないことから、照射中の表面への付着物ではなく、試料中の不純物起因と考えられる。現在、放出核種および不純物元素同定のための解析を進めている。

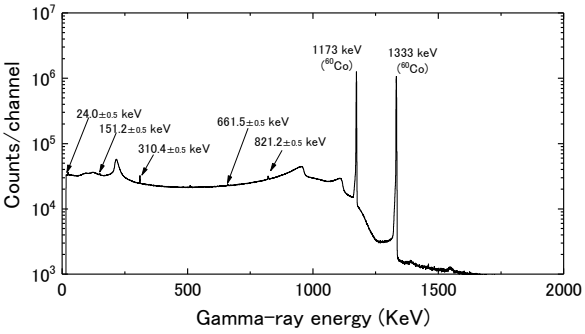


図2. 照射済みNIFS-HEAT2試料のγ線エネルギースペクトル

参考文献

[1] T. Muroga, T. Nagasaka et al., Journal of Nuclear Materials 307-311 (2002) 547-554.
[2] 田中照也 他、プラズマ・核融合学会 第 19 回 年会、28pB04、2002 年 11 月 27-30 日、愛知県犬山市.

*Teruya Tanaka[1,2], Takuya Nagasaka[1,2] , Takeo Muroga[1,2] , Takeshi Toyama[3] and Masanori Yamazaki[3]

[1]The Graduate University for Advanced Studies SOKENDAI, [2]National Institute for Fusion Science, [3] Institute for Materials Research, Tohoku University

水素化物－金属複合体からなる中性子遮蔽材の検討

Study on hydride-metal composite as a neutron shielding material

*牟田 浩明[1]，田中 照也[2]，鈴木 賢紀[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]

[1]大阪大学，[2]核融合科学研究所

高い水素密度をもち中性子遮蔽材として検討されている Ti もしくは Zr の水素化物について、W などの金属を複合させることで、その熱伝導性、機械的特性などの改善を試みた。

キーワード：水素化物、中性子遮蔽材、複合材料

1. 緒言

核融合炉や加速器における中性子工学分野において、コンパクトかつ安定性の高い中性子・ガンマ線遮蔽材が望まれている。中性子遮蔽材として高い水素密度をもち、かつ比較的軽量な水素化物がその候補となっているが、より高い水素保持能や強度の向上が望まれる。本研究では合金の水素化による相分離を利用して、水素保持能、熱伝導率、機械的強度を高め、また新たにガンマ線遮蔽能を付与した水素化物-金属の微細複合体からなる遮蔽材を形成できるのではないかと考えた。本発表では試験的に Ti-W 合金および Zr-W 合金の水素化を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験方法

Ti-W および Zr-W インゴットをアーク溶解装置にて溶解・混合した。作製したインゴットを高真空ジーベルツ装置にて活性化処理後、800℃-900℃で水素化した。導入水素量は水素化物相が δ 相となるよう、H/M = 1.6 (M=Ti, Zr)程度に調節した。得られた試料について XRD 測定および SEM/EDS 観察により相状態を評価し、昇温脱離法による水素放出温度の測定および熱伝導率等の物性評価を行った。

3. 結果

図 1・2 に作製した $Zr_{0.9}W_{0.1}$ 合金およびその水素化物の SEM 観察像を示す。黒色部が Zr/Zr 水素化物相であり、白色部が ZrW_2 相を示している。水素化物試料では粒の成長が見られるものの、合金形成時と同様の組織をとり、Zr 水素化物粒を取り囲むように ZrW_2 相が分布している。この ZrW_2 相のためか、水素放出後の試料にクラックなどは観察されなかった。物性および Ti-W の結果については当日報告する。

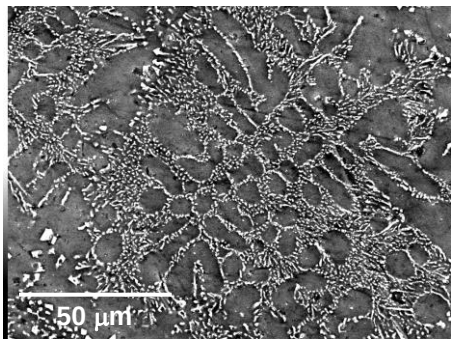


図 1　$Zr_{0.9}Nd_{0.1}$ の SEM 観察像

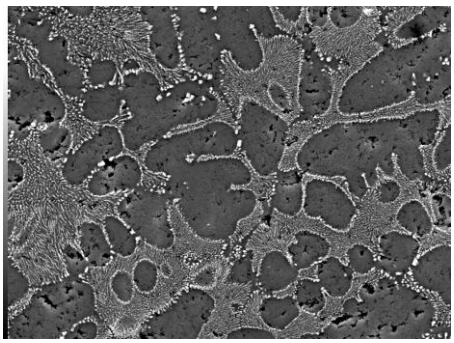
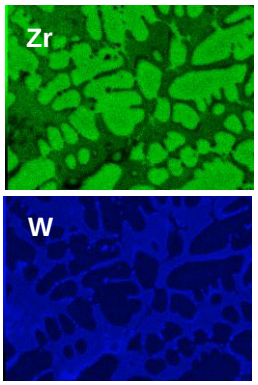


図 2　$Zr_{0.9}Nd_{0.1}$ 水素化物の SEM 観察像と元素分布



謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP17H03510 の助成を受けたものです。

*Hiroaki Muta[1], Teruya Tanaka[2], Masanori Suzuki[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1]

[1]Osaka University, [2]NIFS

イオンならびに電子線照射下における F82H 鋼中の微細析出物の照射下安定性

Instability of fine particles in F82H steel under electron and ion irradiation conditions

*叶野　翔[1]，楊　会龍[1]，申　晶潔[1]，趙　子寿[1]，John McGrady[1]，
濱口　大[2]，安堂　正巳[2]，谷川　博康[2]，阿部　弘亨[1]
[1]東京大学，[2]量子科学技術研究開発機構

HVEM を用いた in-situ TEM 観察ならびにイオン照射材の TEM 観察を通し、F82H 鋼中の微細析出物の不安定化挙動を系統的に評価し、その現象と機構について議論する。

キーワード: 低放射化フェライト/マルテンサイト鋼，照射効果，相安定性，超高圧電子顕微鏡，イオン照射

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼は核融合炉構造材料の第一候補材料であり、その中でも、F82H 鋼は照射硬化/脆化、高温特性等のデータベースが円熟した材料である。これまでに、本研究グループでは、当該材料の機械特性の要となる微細炭化物の照射下安定性に関する評価を進めており [1]、超高圧電子顕微鏡（HVEM）照射環境下において、MX ないし TaC は照射量の増加に伴い収縮し、一方で、$M_{23}C_6$ は照射温度に強く依存した不安定化挙動を示すことを明らかとした。このように、HVEM 照射下における炭化物の安定性評価は着実に進められつつあるが、カスケード損傷下における相安定性に関しては、未だ研究知見が乏しい。これらより、本研究では、照射下における炭化物の不安定化機構の精緻化を目的とし、F82H 鋼に対して、HVEM ならびにイオン加速器を用い、種々の照射場における炭化物不安定化を評価した。

供試材として F82H-BA07 ならびに F82H-BA12 鋼を使用した。これらの試料を大阪大学 H-3000 ならびに JAEA 高崎 3MV-タンデトロン加速器、東京大学 1.7MV-タンデトロン加速器を用い、673, 773 K において照射試験を実施した。なお、析出物の不安定化は、HVEM 照射では、その場観察実験ならびに照射後の高分解能 TEM 観察、イオン照射では、照射後の縦断面 TEM 観察ならびに STEM-EDS 分析によって評価した。

HVEM 照射では、673 K で約 4 dpa 照射した試料において $M_{23}C_6$ / 母相との界面部で中心部に比べ低コントラスト化し、尚且つ、結晶性の失った外縁部が形成した。一方で、イオン照射では、673K で約 25 dpa の試料においても、この外縁部の形成は認められなかった。これまでに、Jin らは [2]、薄膜形状片の P92 鋼に対し、室温下において 115 KV-Ar イオンを照射し、$M_{23}C_6$ と母相界面部がアモルファス化する現象を報告しており、HVEM 照射材の組織発達と類似した変化を示すことが分かっている。一般に、TEM 薄膜試験片においては、格子間原子は表面シンクで優先的に消滅し、空孔濃度が相対的に高い条件となる、と考えられている。結果、溶質原子の空孔型拡散が助長されることになり、炭化物/母相界面に流入した空孔が炭化物構成元素（Cr）の母相への溶出を促進し、炭化物外縁部での物質密度の低下に起因したコントラストが形成されたと理解される。

このように、HVEM 内電子照射とイオン照射では、主として点欠陥シンク強度の多寡に起因して $M_{23}C_6$ の不安定化挙動に差異が生じることが分かった。このことから、材料中のシンク強度に応じて照射組織形成が異なることが示唆される。

参考文献

[1] H. Abe, et.al., Mater. Trans.55 (2014) 423-427　　[2] S.X. Jin, et.al., Mater. Characterization, 62 (2011) 136-142.

---

*S. Kano[1], H. Yang[1], J. Shen[1], Z. Zhao[1], J. McGrady[1], D. Hamaguchi[1], M. Ando[1], H. Tanigawa[1], H. Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet/501-5 Fusion Neutronics/501-6 Fusion Reactor System, Design, Application

[1N07-12] Engineering and Design for Nuclear Fusion Heat-transfer Characteristic, Engineering Design)

Chair:Teruya Tanaka (NIFS)

Wed. Sep 13, 2017 4:20 PM - 6:00 PM Room N (N307 - N Block)

[1N07] Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Osaka Prefecture University)

4:20 PM - 4:35 PM

[1N08] Control of heat flux distribution in tungsten monoblocks on divertor plates

*Yasuyuki Itoh[1] (1. Fukui University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

[1N09] Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*Hideaki Yao[1], Ryuta Kasada[1], Tetuyuki Konishi[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Hiroyuki Noto[3], Yoshimitu Hishinuma[3], Takeo Muroga[3] (1. Kyoto University, 2. Hokkaido University, 3. National Institute of Fusion Science)

4:50 PM - 5:05 PM

[1N10] Present Status of JT-60SA Tokamak Assembly

*Fuminori OKano[1], Masaki Kei[1], Jun-ichi Yagyu[1], Yusuke Shibama[1], Shinji Sakurai[1], Masaya Hanada[1], Akira Sakasai[1], JT-60SA Team Team[1], Atsuro Hayakawa[2], Keiichi Sagawa[2] (1. QST, 2. Toshiba Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM

[1N11] Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Nippon Advanced Technology Co.,Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM

[1N12] Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery

*Okino Fumito[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Xe フラッシュ法による核融合炉第一壁材料の熱伝導特性評価

Evaluation of thermal diffusivity of first-wall materials for fusion reactor by Xe flash measurement

*笠田　竜太[1]，八尾　栄彰[1]，秋吉　優史[2]，小西　哲之[1]
[1]京都大学，[2]大阪府立大学

フラッシュ法によって得られる熱拡散率は、試料表面の黒化処理や用いる解析モデルの影響が懸念される。そこで本研究では、新たに導入した Xe フラッシュ型熱伝導測定装置を用いて、代表的な核融合炉材料単体やタングステン被覆材の熱伝導特性を系統的に評価することによって、特に熱拡散率への影響因子を明らかにするとともに基盤的データベースを取得することを目的とする。

キーワード：熱拡散率，フラッシュ法，核融合炉材料

１．序論

金属やセラミックスの熱拡散率や比熱の測定に用いられる（レーザーもしくはライト）フラッシュ法では、試料表面の黒化処理や用いる解析モデルによって得られる結果が異なることが懸念されている。そこで本研究では、タングステン被覆材や、それを構成する単相バルク材の熱伝導特性を系統的に評価することによって、特に熱拡散率への影響因子を明らかにするとともに基盤的データベースを取得することを目的とする。

２．実験方法

熱拡散率の測定には Xe フラッシュ型熱伝導測定装置 LFA 467 HyperFlash®（NETZSCH 社製）を用いた。測定は Ar フロー雰囲気において室温から 500℃までの範囲で行った。用いた材料は、F82H-IEA ヒート、タングステン、タングステン被覆 F82H、銅である。試験片の形状は、直径 10mm もしくは 6mm の円板状試料を用いた。解析モデルとしては Cape-Lehman モデルを用いた。

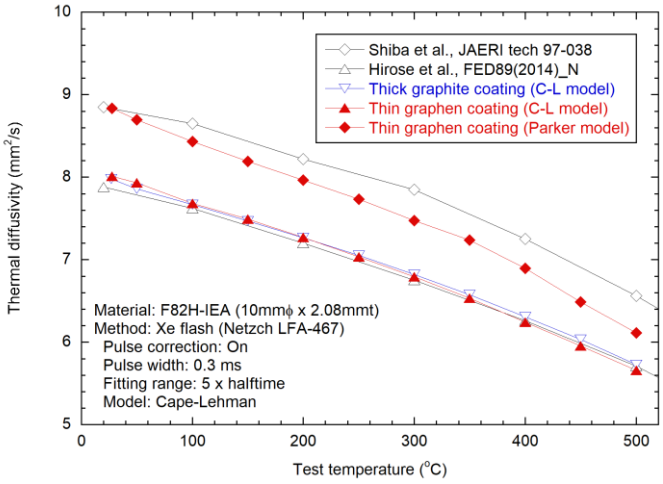


図１　F82H-IEA ヒート材の熱拡散率の温度依存性。

３．結果および考察

図１に、F82H-IEA ヒート材熱拡散率の測定結果を文献値と合わせて示す。表面黒化処理をグラファイトスプレーにより厚く行ったものと、グラフェンスプレーにより薄く行ったものでは、得られる熱拡散率の値に大きな違いは見られず、Hirose らの最近の結果とほぼ一致する結果が得られた。一方、熱損失を考慮しない古典的な Parker モデルを用いて今回の結果を解析すると、Shiba らの結果で示されたように熱拡散率が高めに評価されることが分かった。また、Cape-Lehman モデルを用いる場合においても、温度上昇曲線の最大値以降の熱損失の影響を受ける時間範囲を過大とすると、熱拡散率の導出結果が増加することが明らかとなった。熱拡散率の異なる他の材料における結果は当日報告する。

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[1], Masafumi Akiyoshi[2], Satoshi. Konishi[1]　[1]Kyoto Univ., [2]Oosaka Prefectural Univ.

ダイバータ板のタングステンモノブロック内熱流束分布制御

Control of Heat Flux distribution in Tungsten-Monoblocks on Divertor plate

*伊藤 保之
福井工大

磁力線に沿ってプラズマ粒子が流入するWモノブロック表面の形状を調整して表面熱流束を制御しつつ、冷却配管頂部に熱障壁層を導入することにより、モノブロックの除熱性能を改善する。

キーワード：ダイバータ，Wモノブロック，磁力線，熱流束，熱障壁層

1. 緒言

核融合炉のダイバータ板を覆うWモノブロックの表面を図1のように傾斜させ、磁力線に沿って流入するプラズマ粒子が角部(leading edge)に当たり損傷させることを避けようとすると[1]、その表面熱流束に非対称性が生じピーク温度が大幅に上昇する。そこでWモノブロック表面形状を調整して表面熱流束分布を修正することにより、この問題を回避できることを示す。また熱障壁層[2]の導入による伝熱面熱流束および冷却配管温度の低減化について熱解析による検討を行った。

2. Wモノブロック温度解析結果

図1に示す如くモノブロック表面の右端コーナをカットして表面熱流束分布（平均 10 MW/m^2）を対称化すれば、ピーク温度を 200℃程度低減できた。同様の考え方で1つのモノブロック内で傾斜された表面に複数個の周期的な「谷」を設ければ、高熱負荷領域が分離分割され冷却配管伝熱面の熱流束低減化に若干の効果のあることが判った。

次に冷却配管(CuCrZr)外面頂部付近に厚さ~0.1mm 程度の熱伝導度の小さいチタン合金薄板(Ti-6Al-4V, κ~10W/mK)を熱障壁層として挿入すると熱流束が分散され､そのピーク値が20%程度減少した(図2)。これにより必要冷却水流量を~35%低減できる。但し熱障壁層上部の緩衝材温度が上昇するため、モノブロック表面温度の低減は 120℃程度に止まる。冷却配管が低放射化フェライト鋼（F82H, 使用上限温度 550℃）の場合、熱障壁層にジルコニア(ZrO_2, κ~2.5W/mK)を採用すれば、Wモノブロックの許容表面熱流束を~7.5MW/m^{2}まで見通せる。

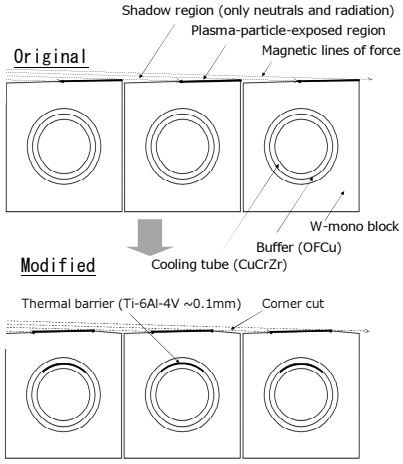


図1 Wモノブロック構成

3. 結論

Wモノブロックの表面形状修正および熱障壁層の設置により、モノブロック温度および伝熱面熱流束を大幅に低減できることが判った。

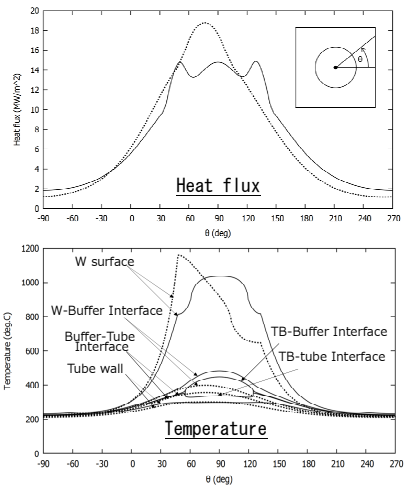


図2 冷却配管伝熱面熱流束および境界温度分布

参考文献

[1] R.A. Pitts, et. al., Nuclear Materials and Energy 0 0 0 (2017) 1–15

[2] J.H. You, et al., Nuclear Materials and Energy 9 (2016) 171–176

*Yasuyuki Itoh,
Fukui University of Technology

高エネルギー水冷ボールミルを用いた ODS-Cu の開発

Development of ODS-Cu using a water-cooled high energy ball mill

*八尾　栄彰[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]，大野　直子[2]，鵜飼　重治[2]，能登　裕之[3]
菱沼　良光[3]，室賀　健夫[3]
[1]京都大学，[2]北海道大学，[3]核融合科学研究所

本研究では、高エネルギー水冷ボールミル（Emax）を用いて、Ar（+ H_2）環境下での Cu 粉末と Y、Zr 系化合物の様々な組み合わせによって、酸化物分散強化（ODS）Cu 合金の MA 条件を探索し、焼結材の硬さや熱拡散率等の評価を行い、Y_2O_3 や Zr の影響について調べた。

キーワード：酸化物分散強化，ダイバータ，強度特性，熱伝導特性

１．序論　原型炉以降のダイバータのヒートシンク材料として、酸化物分散強化（ODS）Cu 合金の開発を進めている。しかし、Cu 粉末はその高い延性のためにメカニカルアロイング（MA）が困難な材料として知られている。そこで本研究は、高エネルギー水冷型ボールミル Emax を用いて、Ar（+ H_2）環境下での Cu 粉末と Y、Zr 系化合物・合金の様々な組み合わせによって、MA 条件を探索するとともに、焼結材の硬さや熱伝導特性等におよぼす Y_2O_3 や Zr の影響について調べた。

２．実験方法　純 Cu 粉末、Cu-1.0wt%Y_2O_3 混合粉末、Cu-3.0wt%CuO-0.8wt%YH_2-1.26wt%CuZr 混合粉末、Cu-1.5wt%CuO-0.4wt%YH_2-0.62wt%CuZr 混合粉末、Cu-0.5 wt%Y_2O_3-0.5 wt%ZrO_2 混合粉末を、それぞれ Ar もしくは Ar+H_2 雰囲気中 500rpm で Emax により 24 時間 MA 処理した。粉末の焼結は、ホットプレスを用いて Ar 雰囲気中 800℃にて行った。

３．結果および考察　Ar + H_2 環境下 MA 条件や、YH_2 を添加した混合粉末試料では、MA 中の粉末の凝集が促進されることが明らかとなった。これは、還元雰囲気によって Cu 粉末の酸素が除去され、Cu 粉末の延性が増加したためと考えられる。図 1 に、Ar 雰囲気中焼結材のビッカース硬さおよび熱拡散率の Y_2O_3 当量依存性として示す。Y_2O_3 添加による強化は 1wt% Y_2O_3 において発現することがわかる。熱拡散率については、Y_2O_3 当量には依存せず、Zr 添加によって低下する傾向を示した。これらのことから添加した Zr は Y との複合酸化物を作らず Cu 母相中に固溶し、強度向上に大きく寄与せず、また熱拡散率の低下を招いている可能性があることがわかった。

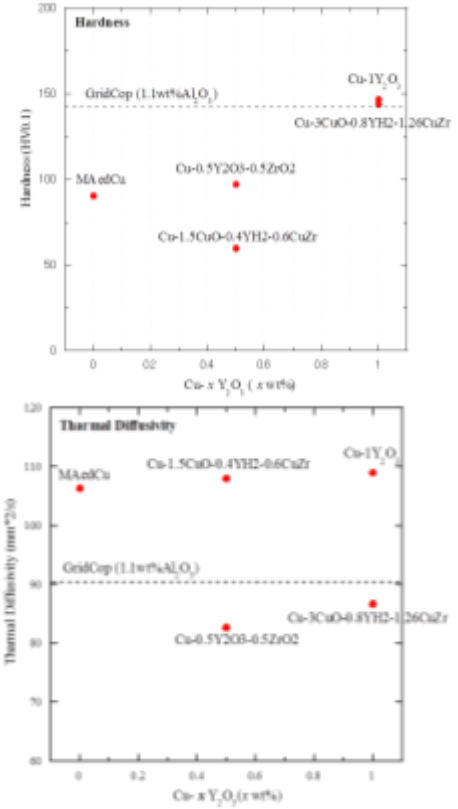


図１　ODS-Cu のビッカース硬さおよび熱拡散率の Y_2O_3 当量依存性

* Hideaki Yao[1], R. Kasada[1], S. Konishi[1], N. Oono[2], S. Ukai[2], H. Noto[3], Y. Hishinuma[3], T. Muroga[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ, [3]National Institute of Fusion Science

JT-60SA 組立の現状

Present status of JT-60SA Tokamak Assembly

*岡野文範[1]、正木　圭[1]、柳生純一[1]、芝間祐介[1]、櫻井真治[1]、花田磨砂也[1]、
逆井　章[1]、JT-60SA チーム[1]、早川敦郎[2]、佐川敬一[2]
[1]量研、[2]東芝

JT-60SA の本体装置組立の現状は、基礎架台であるクライオスタットベース上に真空容器 340°、真空容器熱遮蔽体 340°分の完成後、2017 年 1 月から、超伝導トロイダル磁場コイル(TFC)の組立を開始し、TFC18 体のうち半数の 9 体の組立てが終了した(2017 年 6 月末時点)。

キーワード：超伝導トカマク、JT-60SA、トロイダル磁場コイル

1. 緒言

量研機構那珂核融合研究所では日欧共同計画として、超伝導トカマク JT-60SA の建設を進めている。JT-60SA は、臨界プラズマ試験装置 JT-60 で得られた成果を基に、プラズマ形状の最適化・大型化を行うとともに、銅コイルから超伝導コイルに改修し、数億度の高温プラズマを長時間維持する高性能プラズマの実現を目指す(図 1)。これにより国際熱核融合実験炉の実験・運転手法の先導研究と原型炉のコンパクト化に向けた研究を行う。

JT-60SA 本体装置の組立は、これまでに真空容器 340°分、真空容器熱遮蔽体 340°分の組立が完了し、現在は、TFC の組立てを実施中で、今後、ポロイダル磁場コイル(平衡磁場コイル、センターソレノイドコイル)等のメインコンポーネントを順次組立て、2020 年の運転開始を目指している。

2. トロイダル磁場コイルの組立状況

JT-60SA 本体装置の組立は 2014 年夏から真空容器の組立を開始し、真空容器熱遮蔽体の組立てを経て 2017 年 1 月から TFC の組立てが始まり、現在 18 体のうち半数の 9 体の組立てが終了した状況にある(図 2)。JT-60SA の TFC は、プラズマを閉じ込めるための磁場を供給するコイルで、コイル形状は D 型で高さは 7.5 mである。TFC の導体は NbTi 素線を撚線した Cable-in-conduit 導体を採用している。TFC の組立ては、真空容器と真空容器熱遮蔽体 340°の 20°空間部から挿入し旋回クレーンで廻し込みながら所定の位置に組立てる。所定の位置で仮支持を用いて固定し、電流中心面、水平中心面が組立基準位置に合うように TFC の各測定点を計測し位置決めを行う。この計測には、レーザートラッカーを駆使して、絶対座標により定めた組立基準位置を目標に高精度(組立精度:±1 ㎜)で組立てを行う。隣接する TFC との接続は、トーラス中心側の上下のキー(IIS)と外側構造物(OIS)をボルト締結にて連結される。TFC の位置を決めた後の IIS のボルト締結後に TFC 重力支持脚(TFC-GS)と TFC を接続するが、この時点では TFC-GS に TFC の荷重を掛けてはいない。IIS と OIS のボルト締結は、ボルトの捩じれやナットと TFC 部材の摩擦の影響を回避するため、それぞれ、油圧レンチと油圧テンショナーを用いて、軸力を管理しながら行っている。特に IIS のボルト締結後は、超音波測定機を用いて軸力で得たボルトの伸びを計測し適正値であることを確認している。
TFC 組立では、各工程のボルト締結において TFC の位置ずれがないことを計測し確認しながら進めている。現在、18 体のうち半数の 9 体の組立てが完了している。

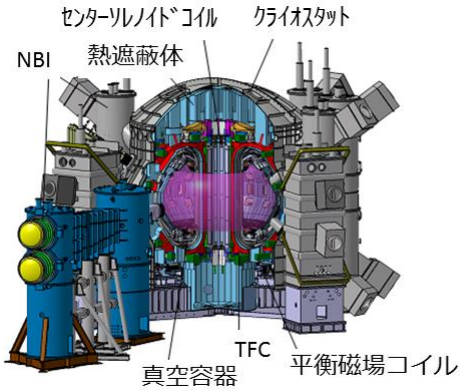


図 1　JT-60SA 装置の鳥瞰図

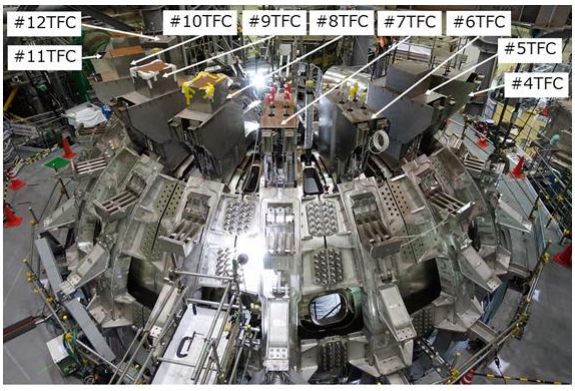


図 2　TFC の組立状況

*Fuminori Okano[1], Kei Masaki[1],Jun-ichi Yagyu[1],Yusuke Shibama[1],Shinji Sakurai[1],Masaya Hanada[1],
Akira Sakasai[1],JT-60SA Team[1],Atsuro Hayakawa[2],Keiichi Sagawa[2]
[1]QST, [2]Toshiba Corporation

テストブランケットモジュールシステムの保守領域における停止後線量の評価

Assessment of shut-down dose rate in maintenance area of TBM system

*権　暁星[1]，飯田　浩正[2]，谷川　尚[1]，廣瀬　貴規[1]，河村　繕範[1]

[1]量研機構，[2]日本アドバンストテクノロジー

本研究はテストブランケットモジュール(TBM)を設置する ITER の水平ポートを検討対象とした。放射線輸送計算コードの MCNP を用いて、保守領域(ポートインタースペース)の停止後線量率に対する TBM-set の遮蔽性能と水平ポートのギャップストリーミングの影響を明らかにした。

キーワード：放射線輸送計算コード、水平ポート、停止後線量

1. 背景及び目的

ITER のプラズマ運転後の保守・点検のために、固体増殖水冷却方式のテストブランケットモジュール(WCCB TBM)を設置する水平ポートに対して十分な遮蔽が要求される。本研究では、停止後線量率に寄与する要因を明らかにすることを目的とし、接続配管類の集合体を設置する保守領域の停止後線量率分布を評価した。

2. 解析モデルと解析手法

3 次元の CAD モデルを元に WCCB TBM と遮蔽体からなる TBM-set と TBM-set を挿入する Frame の MCNP モデルを作成し、ITER Global MCNP モデルの水平ポートに組み込んだ(図 1)。本モデルを対象とし、放射線輸送計算コードの MCNP を用いてポート内の中性子束と停止後線量率を評価した。ITER 運転のシナリオ（SA2）を考慮し、プラズマ停止後約 12 日後の停止後線量率を Direct 1 Step （D1S）法により計算した。

3. 結果及び考察

保守領域における停止後線量率を図 2 に示す。Tally①-③は当該空間の平均値、Line①-③はラジアル方向の分布であり図中には最大値を示す。停止後線量率は最大で 206 μSv/hr であり Closure plate 領域よりも、Pipe forest 領域のほうが高かった。これは、TBM-set の遮蔽能よりも、その周りから回り込んでくる中性子の影響が大きいことを示唆している。そこで MCNP の粒子追跡機能を用いてポート内のギャップからの中性子ストリーミングが停止後線量率に及ぼす影響を評価した結果、TBM フレームと水平ポート間のギャップの寄与が最も大きいことを明らかにした。

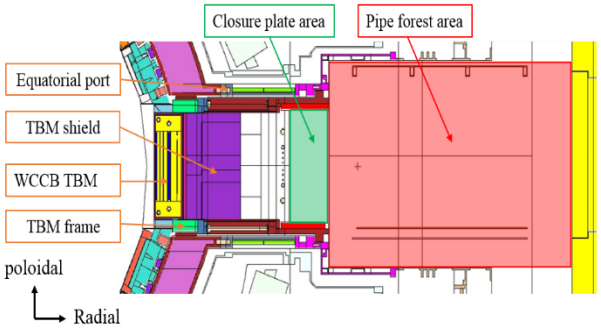


図 1 WCCB TBM set を装着した水平ポートの垂直断面

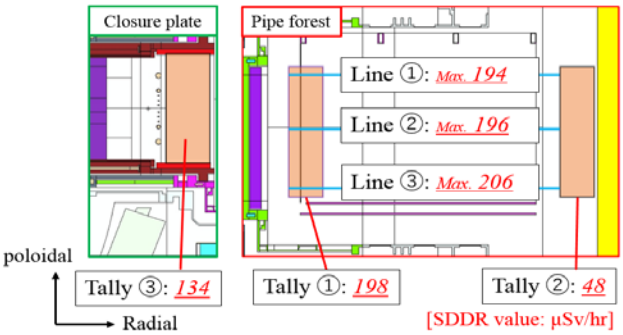


図 2 水平ポートの垂直断面と保守領域における停止後線量率

---

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], and Yoshinori Kawamura[1]

[1]QST, [2]NAT

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギーの非接触抽出－その３ 真空中に於ける液体金属の微細化

A Liquid metal atomization in vacuum for tritium and heat recovery

*興野　文人[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

核融合炉ブランケットにおいて液体リチウム鉛からトリチウムと熱エネルギーを同時回収するには液体金属の微細化が必須である。真空中での微細化を実験検証し理論と整合する結果が得られ同時回収が原理的に可能と判明した。

キーワード：熱回収、トリチウム回収、リチウム鉛、真空、微細液滴

1. 緒言

液体リチウム鉛からトリチウムと熱エネルギーを真空下で同時抽出する概念を２０１６年に報告し真空中での液滴微細化が根幹技術である事を指摘した。理論検討と大気中での水を用いた予備検証により真空下への適用可能性を示唆する結果が得られた為、試験装置を試作し液体金属を用いた検証を実施したので報告する。

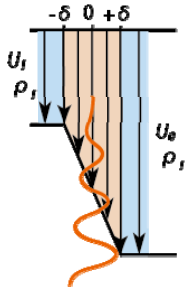


Fig. 1.　速度不連続面での不安定成長

2. 理論検討と検証

2-1. 液体金属の真空中における微細化理論

同一流体中に於いて速度不連続点には Rayleigh 不安定が成長するが、その波長は密度に依存しない(Fig. 1)。また進行流体に回転を付与すると不安定波の高周波成分が増幅される事が知られる[1]。これらの知見を真空中での液滴微細化に適応した。



Fig. 2. 液滴生成ﾉｽﾞﾙ

2-2. 実験装置と検証

Fig. 2 に示すスパイラルノズルにより液体金属に回転を与えノズル出口での圧力不連続を利用した微細化装置を試作した。試験流体は常温で流動性も持つ液体金属ガリンスタン(Ga68wt%, In22%, Sn10%)を使用した。表面張力が 0.5N/m と 400℃での PbLi と類似の液滴化挙動を示し室温での有意な検証が可能である。ノズル内流速は 3 m/s と 5 m/s、チャンバー内真空度は約 10^{-1} Pa、温度は 20℃。

2-3. 結果

Fig. 3 にガリンスタンによる真空中での平均液滴径（×印）を水による事前検証結果と共に示す。流速 3m/s と 5m/s で平均径 0.31mm と 0.23mm が得られ真空下に於いて理論予想された結果が得られた。

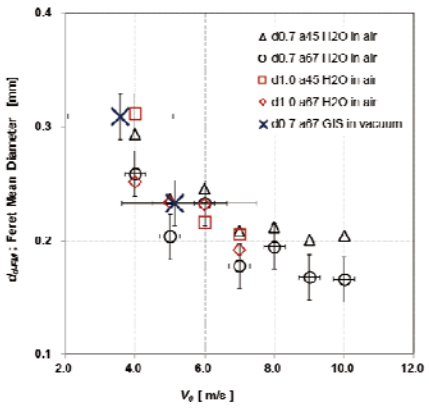


Fig. 3.　液滴径　観測値（平均径）

3. 結論

液体金属の真空中での微細化が実証され、熱とトリチウムの同時回収が可能である事が判明した。

参考文献

[1] S.P. Lin, Breakup of liquid sheets and jets, Ch. 7.9, Cambridge Univ. Press. (2003)

*Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[2] and Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Univ. Institute of Advanced Energy.

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O01-05] Communication

Chair:Ryuta Takashima (Tokyo Univ. of Sci.)

Wed. Sep 13, 2017 10:35 AM - 12:00 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O01] Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice

*Isshin Takenaka[1], Hiroshi Kimura[1], Noriko Kanzaki[1] (1. Public Outreach, NPO)

10:35 AM - 10:50 AM

[1O02] Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*Masayuki Takizawa[1], Seiich Koshizuka[2] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[1O03] Structurizing public understanding on nuclear energy

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM

[1O04] Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

*Tetsuo Sawada[1], Natsumi KImura[2], Chieko Nakayama[3], Atsushi Koori[4] (1. Tokyo Tech., 2. Tohoku Univ., 3. Kanagawa Univ. High School, 4. Iwaki High School)

11:20 AM - 11:35 AM

[1O05] Result of Radiation Education Class on Demand

*Hiroko Miyuki[1] (1. Kyoto University)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

エネルギーという枠組みにおける原子力の認知
（３）原子力対話の枠組みに関する考察

Perception of Nuclear Power in Terms of the Energy Choice
(3) Discussion about Dialogue Framework of Nuclear Energy

*竹中　一真[1]，木村　浩[1]，神崎　典子[1]
[1]NPO 法人パブリック・アウトリーチ

本研究では、原子力だけでなくエネルギーという枠組みで、参加者へ情報提供し、原子力を含む将来のエネルギー像について参加者間での合意形成を目指すワークショップを実施した。本稿では本ワークショップの枠組みが果たした役割と課題を整理し、原子力対話の枠組み設計に関する示唆を得る。

キーワード：エネルギー選択，原子力認知，ワークショップ，原子力対話

1. インタビュー設計と実施

全 7 回のワークショップ終了後、参加者 7 名に対しそれぞれ、1～1 時間半程度のインタビューを実施した。インタビューでは主に、将来のエネルギーについて、自分自身の意見形成と、他者との合意形成について質問した。自分自身の意見形成については、どのような情報や議論が基となり自身の意見が変遷していったのか、および、より明確な意見形成のためにはどのような情報や取り組みが足りなかったか、という点を質問した。他者との合意形成については、合意形成ができた点・できなかった点を挙げてもらい、それぞれについてなぜ合意形成がうまくできた・できなかったのか、という理由を質問した。

2. 本ワークショップが果たした役割と課題

本ワークショップというケーススタディから見えてきた、原子力対話の枠組みに求められる要素と今後改善すべき課題を、インタビュー分析を基にして整理した。

多くの原子力対話では原子力のみを議題として取り扱うが、本ワークショップではエネルギー全般について「3E＋S」という観点から情報提供を行った上で議論を行った。また、将来のエネルギー像を考える際に、原子力のみでなくエネルギーフロー全体を考えた。このようにエネルギー全般の中の原子力として議論することによって、原子力も他のエネルギーと同様の議論の俎上にのせることができた。また、原子力について議論するためには、このような十分な情報提供が必要だという声が多く聞かれた。加えて、エネルギーフローの中で、エネルギーの消費構造（需要側）を議論することによって、将来の自らの生活や社会の変化を想像し、エネルギーをより身近な問題として捉えることにもつながった。

一方、課題としては、将来のエネルギー像を考える上で、参加者にとってイメージが難しい分野の議論が曖昧になってしまい、その結果、各自の意見形成や参加者間での合意形成が難しくなっていた点が挙げられた。イメージが難しい分野とは、具体的には、「エネルギーの消費構造における産業部門でのエネルギー利用の現在、将来の変化の可能性」、「発電部門での技術革新や将来の変化の実現可能性、実現までにかかる時間、規模感」、「原子力の立地地域の人々の生活や意見、思い」、である。そのため、こういったイメージが難しい分野についても十分なコンテンツを準備することが求められる。

---

* Isshin TAKENAKA[1], Hiroshi KIMURA[1] and Noriko KANZAKI[1]
[1]Public Outreach, Non-profit.

ロードマップを活用したステークホルダーコミュニケーションの可能性

Feasibility of Stakeholder Communication by Using the Roadmap for LWR Safety

*滝沢 真之[1], 越塚 誠一[2]
[1]三菱総合研究所, [2]東京大学

軽水炉利用に係る広範な課題を網羅的にカバーしたロードマップにおいて、将来の目指す姿を描き、それに向かって取り組む関係者の取組み等を明確化することで、社会とのコミュニケーションや信頼醸成に結びつける取組みのあり方を検討した。

キーワード：ロードマップ，軽水炉安全, 目指す姿, 達成度評価, ステークホルダーコミュニケーション

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、軽水炉を安全に利用していく上での課題を抜け漏れの無いように網羅的に抽出し、それらの課題解決に向けた時間軸と主体者を明確に規定したロードマップを平成 26 年度に経済産業省の資金支援の下で策定した[1]。現在、『軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会』を活動拠点とし、最新動向や最新知見をロードマップに反映し、幅広い関係者が有効に活用し得るロードマップの定期的なローリングを実施している[2]。関係者の軽水炉安全に向けた真摯な取組みを見える化した当該ロードマップの活用を通じて、社会の信頼醸成や、社会が求める解決課題を理解し新たに取り込んでいくことが必要である。

2. 軽水炉安全の取組みに係る社会とのコミュニケーションの検討

2-1. 目指す姿に向けた取組みの共有

軽水炉安全技術・人材ロードマップでは、課題解決に向けた将来展望を 2020 年までの短期、2030 年までの中期、2050 年までの長期に分けて、解決すべき課題を規定すると共に、各期の終了時の目指す姿を描いている。現在、2020 年までに目指す姿と照らして、どの程度の進捗がなされているかを共有する。

2-2. 役割分担と優先度に即した取組みの共有

全ての解決すべき課題に対して、産官学の役割分担を明確化している。加えて、実効性のある成果が見出せる視点、および中長期的な安全基盤の維持・将来世代ニーズに資する視点から、各課題の重要度を評価し、着手の優先度を明確化している。これら役割分担および優先度と照らしての取組み状況を共有する。

2-3. 有効なコミュニケーションの方法

特に事故やトラブル時のリスクを負う立地地域周辺の自治体との情報共有は重要である。一般の方々には理解が難しい技術課題については、立地地域自治体が独自に設置している有識者会議の専門家へロードマップを通じての取組み状況を丁寧に説明し、有識者会議での評価や見解を自治体へ還元して頂く。

3. 結論

ここでの検討内容を継続的に実践し、その有効性を検証していく必要がある。

参考文献

[1] 安全対策高度化技術検討特別専門委員会_平成 26 年度報告書
[2] 軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会_平成 28 年度報告書

---

*Masayuki Takizawa[1], Seiichi Koshizuka[2]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc, [2]The University of Tokyo

構造モデル化手法を用いた原子力利用の是非に関する議論の全体像把握

Structurizing public understanding on nuclear energy

*村吉 範彦[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学大学院

新聞記事を分析することで，原子力利用の是非に関する議論を，グラフ理論を用いて構造モデル化した．構造モデルは，政治，経済，環境などの 19 個の要因で構成されており，要因間は因果関係で結ばれている．また要因の因果関係から，国，電気事業者，国民に関する論点を解釈することが出来る．要因の階層性を分析した結果，「信頼」が国民の理解の根底にあることが示された．

キーワード：リスクコミュニケーション，構造モデル化手法，合意形成

1. 緒言

原子力利用の是非には社会的な合意形成が求められる．しかし，原子力利用の是非は，政治，経済，社会問題など，多様な論点が関係しており，また，国民や原子力関係者，国などのステークホルダーの観点も含まれていることから，まとまった合意形成を図ることは容易ではない．原子力利用の是非は，こうした多様な論点を総合的に加味した上で，合理的な判断のもとに行われることが望ましい．しかし，多様な論点と，複数の当事者の観点が複雑に絡み合っていては，是非を判断するために重要な観点を見出すことや，議論の展開を考えることが困難である．原子力利用の是非に関する複雑な議論を整理し，その全体像を把握することは，原子力関係者が的確な情報提供を考える上で，また国民が情報を把握し理解する上で重要であると考える．

そこで本研究では，原子力利用の是非についてどのような議論が行われているかを把握するため，原子力利用に関する論点を調査し，さらに構造モデル化手法を用いて，その全体像を分析した．

2. 研究方法

原子力利用の是非に関する論点の抽出には，大手新聞社の報道内容を参考とした．論点を分析することで，原子力利用の是非に関わるキーワード（要因）を導出し，それらがどのような関係性を持つことで是非の議論を形成しているのかを評価する．評価結果に基づいて，要因全体の相互関係を構造モデルとして視覚的に表現する．要因間の関係性の評価および構造モデル化については，構造モデル化手法である ISM 法を用いた．

3. 結論

分析によって得られた構造モデルを図 1 に示す．原子力利用の是非の議論は，概略的には国・自治体要因→電気事業者要因→国民への影響要因へと展開されていることがわかる．また，様々な要因からの帰結として「国民の信頼」が位置しており，是非を判断するための根底として国民からの「信頼」が重要であることが考えられる．その他，要因間の関係性を見ることで，原子力利用の是非にどのような観点が関わっているかを解釈することが可能である．具体的な内容については発表にて報告する．

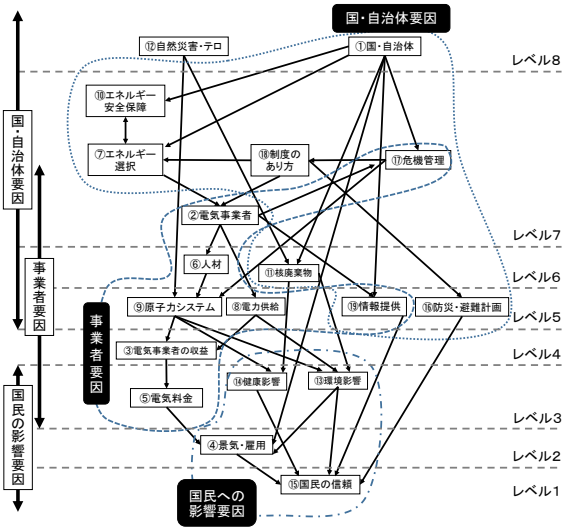


図 1　原子力利用に関する論理展開の階層構造化

参考文献

[1] 原子力安全委員会 HP（最終閲覧日：2017/6/6）
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/simin/sankon/siryo/sankon05/siryo1_2.htm

*Norihiko Murayoshi[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

福島浜通りと首都圏の中高生による参加型対話の課題と成果
(4) 甲状腺検査を巡る中高生による「白熱教室２０１７」−いわき対話の課題と成果−

Agendas and Issues of Participatory Dialogues by Junior-High and High School Students from Fukushim Hama-doori and Capital Area

(4) "Exciting Class 2017" by Junior- and High Students on Thyroid Screening Test - Issues and Results of IWAKI Dialogues -

*澤田　哲生[1]，中山　知恵子[2]，木村　菜摘[3]，桑折　淳[4]
[1]東工大，[2]神大附属中高，[3]東北大，[4]磐城高校

２０１６年１２月に東京で実施した白熱教室２０１６の結果を受けて、２０１７年４月末にいわき市内において、いわき市と首都圏の高校生約２０名が１泊２日の日程で対話を繰り広げた。その結果、１）専門家に聞きたいこと（１２項目）、２）皆で話し合ってみたいこと（４項目）、意見（４項目）がまとめられた。
キーワード：白熱教室，甲状腺検査，中高生，参加型対話，Socio-scientific Issues(SSI)，放射線教育

1. 緒言

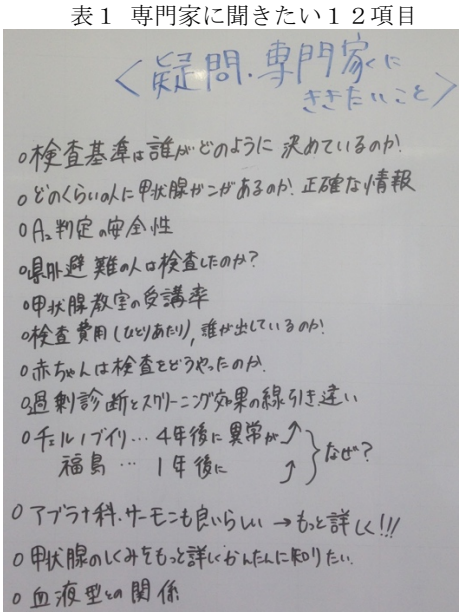
原子力や放射線に関わる権威(authority)の構築を旨として、福島県全域の子供を対象に実施されている甲状腺検査に関して参加型対話の場である『白熱教室２０１６』を２０１６年１２月に東京で創出した。その際の参加中高生の発意を受けて、対話の深化を目指すべく〝『白熱教室２０１７』いわきダイアローグ〟を磐城高校で実施した。

2. 課題、方法論、成果

2-1. 課題―目標と目的

Socio-Scientific Issue(SSI)の４指標（科学的知識を待った市民の養成、社会的責任の内省的な育成、弛まぬ思索と論理的議論、批判的思考の発揮）のもとに、対話力を高め協働の萌芽が生まれることを目標とした。いわきダイアローグでは対話を通じて公共性のある論点を見える化し、アドボカシー(公共政策の形成促進)に繋げることを目的とした。

表１　専門家に聞きたい１２項目



2-2. 場のデザインまたは方法論

『白熱教室２０１６』[1,2,3]に準じ、車座対話と自発的ファシリテーションを方法論の要諦とした。女子高校生２名が主なファシリテータとなり、２日にわたって３セッションの対話を行った。

2-3. 成果

２日間の対話により、表１に示す１２項目の疑問がまとめられた。この他に、皆で話し合ってみたいこととして、１)A1，A2 を分ける必要性、２）甲状腺定食〜その展開、３）出前授業の普及方法、４）受診率低下の防止策、また意見として、ｉ）世界基準を設けるべき、ii）甲状腺検査を健康診断に入れるべき、iii）他地域での実施、iv）他地域とのデータ比較が挙げられた。なお、２）には協働への萌芽が見られた。

3. 結言

高校生らが対話の中での情報共有と内省的思考に基づいて、知りたいこと(専門知識)、皆で話し合いたいこと、そして意見をまとめた。次はいよいよ専門知識の提供のフェーズに入っていくことになる。

参考文献　[1]〜[3] 日本原子力学会２０１７春の年会予稿集、2C13〜2C15

*Tetsuo Sawada[1], Chieko Nakayama[2], Natsumi Kimura[3] and Atsushi Koori[4]
[1]Tokyo Tech., [2]Kanagawa Univ. High, [3]Tohoku Univ., [4]Iwaki High School

放射線出前授業実践報告
学習者の放射線に対する意識変化---7 年間の推移

Result of Radiation Education Class on Demand

Learners' Perceived Changes on Nuclear Radiation --- Ransition in these Seven Years

*幸　浩子

京都大学大学院エネルギー科学研究科

Through practice teaching Energy Environmental Education and Radiation from July 2010 to July 2017, author tried to analyze how ransition occurred to the learners' perceived changes on nuclear radiation in the past seven years. Not only is the spread of information by the mass media but "education" also a factor of the ransition.

Keywords: Radiation Education, Teacher Training, Compulsory Education, Energy Environmental Education, Active Learning, Me-You Cafe

１．緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故（原発事故）の後，日本の電源別発電電力量構成比は大きく変化した．2010 年に 29%・62%の原子力・火力は、2014 年には原子力 0%、火力 93%であった．原発事故を起因とする不安や放射性廃棄物処分問題など，多くの国民にとって「放射能≒原発≒危険」であり，国民は放射線に対して不安に思っている（村井 2013）．2010 年より継続して実施しているエネルギー環境教育出前授業の，2010 年 7 月から 2017 年 7 月に実施されたエネルギー環境教育・放射線出前授業の実践結果から，学習者の放射線に対する意識変化が時の経過につれてどのように変化したか, 7 年間の変遷を通して分析を試みた.

２．授業実践

実施校は福島県を含む 11 都道府県に散在する. 授業を受けた累積人数はおよそ 6500 名で各年の内訳を表 1 に示す．授業設計は能動型学習を重視し，全学年共通の学習目標は，放射線について知ることである．授業方法は，クイズ形式の座学と、発表者が独自に開発した討議方法「みゆカフェ」を取り入れた.

表 1　年度別年齢別出前授業参加者数

FY; from April to March. 2017; from April to July

FY	2010	2011	2012	2013	2014	2015	*2016	*2017	total
Schools visited	1	25	13	8	21	13	6	1	88
grade	number of participants								
1st			10	5	22	24	49		110
2nd			10	4	22	24	45		105
3rd		5	11	5	26	34	111		192
4th	78	193	34	66	47	115	107		640
5th		317	229	117	45	71	42		821
6th		1323	455	320	587	242	126		3053
J.H.		128	130	96	240	160	387		1141
H					29	32			61
Teachers PTA			60		50	107	74	15	306
Univ.					27		20		47
Total	78	1966	939	613	1095	809	961	15	6476

３．結果・考察

出前授業前後の参加者の放射線に対する印象の変容として，放射線に対し印象が「良くなった」と回答した参加者と「悪くなった」と回答した参加者が共存し，前者の数は後者をやや上回る. 授業前の印象は経年変化として, 2010 年から 2011 年に大きな変化が確認され，2011 年から 2015 年にかけても変化が見られた．2016 年後期以降，放射線に対する印象の有意な変化は確認できなかった．放射線教育の出前授業は，児童･生徒が放射線について学ぶに留まらず，教師も放射線について学び，能動型学習は両者の考えを広げ深めることができたと示唆される（幸 2015）．また，意識変化の推移にはマスメディアによる情報の拡散だけでなく，「教育」が関わっていると推察された.

４．結言

我が国の原子力発電所が再稼働あるいは廃炉されていく中で，放射線について正しく理解していることは重要である．様々な情報に翻弄されない知識を得る為には放射線教育は重要であり，出前授業はその手段の一つと言える. 放射線に対する印象の変化が落ち着いてきた今こそ, 積極的に放射線教育をすべきではないか.

参考文献

[1] 村井 健志「放射線教育の現状と放射線に関する意識調査」INSS JOURNAL Vol. 20 2013 SR-3

[2] 幸浩子「福島の復興に向けた放射線教育の試み―小中学校の児童生徒を対象として」福島の復興に向けての放射線対策に関するこれからの課題シンポジウム報告書，pp. 73-78，2015

Hiroko Miyuki : Graduate School of Energy Science, Kyoto University

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O06-09] Public Opinion Survey

Chair:Sin-Ya Hohara (Kindai Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O06] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (11)

*Atsuko Kitada[1] （1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated）

2:45 PM - 3:00 PM

[1O07] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5], Kawakami Kazuhisa[6] （1. The Univ. of Tokyo, 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. Tokyo Uni. of Sci., 5. PONPO, 6. IUHW）

3:00 PM - 3:15 PM

[1O08] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Ryuta Takashima[3], Kazuhisa Kawakami[4], Masayuki Tomiyama[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6], Makoto Funakoshi[6] （1. PONPO, 2. The Univ. of Tokyo, 3. Tokyo Uni. of Sci., 4. IUHW, 5. Okachimachi-Taito J.H.S., 6. JAERO）

3:15 PM - 3:30 PM

[1O09] Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kawakami Kazuhisa[5], Takeshi Iimoto[6] （1. Tokyo Uni. of Sci., 2. JAERO, 3. Okachimachi-Taito J.H.S., 4. PONPO, 5. IUHW, 6. The Univ. of Tokyo）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

継続調査による原子力発電に対する世論の測定(11)
ー2016 年 10 月の調査結果ー

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (11)

The results of a survey conducted in October, 2016

*北田淳子

(株)原子力安全システム研究所

1993 年以来、原子力発電に関する世論の継続調査を実施している。2016 年 10 月の最新の調査結果をふまえ、福島第一原子力発電所事故後の変化の推移と、2015 年に政府が策定した「2030 年の電源構成」の評価、再稼動についての司法判断の受け止め方などを報告する。

キーワード：原子力発電、継続調査、世論、再稼動、司法判断

1. はじめに

これまでに、2014 年調査までの結果として、以下の内容を報告している。①福島事故後に原子力発電への世論は「現状維持」から「減らす」に大きく変化した。②電源選択基準が大事故リスク重視に変化し、利用否定が 30 ポイント増えた。ただし、利用容認は 5 割を超えている。③原子力事故への不安感が大きく高まったが、時間経過に伴い低下傾向。④原子力発電所の長期停止に伴い、電気料金の上昇や CO_2 排出量増加などの支障は意識されず、原子力発電の効用についての評価が低下傾向。⑤再稼動については、明確な反対が多数ではなく、「どちらともいえない」という態度保留が多い。

その後の動きとして、「2030 年の原子力 20～22%」が示された。2015 年夏に川内 1・2 号機が、2016 年夏に伊方 3 号機が再稼動したが、大部分は停止が続いている。高浜 3 号機は、2016 年 1 月に再稼動したが、3 月に再び仮処分が出されて運転を停止した。関西では、2015 年に 8.36%の電気料金再値上げがあり、FIT 賦課金は、2014 年度の標準家庭月額 225 円から 2016 年度は約 3 倍になった。

2. 調査概要

関西地区の 18 歳以上 79 歳以下男女を対象にランダムルート法（現地積上法）で抽出し、訪問留置き法で実施した。2015 年 10 月に 1022 人、2016 年 10 月に 1008 人から回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 意識の動向:　原子力発電利用態度は、「利用するのがよい」が 8%、「利用やむをえない」が 48%、「他の発電に頼る」が 30%、「利用すべきでない」が 14%で、2014 年からほぼ変化がなかった。安全に関する認識にも変化がなく、原子力事故への不安感は下げ止まっていた。事故から 5 年を経過し関心の低下に伴い、意識が固定化していると考えられる。一部が再稼動したが、賛成は増えていなかった。選択肢の表現を変えると、「運転を再開してよいか再開すべきでないか考えると判断に迷う」が 5 割であった。再生可能エネルギーへの期待は、若干低下しているが、依然高かった。再エネのために許容する値上げ幅は 1 割程度と大きくない一方、FIT の負担が重くても「どんどん導入する」が 3 割、「望まない」が 2 割、判断保留が 5 割で、いずれも変化はなかった。現状に対して特に負担感はないことがうかがえる。

(2) 2030 年の電源構成の評価:　「2030 年の原子力 20～22%」については、「多すぎる」が 41%、「適切」が 52%、「少なすぎる」が 6%であった。「原発ゼロがよい」という規範には反対しない一方で、現実的判断が容認されていると考えられる。

(3) 司法判断と決定手続き:　原子力発電所の安全性や運転の可否を裁判官が適切に「判断できる」が 11%、「判断できない」が 37%であった。原子力発電の利用が、安全審査の結果や政府のエネルギー政策とは別に、司法判断にゆだねられることを「望ましい」が 14%、「望ましくない」が 32%であった。いずれにも判断保留が多いが、司法判断によって原子力発電を止めることは支持されていないといえる。

原子力発電の今後についての最適な決定方法としては、政府委任が 45%、参加型（国民投票、または市民参加の国民討議）が 39%で、国会や司法判断を大きく上回った。原子力発電利用肯定層では政府委任が、利用否定層では参加型が多かった。国民討議を選好する層でも自らの参加には消極的であった。

参考文献

北田淳子 (2013) 継続調査でみる原子力発電に対する世論ー過去30年と福島第一原子力発電所事故後の変化. 日本原子力学会和文論文誌, 12 (3), 177-196.
北田淳子 (2014) 人々の電源選択に関する意識の現状ー福島第一原子力発電所事故から２年半後ー. INSS JOURNAL, 21, p24-40.
北田淳子 (2015) 再稼働への賛否と原子力発電についての認識ー 2014 年の INSS 継続調査から. INSS JOURNAL, 22, 27-46.

*Atsuko Kitada

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（1）2016 年度調査と経年変化分析の結果

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy（2006-2016）
（1）Survey Result in 2016 and Analysis of secular changes of Awareness Concerning

*飯本武志[1]，坂井識顕[2]，河崎由美子[2]，船越誠[2]，富山雅之[3]，高嶋隆太[4]，
木村浩[5]，川上和久[6]
[1]東京大学，[2]日本原子力文化財団，[3]台東区立御徒町台東中学校，[4]東京理科大学，
[5]PONPO，[6]国際医療福祉大学

本調査は、2006 年度から実施し、2016 年度の調査で 10 回目となる。調査結果より 2011 年の福島第一原子力発電所事故が原子力に関する世論に対して、多大な影響を与えたことが明らかとなっている。2011 年の事故後、原子力に対して否定的な項目の割合が増加したが、2016 年度までその傾向が維持されている。

キーワード：世論調査、原子力利用、経年変化

1. 諸言

本調査は、原子力に関する世論の動向や情報の受け手の意識を正確に把握し、情報の受け手が求めている情報を伝えるための知見を得て、ステークホルダーが活用できる発信方法を検討することを目的とする。

2. 調査手法

調査対象：全国 15～79 歳男女個人（1200 人）、サンプリング：住宅地図データベースから世帯を抽出し個人を割当、標本数の配分：200 地点を地域・市郡規模別の各層に比例配分、手法：個別訪問留置調査

3. 結果・考察

【原子力のイメージ】「危険」（67.3%）、「不安」（58.8%）、「複雑」（32.8%）、「信頼できない」（26.8%）という否定的なイメージ、「役に立つ」（18.7%）という肯定的なイメージに傾いている。「必要」（18.0%）と「不必要」（12.4%）は意見が分かれている。事故後、「信頼できない」と「不安」が増加、「必要」が減少。

【今後の原子力発電の利用に対する考え】最も多い意見は、「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」（45.2%）。次いで、「原子力発電は即時、廃止すべきだ」（16.9%）。一方で、原子力発電維持の意見は 10%程度で「わからない」は 23.7%。2014 年度から 2016 年度で回答の傾向に変化はない。

【日頃の情報源】「テレビニュース（81.8%）」、「新聞（54.0%）」、「テレビ情報番組（38.7%）」、「インターネット上のニュースサイト（16.9%）」が回答の上位項目。マスメディアから原子力関連の情報を得ている。

【情報発信者への信頼】「専門家」（55.1%）が突出して高い。2013～2016 年度の回答の傾向は変わらない。

4. 結言

全体的な回答の傾向として、事故後の回答の傾向が 2016 年度まで維持されている。今後、求められる取り組みとして、他の年代と比べ、原子力発電の利用に関して「わからない」と回答する割合の高い「10 代・女性 20～40 代」に対して、「専門家」から原子力に関する情報を発信する機会をつくることが重要である。

本調査は、（一財）日本原子力文化財団が（一財）電力中央研究所より委託を受け、有識者で構成された委員会で議論した結果を取りまとめている。2017 年度も継続的に調査を実施し、経年変化の分析を行う。詳細な結果はホームページ上で公開されている。http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

---

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Hiroshi Kimura[5] and Kazuhisa Kawakami[6]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]JAERO, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]Tokyo Uni. of Sci., [5]PONPO, [6]IUHW

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（2）クロス集計の結果と考察

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)
(2) Understanding the Survey Results Using Cross Tabulation

*木村　浩[1]，飯本武志[2]，富山雅之[3]，高嶋隆太[4]，川上和久[5]，
坂井識顕[6]，河崎由美子[6]，船越　誠[6]
[1] PONPO，[2]東京大学，[3]御徒町台東中学校，[4]東京理科大学，[5]国際医療福祉大学，
[6]日本原子力文化財団

本報告では、原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）における一部の項目について、「エネルギー・原子力に関する情報保有量」および「社会へのコミットメント意識の程度」によるクロス集計結果を示し、原子力に対する意見の分布や、エネルギー・原子力に関する情報獲得行動等について考察を行う。

キーワード：世論調査，クロス集計，情報獲得.

本調査では、いくつかの指標を用意して、クロス集計によって詳しく分析を行っている。本報告では、エネルギーや原子力に関する情報をどの程度知っているかを測定する「エネルギー・原子力に関する情報保有量（単に、情報保有量）」、ボランティアなど社会への貢献活動に対する意識を測定する「社会へのコミットメント意識の程度（単に、社会意識）」によるクロス集計結果を示す。

紙面の制限により、本稿では「エネルギーや原子力に関する情報獲得行動」について、「社会意識」とのクロス集計の結果からわかることを示すに留める。下表に、エネルギーや原子力に関する各種イベントに参加したいかどうかについてのクロス集計結果を示した。これを見ると、全体として 6 割もの回答者は、これらのイベントには参加したくないと表明しており、社会意識が低いほどそのポイントは高くなる。一方、社会意識が高くなるにつれて、施設見学会、勉強会への参加意欲が向上し、社会意識のもっとも高い層では、講演会のような自分の意見を表明する機会への参加意欲が現れることがわかる。

(%)

	N	施設見学会	勉強会	工作教室	実験教室	趣味講座	講演会少人数双方向	講演会大規模	コンクール	バーチャル見学会	インターネット講演会視聴	インターネットパンフレット	インターネット解説資料	インターネット映像資料	その他	なし
全体	1200	18.3	14.3	2.5	7.8	2.1	6.4	7.3	0.3	3.2	3.8	3.2	3.3	6.4	0.4	60.6
社会意識高	134	30.6	32.8	3.0	15.7	3.7	20.1	20.9	2.2	4.5	6.7	6.7	6.0	12.7	1.5	31.3
社会意識中	561	23.5	16.8	3.4	10.3	3.2	7.1	9.1	0.2	4.1	4.8	3.7	4.1	7.7	0.2	50.4
社会意識低	349	10.0	7.2	1.4	2.9	0.3	2.3	1.7	-	2.3	2.3	1.7	1.7	4.6	0.6	76.5
社会意識無	156	7.7	5.1	1.3	2.6	0.6	1.3	1.9	-	0.6	1.3	1.3	1.3	0.6	-	86.5

10%～20%　20%～50%　50%～

参考文献

[1]JAERO(2017), 2016 年度原子力利用に関する世論調査, http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

*Hiroshi Kimura[1], Takeshi Iimoto[2], Masayuki Tomiyama[3], Ryuta Takashima[4], Kazuhisa Kawakami[5], Noriaki Sakai[6], Yumiko Kawasaki[6] and Makoto Funakoshi[6]

[1]PONPO, [2]The Univ. of Tokyo, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]Tokyo Uni. of Sci., [5]IUHW, [6]JAERO

原子力利用に関する世論調査（2006～2016 年度）
（3）調査結果に対する統計分析

Results of the Public Opinion Surveys about Nuclear Energy (2006-2016)

(3) A Statistical Analysis of Survey Results

*高嶋 隆太[1]，永田 彰平[1]，坂井 識顕[2]，河崎 由美子[2]，船越 誠[2]，富山 雅之[3]，木村 浩[4]，
川上 和久[5]，飯本 武志[6]，
[1]東京理科大学，[2]日本原子力文化財団，[3]台東区立御徒町台東中学校，[4]PONPO，
[5]国際医療福祉大学，[6]東京大学

本研究では，世論調査の結果に対し，国民の原子力に対するイメージについて因子分析及びその経年変化についての分析，コレスポンデンス分析を行った．その結果，国民は平時において，リスクよりもベネフィットに興味を持つこと，特に，男性はベネフィットへの関心が強い一方，女性は情報や技術の信頼性について関心が強いこと，さらには，性別関係なく高齢者層がリスクへの関心が強いことが明らかとなった．

キーワード：因子分析，コレスポンデンス分析，社会性，リスク認知，ベネフィット認知

1. 緒言

日本原子力文化財団では，2006 年度以降，毎年 1,200 人を対象に原子力利用に対する世論調査を実施してきた．本研究では，本世論調査に対して，選択式の設問には因子分析，自由記述の設問にはテキストマイニング後，コレスポンデンス分析をそれぞれ行うことにより，調査結果の経年変化，特に，東日本大震災時の福島第一原子力発電所事故の影響による国民の意識の変化について明らかにすることを目的とする．

2. 分析手法

2006 年度から 2016 年度までの各設問の回答に対し，因子の抽出法に最尤法，回転方法に斜交回転（プロマックス回転）を用いて因子分析を行った．また，自由記述に関しては，テキストマイニングを行いクラスター分析で語を分類した後にコレスポンデンス分析を用いて性別や年齢など属性ごとの特性を分析した．

3. 結果と考察

因子分析の結果，国民の原子力に対するイメージは，「ポジティブイメージ」，「ネガティブイメージ」，「ベネフィット認知」，「リスク認知」など 6 つの因子，社会性については 4 つの因子に分類されることが判明した．その経年変化については，国民は事故直後，リスクに興味を持つ一方，平時はリスクよりもベネフィットに興味を持つことがわかった．自由記述のコレスポンデンス分析の結果からは，男性がベネフィット，高年齢層がリスクに関心が高く，女性は情報や技術に対する信頼性に強い関心を持つことが示された．

4. 結言

本研究において，国民は原子力に対して 6 つの因子を持ち，社会性に対しては 4 つの因子を持つことが明らかとなった．その因子の経年変化においては，福島第一原子力発電所事故前後のそれぞれの年度の結果により，リスク認知やベネフィット認知への意識の変化が観察された．また，自由記述の結果に対する分析においては，男女間，年齢別のそれぞれの違いについて明らかとなった．今後は，自由記述も含めた各設問と本研究の結果に相関分析，重回帰分析を行うことで，国民の意識の傾向を分析する予定である．

---

*Ryuta Takashima[1], Shohei Nagata[1], Noriaki Sakai[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Masayuki Tomiyama[3], Hiroshi Kimura[4], Kazuhisa Kawakami[5] and Takaeshi Iimoto[6]

[1]Tokyo Univ. of Sci., [2]JAERO, [3]Okachimachi-Taito J.H.S., [4]PONPO, [5]IUHW and [6]The Univ. of Tokyo

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O10-14] Nuclear energy and law, politics, safety culture

Chair:Tetsuo Sawada (Tokyo Tech.)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O10] Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard Update

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] （1. Kindai Univ. Atomic Energy Research Institute）

3:50 PM - 4:05 PM

[1O11] Study on Engineering Roles for Judicial Discussion on Nuclear Safety

*Go Kikuchi[1], Tsuyoshi Takada[1] （1. Tokyo University）

4:05 PM - 4:20 PM

[1O12] Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced FUKUSHIMA

*Masayoshi Kawai[1] （1. High Energy Accelerator Research Organization）

4:20 PM - 4:35 PM

[1O13] Development of educational textbook of Safety culture

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1] （1. INSS）

4:35 PM - 4:50 PM

[1O14] Examination of basic framework for fostering safety culture

*noriyuki maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2] （1. INSS, 2. The Ohara Memorial Institute for Science of Labour）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

近畿大学原子炉の平成 25 年改訂規制基準への適合に係る手続き

Processes of Regulatory Compliance for UTR-KINKI with 2013-Regulation Standard's Update

*芳原　新也[1]，杉山　亘[1]，左近　敦士[1]，橋本憲吾[1]，山西弘城[1]，若林源一郎[1]，伊藤哲夫[1]
[1]近畿大学原子力研究所

平成 25 年の原子炉施設に対する規制基準改定により運転停止をしていた近畿大学原子炉は、平成 29 年 3 月 17 日における使用前検査及び定期検査の合格を持って、平成 25 年改訂規制基準への適合確認を完了し、平成 29 年 4 月より運転を再開した。本発表では、近大炉での適合確認に係る手続き等について報告する。

キーワード：近畿大学原子炉，新規制基準，平成 25 年改訂規制基準，適合確認

1. 緒言

平成 23 年の東電福島第一原子力発電所事故を起点とし、平成 25 年に日本に設置されている原子炉施設に対する規制基準が改訂され、実用炉・試験炉を問わず新規制基準への適合確認が完了するまで運転停止することとなった。近大炉においては、平成 26 年 2 月から運転を停止し平成 25 年改訂規制基準への適合確認に係る行政手続きを開始した。その後、平成 28 年 5 月に設置変更許可を取得、平成 28 年 10 月及び平成 29 年 2 月に設計及び工事の方法の認可（3 分割申請）を取得し、平成 29 年 3 月に最後の使用前検査及び施設定期検査を受検・合格した。本発表では、上記の手続き及び近大炉における対応について報告する。

2. 運転再開に係る行政手続き及び事業者対応

2-1. 設置変更許可申請

設置変更許可申請に伴う審査ヒアリング等においては、試験炉設置許可基準規則の逐条に対する説明資料を作成する方が好ましい。資料には検索・識別が容易に出来る識別番号を付すことが望ましい。

2-2. 設計及び工事の方法の認可（設工認）

設置変更許可における施設性能（ハードウェア）に係る約束事項については、設工認で詳細を決定する。設置変更許可申請における約束事項の整理・区分及び規制当局との認識統一が非常に重要となる。また、試験研究炉においてもしっかりとした品質管理体制を求められる。

2-3. 保安規定の認可申請

設置変更許可における運用（ソフトウェア）に係る約束事項については、保安規定において詳細を決定する。設工認と同じく設置変更許可申請における約束事項の整理・区分が重要となる。運用状況の確認については保安検査において実施される。

2-4. 使用前検査及び施設定期検査

新規に設置した設備及び既存設備が法定要求されている技術基準を満足することを、規制当局が確認する。品質管理体制の整備が検査前条件として課される。

3. まとめ

上記の行政手続きにおいて最も重要なことは、行政相談やヒアリング等を通じて規制当局の各担当部門と申請内容等に対する認識を一致させることである。また、担当対応箇所のみの論理整合性だけではなく、後段規制との親和性も考慮して規制当局との合意を形成することも大切である。

---

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1]

[1]Kindai Univ. AERI

原子力安全確保に向けた司法の議論における工学の役割に関する研究
最近の原発訴訟の論点整理に基づく工学の役割の検討

Study on Engineering Roles for the Judicial Discussion on Nuclear Safety

Investigation of Engineering Roles based on the Analysis of Recent Lawsuits regarding NPP

*菊池　豪[1]，高田　毅士[1]

[1]東京大学

福島事故以降、原子力発電所稼動の是非を問う裁判（以下、原発訴訟）が数多く行われている。本稿では原発訴訟において出された決定文の分析を通して、原子力安全確保に向けて、司法の場で工学が果たすべき役割について検討した。

キーワード：原子力安全，司法，工学，原発訴訟

1. 背景・目的

福島原子力発電所事故とその後の対応により、原子力界への信頼は失墜し、公の場での原子力安全に関する議論を難しくした。このことは、原子力発電所の再稼動が進められる中で、原子力安全確保に向けて適切な問題設定を行うことを阻害している。他方、原発訴訟において裁判所決定に至る過程に目を向けると、工学的な意思決定の在り方を十分踏まえたものになっておらず、司法の枠組の中で工学的な議論を行うことの難解さが見て取れる。上記の背景を踏まえ、本研究では、最近の原発訴訟の決定文[1] [2]を分析し論点の整理を行った。その結果を踏まえ、原子力安全確保に向けて、司法の議論の中で工学が果たすべき役割について考察し、特に重要と思われる 3 項目について 2.で検討した。

2. 分析結果と考察

2-1. 有限資源の最適配分という工学的観点

原発訴訟における基準地震動の議論の中で反対派住民は、「想定可能な最大の地震動に耐えられるように建物や設備を設計すべきだ」と主張する。技術的にはすべての設備に最大クラスの耐震性を持たせることは設計的には可能であると考えられるにもかかわらず耐震重要度分類を導入するのは、安全確保上重要な設備に、限られた資源を重点的に割り当てるためであると考えられる。しかしながら、分析対象の原発訴訟において、この点には触れられておらず、「耐震重要度分類を導入している」という現状の設計の考え方を述べるに留まっている。原子力安全確保を効果的に実現することを考えたとき、耐震重要度分類によって限りある資源を分配することが工学における合理解であるということを工学分野から明確に示すことが必要であると考えられる。

2-2. 安全余裕の明確化と定量化

原子力発電所の設計・運用段階には様々な不確実性が存在する。これらの不確実性が存在する中で原子力安全を確保するために、規制基準等は安全余裕をもって設定されている。しかしながら、不確実性に対する具体的な安全余裕の見込み方や、各安全余裕が発電所全体の安全性にどのように寄与しているかという全体像は一般市民にも理解し難い。反対派住民が、「(安全) 余裕があることをもって基準地震動を超える地震に対する耐震安全性の根拠の１つとして主張すること自体が誤り」だと主張していることからも、安全余裕に対する認識のずれが確認できる。工学には、司法の場においても、「何の」「何に対する」安全余裕であるのか、具体的な説明が求められるのではないか。

2-3. 防災計画

防災計画に関する論点は、過去の原発訴訟でも原子炉差止の根拠となっている。反対派住民が輸送能力・災害弱者などに関する具体的な課題を主張する一方で、電力事業者は、それらの具体的課題を踏まえた防災計画が既に策定済みであることを主張の根拠の１つとしている。確かに防災計画の策定段階では具体的課題に関する議論が重ねられていると思われる。しかし、司法の場で具体的課題が論点として提示された以上、住民の安全を確保するための具体的な方策について工学側が改めて説明を行うことが求められるのではないか。

3. 結論

原子力安全確保に向けて、司法における工学の役割について原発訴訟の決定文分析を通して検討した。結果として、工学が原子力安全確保のために行った意思決定について、その具体的な前提や根拠に関する説明が不足していることが、司法の場における議論のすれ違いを生んでいることが確認された。

多くの原発訴訟が行われる中、司法と工学の協同は不可欠である。今後は原発訴訟の決定文の分析を更に進めながら、司法の場でより有意義な議論を行うための工学の役割について引き続き検討していきたい。

参考文献

[1] 川内原発稼動等差止仮処分申立事件. 平成 26 年(ヨ)第 36 号 : 鹿児島地方裁判所, 2015 年 4 月 22 日.
[2] 原発再稼動禁止仮処分申立事件. 平成 27 年(ヨ)第 6 号 : 大津地方裁判所, 2016 年 3 月 9 日

*Go KIKUCHI[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

政治の貧困と科学リテラシーの欠如がフクシマを生んだ
－ 無視された新除染技術と不要だった世界一厳しい食品の基準 －

Poverty of politics and lack of the scientific literacy produced “FUKUSHIMA”

Ignorance of new effective decontamination technique and too severe standards for acceptable limits for radioactivity in food

*川合 將義[1]

[1]高エネルギー加速器研究機構 (KEK)

面的除染が終了して避難指示解除後も帰還が進まず、食品の市場価格が回復しないフクシマ。この最たる原因は、簡便かつ廃棄物を最小化できる新除染技術が無視された当時の政治貧困と福島の食品でさえ内部被ばくの目標値をはるかに下回っていた科学的事実に目を向けずに強行された食品基準の改訂にあった。

キーワード：福島、政治、科学リテラシー、セシウム、除染、食品の基準、風評被害、シロキサン結合

1. 緒言

東日本震災後６年半経ち、面的除染が終了して避難指示が解除されたが、元避難指示区域への帰還が進んでいない。また、福島産の食品に対する他産地食品に対する市場相対価格が回復していない。除染とカリウム追肥の努力、食品の汚染検査での自己規制で内部被ばくの虞れは殆ど無くても、新聞報道されない。ただ、それを生み出した根本要因は、政治の貧困と科学リテラシーの欠如にあると思うに至った。

2. 除染の新技術の無視が痛かった

除染が６年も経過したことで、元避難指示区域の人たちの帰還の意志は大いに損なわれた。事故直後、超越ガラス化研の岩宮氏が、ゾルーゲル法に基づくガラス液剤が、土中の浸透性が高く、シロキサン結合してセシウムを固化したガラス中に取り込む性質に着目して、除染への応用を想起した。そして、彼女の熱意に動かされて、2011 年の５月に福島市の渡利小学校の校庭で除染効果の試験が行われた。液剤を汚染された表土に噴霧することで表土が固化して薄く剝ぐ事ができた。剥いだ後の放射線量が確実に下がることが示された。そして、1.5cm で汚染層が除けることが分かった[1)]。かくも簡単で確実に除染できる技術が、早期に採用できていれば、住民でも除染できて、除染廃棄物も少なく済んだものと思う。しかし、彼女の努力も空しく、除染ガイドラインに基づき事業者による除染が多大な費用と時間を掛けて行われた。

3. 不要だった汚染食品の新基準

事故後消費者庁は、汚染食品の市場に出回るのを規制した。また、国立医薬品食品衛生研究所が宮城、福島、東京の市場食品による内部被ばく量を評価し、2011 年の 9 月の福島の食品について 0.019mSv/年という結果が得られた。目標の２桁低い値である。その後、食品安全委員会は、生涯被ばく 100mSv 以上では影響が現れると公表し、体外被ばくの寄与も考慮してか自縄自縛状況に陥り、現存被ばく状況では考えられない 50%の食品汚染率を仮定して、世界一厳しい食品の Cs137 汚染基準値を作って厚労省大臣に答申した。その結果、国内でのゼロリスク要求を高め、汚染率の高さから海外での輸入規制を招いた。現在、内部被ばく量はさらに下がったのに、新基準の影響は未だ続き、福島産食品への風評被害を招いている。

参考文献 1）岩宮、川合：東京電力福島第一原発環境リスク軽減へのシロキサン結合技術の活用検討, 当大会

---

*Masayoshi Kawai[1]

[1]High Energy Accelerator Research Organization (KEK)

リスク低減行動による安全文化醸成についての教育教材の開発

Development of educational textbook of Safety culture

*高城 美穂[1]，前田 典幸[1]
[1]原子力安全システム研究所

安全文化醸成の活動を組織として効果的に進めていくためには、安全文化や醸成に関する共通の概念を持つことが大切である。そこで、安全文化および醸成についての教育教材を作成し、評価を行った。

キーワード：安全文化，教育，リスク低減，文化の変革

1. 緒言

原子力発電所において安全文化の醸成は重要な課題であり、例えば東京電力では福島事故以降、改めて安全文化に係る活動を強化するなど（米山, 2017）[1]、各組織において様々な取組みが行われている。電力会社 A 社においても醸成の取り組みが進められており、これを更に促進するための検討を行った。

2. 方法

2-1. 安全文化についての認識の調査

電力会社 A 社の職員（N=12）に対し、安全文化の捉え方についてインタビュー法により調査した。その結果、各人の考え方や視点によって安全文化の理解が異なり、多様な解釈がされていることが示唆された。

2-2. 教材の作成

組織として安全文化醸成の活動を効果的に進めていくためには、まず、安全文化や醸成について、共通の言葉などの共通概念を持つことが有効と考えられる。そこで、安全文化および醸成に係る知見を整理し、教育教材（以下、教材と略記）を作成するとともに、その評価を行った。教材の対象者は、A 社の経営層から担当者までの全職員を想定し、内容は、INSAG-4(IAEA, 1991)[2]、健全な安全文化の特性(INPO, 2013)[3]等の安全文化に関連する知見を検討して作成した。主な内容は、(1) 日本語の「安全」と英語の「safety」を比較し、安全は「平穏無事という状態」ではなく、リスク低減の行動によって得られるものと捉えることが適切であること、(2) 組織の安全文化は、リスク低減の行動が積み重ねられることによって醸成されること、(3) 文化は、変化した行動を積み重ねることによって変化すること（E.H.シャイン, 2004）[4]、(4) 従って組織の安全文化を変化させるためには、安全の重要性に対する意識付けだけではなく、仕事の仕方を変えることが必要であること、である。教材は平成 27 年 3 月に作成され、A 社で活用されている。

2-3. 教材の評価

教材について理解が困難な点、共感できる点、実務で用いる上での課題などを調査した。より詳細な意見を得るため、調査方法は A 社職員に対するインタビュー調査を主体とした。

3. 結果と考察

評価の結果、リスクを低減し続けるという考え方の理解が困難である、自分の仕事に置き換えて読むことが難しい、などの課題を得た。詳細な内容については、当日報告する。

参考文献

[1] 米山充(2017). 東京電力の原子力安全文化醸成活動　2017 年春の年会原子力安全部会企画セッション「原子力安全文化醸成への取組みの現状と課題」.
[2] International Atomic Energy Agency (1991). Safety Culture Safety Series No.75-INSAG-4.
[3] Institute of Nuclear Power Operations (2013). Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture Revision1, INPO12-012.
[4] E.H.シャイン(2004). 企業文化　生き残りの指針　白桃書房.

*Miho Takagi[1], Noriyuki Maeda[1]　[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

安全文化を醸成するための基本的な枠組みの検討

Examination of basic framework for fostering safety culture

*前田 典幸[1]，高城 美穂[1]，飯田裕康[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]大原記念労働科学研究所

文化は、行動が積み重ねられた結果として形成されるものである。よって、安全文化を醸成するためには、安全文化を直接希求するのではなく、日常業務においてより安全（リスクの低減）に寄与する行動を積み重ねることである。
キーワード：安全文化，安全文化醸成，安全文化評価

1. 緒言

安全文化醸成活動は、現状の安全に関する組織文化を、より望ましい形に変えていこうとする活動である。しかし、尾入・飯田（2006）[1]が指摘しているように、現状の醸成活動はトラブル対策としての既存の安全活動の強化が主であり、「安全文化ならでは」の取り組みが不足していると考えられる。そこで本研究では、組織の日常業務の中で行われる安全への取り組みと、安全文化醸成との関係を整理し、安全文化醸成のための基本的な枠組み（考え方）を検討する。

2. 主な結果

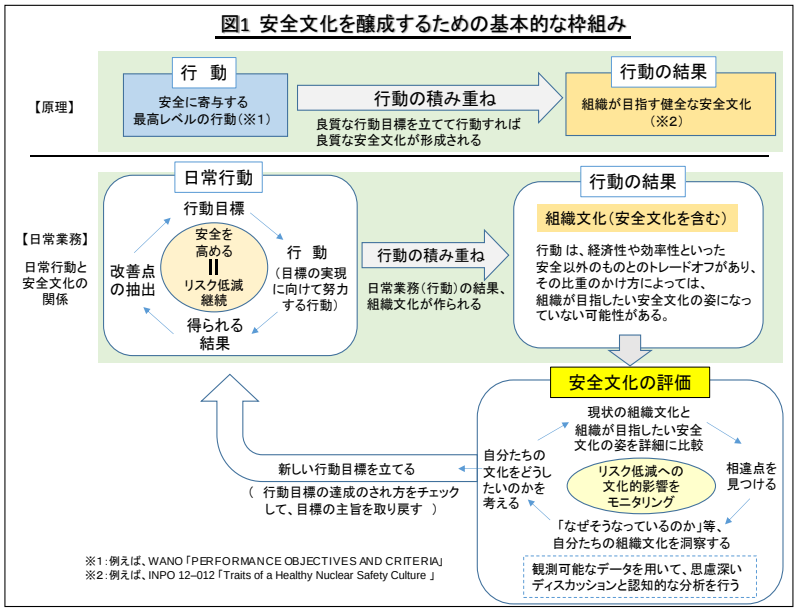
(1) 安全文化醸成についての認識の調査

電力会社3社、工事会社1社に対して行った調査の結果、ほぼ共通して「安全文化は、安全最優先の意識を持って行動すること」であり、「安全文化醸成活動は、特別に実施している勉強会や講習会など以外は、当然行うべき日常業務」として認識されていた。これらの現状をもたらした主たる要因は、「文化」と「文化を変える」ことに対する理解の不足にあるのではないかと考えられた。

(2)安全文化を醸成するための基本的な枠組みの整理

文化を捉える枠組みとしてSchein の3層モデル[2]を採用すると、組織が目指す安全文化の望ましい姿を掲げて、それを直接的に希求してもその文化を創ることはできないが、日常業務を安全に寄与するような新しい仕事のやり方や考え方に変えていくことで、組織が目指す安全文化を創ることができるといえる。一方、日常業務の中で形成された文化は、例えば「安全最優先」の価値観と、暗黙裡に共有されている価値観が同じとは限らない[3]。このため安全文化評価を行い、現状の安全に関する組織文化が、組織が目指す安全文化の姿と比べ、どのような状況にあるかを評価する必要がある。この評価では、日常業務における「行動目標」達成の障害となっている組織文化上の問題を特定することで、組織が目指す安全文化の姿とのギャップが浮き彫りになる。

図1 安全文化を醸成するための基本的な枠組み



そしてその問題を改善するために日常業務のやり方や考え方を変え（新しい行動目標の設定）、その実現に向けて行動することにより、安全文化が向上するといえる[4]。日常業務と安全文化醸成（評価を含む）の関係性を整理したのが図1である。なお、図1で示す日常行動には、安全のためのマネジメントシステム及び安全のためのリーダーシップ[5]も含まれる。

参考文献
[1] 尾入正哲、飯田裕康「安全文化醸成の現状と課題」日本応用心理学会第81回大会発表論文集 2014
[2] E.H.シャイン(2004). 企業文化 生き残りの指針 白桃書房.
[3] 長谷川尚子「原子力施設における安全文化への取り組みと今後の方向性」REAJ誌2012 Vol.34, No.5 (通巻201号)
[4] IAEA-TECDOC-1329 「Safety culture in nuclear installations」2002
[5] IAEA-Safety Standards No. GSR Part 2 「Leadership and Management for Safety」2016

*Noriyuki Maeda[1], Miho Takagi[1], Hiroyasu Iida[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated [2]The Ohara Memorial Institute for Science of Labour *現：原子力安全推進協会 (*Current：Japan Nuclear Safety Institute)

Oral presentation | I. General Issues | General Issues

[1O15-18] Education and Human resorce development

Chair:Toshikazu Yano (Yano Environment and Energy Research Inst.)

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM Room O (Seminar room 1- Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1O15] Enhancing Team Resource Management Skills

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:10 PM - 5:25 PM

[1O16] Education of energy mix by active learning

*Shinichi Oiso[1] (1. INSS)

5:25 PM - 5:40 PM

[1O17] Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM

[1O18] Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

チームリソースマネジメント（TRM）スキル教育訓練の改善

Improvement of the Team Resource Management (TRM) skill training program

*野々瀬 晃平[1]，渋江 尚夫[1]，長坂 彰彦[1]
[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）向上のため 2015 年度に試行した教育訓練を 2016 年度に改善・実施した結果について報告する。

キーワード：緊急時対応能力，教育訓練，ノンテクニカルスキル，ロールプレイ演習，振り返り

1. 緒言

緊急時では、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。我々は、NTS を TRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、2015 年度に緊急時対策本部要員を対象に TRM スキル向上教育訓練プログラムを島根原子力発電所にて試行した。本研究では、試行した結果を受け、改善した教育訓練について報告する。

2. 教育訓練の改善

班員クラスでは、未実施の対象者に対し、TRM スキルの導入として、よりコミュニケーションに特化した内容とするため、「集団討議」に変え、ゲームのような簡易演習「図形伝達演習」を導入した。またロールプレイ演習を役割交代をして、2 回行えるようにした。これにより、訓練全体としてコミュニケーションの難しさをより体感させることが可能となった。統括・班長クラスでは、受講者が前年度とほぼ同じであるため、総合防災訓練の行動観察結果から強化対象として抽出されたリーダーシップ、特にブリーフィングに特化した内容とした。演習では、TRM スキルへの抵抗感を減じさせるため、集団特性を体感させるための簡易演習を導入した。また、実施コストが課題であった 2015 年度のロールプレイ演習の手法に変え、低コストで実施可能なロールプレイ演習を開発・実施した。

3. 今後の課題

まだ未開発の TRM スキルの座学や演習があるため、教育訓練を現場で実施を通じてそれらを開発する必要がある。そして、その知見を活かし、TRM スキルトレーニングガイドの作成を行っていく。

表 1　TRM スキル教育･訓練コース

		班員クラス	統括・班長クラス
手法	講話	発電所長による講話 10 分	同左　5 分
	座学	TRM スキルの知識付与 70 分	TRM スキルの復習とリーダーシップ、マネジメント、集団特性の知識付与 70 分
	簡易演習	図形伝達演習 20 分	NASA ゲーム 35 分
	ロールプレイ演習	模擬災害状況伝達演習 110 分	ブリーフィング演習とその振り返り 90 分
	振り返り	―	指揮命令訓練の振り返り　10 分

* Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

アクティブラーニングによるエネルギーミックス教育

Education of energy mix by active learning

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故後、日本のエネルギー事情は大きく変化し、化石燃料への依存度が大変高くなっている。このような中で、エネルギーミックスやエネルギーセキュリティ、エネルギー自給率について、大学などで教育する意義も高まってきている。そのような状況を踏まえ、エネルギーミックス教育の実践を行った。

キーワード：アクティブラーニング、エネルギーミックス、エネルギーセキュリティ、エネルギー自給率

１．緒言

2016 年 4 月から 8 月に、福井大学において工学部学生（1～4 年生）を対象に資源エネルギー論の講義を実施し、その中でアクティブラーニングの一つである PBL(Problem Based Learning)を用いたエネルギーミックス教育を行ったので、その概要と結果、得られた知見について報告する。

２．概要

2030 年度の日本の電源構成について、エネルギーミックスの講義の後、3 名～5 名の小グループ（A～Mの 13 グループ）に分かれ、原子力、ＬＮＧ、石炭、石油、再生可能エネルギーについて、それぞれ何%ずつにすればよいと考えるかを、各グループで議論の上、理由を含めて発表してもらった。参考資料として、世界の一次エネルギー需要見通しや、資源エネルギー庁による「長期エネルギー需給見通し（2015）」等を配布した。再生可能エネルギーについては、風力、太陽光などを、それぞれ何%にするのか内訳も記載した上、理由についても明記してもらった。

３．結果

	原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ		原子力	ＬＮＧ	石炭	石油	再エネ
A	12%	35%	25%	5%	23%	I	1%	35%	25%	5%	34%
B	18%	32%	22%	3%	25%	J	20%	35%	20%	5%	20%
C	40%	20%	15%	5%	20%	K	20%	29%	22%	4%	25%
D	30%	20%	15%	5%	30%	L	10%	35%	20%	4%	31%
E	20%	28%	24%	8%	20%	M	18%	30%	16%	3%	33%
F	40%	10%	10%	10%	30%	**平均**	**20.3%**	**27.6%**	**19.9%**	**5.2%**	**27.0%**
G	20%	25%	25%	5%	25%	**σ**	**10.58**	**7.26**	**4.73**	**1.83**	**5.25**
H	15%	25%	20%	5%	35%	**ｴﾈ庁**	**22-20%**	**27%**	**26%**	**3%**	**22-24%**

４．考察

平均値をみると、原子力は 20.3%となった。再生可能エネルギーについては、「長期エネルギー需給見通し(2015)」の 22～24%をさらに上回る 27.0%となった。再生可能エネルギーについては、現状を学んだ学生の間でも、なお期待値が高くなっている。原子力 40%など、2030 年度においては実現不可能と思われる数字をあげたグループもあったが、概ね現実を踏まえた数値をあげていた。グループ毎のデータのばらつきを示す標準偏差(σ)は、原子力が最も大きくなっており、意見に差があることがうかがえた。また、学生は互いに議論することにより、自らが最適だと思う電源比率について具体的な理由が示せるようになり、アクティブラーニング形式（学生参加型）の授業は、学生が、日本の将来のエネルギーミックスについて考える力を身に付けるのに有効であることがわかった。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

ペルチェ冷却式高性能霧箱の高性能化とクルックス管を用いた光電子観察

Improvement of peltier-cooling-type high performance cloud chamber and photoelectron observation using a Crookes tube.

*秋吉 優史[1]

[1]大阪府立大学 放射線研究センター

ペルチェ冷却式高性能霧箱は、その後様々な改良を行うことで大幅な高性能化を達成しており、β線やγ線が弾き出す光電子の観察も容易に行えるようになったため、今回新たにクルックス管からのX線の観察を行った。

キーワード：放射線教育、ペルチェ冷却式高性能霧箱、真空放電と放射線の性質、中学学習指導要領

1. ペルチェ冷却式高性能霧箱の高性能化

平成20年度から中学校での学習指導要領に放射線教育が再び取り入れられおり、発表者はペルチェ冷却式高性能霧箱を用いた放射線教育コンテンツを開発してきた[1]が、今年4月に改訂され、平成30年度から先行実施、平成32年度から全面実施される新しい学習指導要領ではさらに「真空放電と関連付けながら放射線の性質と利用にも触れること」と定められており、クルックス管と関連させたコンテンツ開発が急務である。

サーベイメーターでの測定と併せて、霧箱による放射線の飛跡の観察は放射線教育の非常に重要な柱の一つである。2016年3月の本学会で発表したペルチェ冷却式霧箱はその後様々な改良により高性能化されたが、2017年3月の本学会オープンスクール小委員会でのデモ展示の際に、ストーブの排気の影響で上手く飛跡を観察することが出来ない、と言う事態に陥った。以前からストーブの排気が悪影響を及ぼすことは知られていた（飛行機雲が何故見えるのかを考えれば容易に理解できるであろう）が、余りにも強く影響を受けることが明らかとなったため早急の対応が必要となった。その結果、雑イオン除去のための電極の配置を上下方向の印加への変更と、チャンバーの密閉度の向上で大幅に性能を改善できることが明らかとなった。この改良により条件により観察が困難であった低LET放射線についても確実に観察することが可能となったため、通常のβ線よりもはるかにエネルギーの低いX線からの光電子についても観察を試みた。

2. クルックス管から放出されたX線を用いたペルチェ霧箱による光電子観察

クルックス管としては、ケニス株式会社のクルックス管セット 3K（3種組）のうちの十字入りの物を用いた。誘導コイルの放電極の間隔は 2cm（20kV 程度に相当）とし、2m 離れた位置での観察を行った。同位置でのインスペクター USB GM サーベイメーターによる測定値は 16kcpm 程度であり、「エックス線発生装置のための低線量評価法」[2]によれば、4.8μSv/h 程度となる（NaI シンチレーター、エアーカウンターS などの線量計ではX線のエネルギーが低いため正常に評価できなかった）。この条件でのX線からの光電子の観察結果を図1に示す。また比較のため、30cm 位置での観察結果を図2に示す。図1では4mm程度の明確な光電子の飛跡が観察されているが、図2ではイベント数が多すぎるためか明確な飛跡としては観察できなかった。20keVの電子線の空気中での飛程は1.5cm程度有り、観察された飛程はそれよりも短かった（トリウムからのβ線及びγ線からの光電子はずっと長い飛跡を観察できる）ため、印加電圧の測定、エネルギースペクトルの評価を今後行う予定である。5kV 以下のより低電圧で作動する冷陰極クルックス管も存在しその線量評価も急務である。いずれにしても、電子を叩き出す「電離」と言う現象が放射線の本質であり、それを直感的に理解できる本実験は放射線教育上極めて大きな意味を持つと言える。

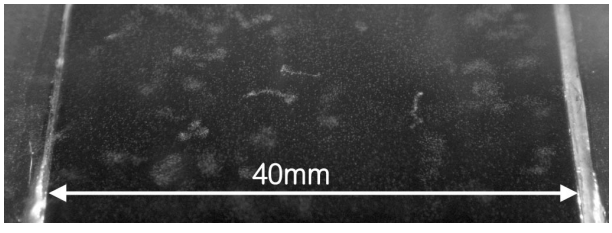


図1. クルックス管のX線による光電子の飛跡

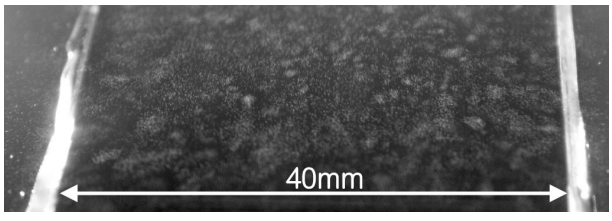


図2. イベント数が多すぎ明確な飛跡が観察されない例

参考文献

[1] 秋吉 優史, “ペルチェ冷却式高性能霧箱の開発”, ESI-NEWS, Vol 35, No 3 (2017) 121-132.

[2] 大久保 徹, 府川 和弘, 野村 貴美, 日本放射線安全管理学会誌, 第15巻1号, pp. 66-73.

*Masafumi Akiyoshi （ akiyoshi@riast.osakafu-u.ac.jp ）

[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University.

原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成強化

Development of Human Resources for Research and Development to Support Nuclear Energy Utilization

*久語　輝彦[1]，濱田　潤平[1]，峯尾　英章[1]，大久保　成彰[1]，高野　公秀[1]，
松村　達郎[1]，渡邉　雅之[1]，岩本　修[1]，森田　泰治[1]，前川　藤夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録　日本原子力研究開発機構が強化に努めている研究開発人材の育成に係る取組の現状を報告する。

キーワード：人材育成，原子力分野における大学連携ネットワーク

1. 緒言

日本原子力研究開発機構（以下、「機構」という）では、原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成に取り組んでいる。大学等とのさらなる連携を図るため、原子力科学研究部門が中心となり原子力人材育成センターとも協力しつつ近年強化に努めている取組について、現状を紹介する。

2. 人材育成プログラムの強化

2-1. 幅広い人材の確保＆育成に係る取組

原子力と関連の薄い分野の理工学系の学生にも興味を持たせることを目的に、平成 27 年度から次の 2 つの取組を開始した。一つ目は、機構の夏期休暇実習生制度を活用して、若手職員が職場及び生活環境も含めて研究開発活動について紹介する取組である。ここでは、研究施設の運営や、原子力分野の最先端の研究やプロジェクトの紹介、施設見学等の機会を学生に提供している。二つ目は、原子力分野における大学連携ネットワーク（JNEN）の活動を活用して、「原子力研究開発の最前線」と題して、機構の最先端の研究活動を紹介する取組である。これら二つの取組について、学生へのアンケートを行ったところ、好評な結果を得ている。さらに、JNEN での活動の進展を図り、本年度、原子力を支える基礎基盤研究を中心とした専門講座（4 半期制 7 コマ）に発展させ、茨城大、福井大で開講されることとなった。

2-2. 原子力開発の面白さの体感及び研究能力の向上に係る取組

原子力利用を支える基礎基盤的能力を有する研究開発人材の育成のための取組として、原子力開発の面白さを体感させること、また、最前線の研究者とともに、機構の大型施設などを利用した基礎基盤研究を行い、研究者・技術者としての能力を向上させることを、基本的な方針と定めた。新たな試みとして、放射性廃棄物の減容化・有害度低減の研究開発に資する基礎基盤研究課題をテーマとして、５つの特別 Gr を平成 27 年度に設置し、機構の特別研究生制度、博士研究員制度を活用し、大学院生、ポスドクを受け入れ、育成を進める取組を開始したところである。また、共同研究等の従来からの制度については、機構の施設等の研究環境を活用した、優れた教育効果をもつ共同研究等の取組強化に努める予定である。

3. 結論

研究開発人材の育成強化に係る取組の現状を報告した。本報で紹介した取組を着実に実施するとともに、取組の活性化・充実化及び大学等とのさらなる連携を図り、研究開発人材の育成強化に努める予定である。

---

*Teruhiko Kugo[1], Jyunpei Hamada[1], Hideaki Mineo[1], Nariaki Okubo[1], Masahide Takano[1], Tatsuro Matsumura[1], Masayuki Watanabe[1], Osamu Iwamoto[1], Yasuji Morita[1] and Fujio Maekawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1P01-04] Environmental Safety Evaluation

Chair:Masahiko Machida (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 10:00 AM - 11:05 AM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P01] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Satoshi Utsunomiya[1], Junpei Imoto[1], Asumi Ochiai[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[4], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth Law[6], Rodney C Ewing[7] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Inst. Tech., 3. Fukushima Univ., 4. Tsukuba Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[1P02] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima Univ., 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[1P03] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Yuriko Nakano[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[3], Kenji Nanba[4], Toshihiko Ohnuki[2], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utusnomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tokyo Tech., 3. Tsukuba Univ., 4. Fukushima Univ., 5. Nantes Univ., 6. Manchester Univ., 7. Stanford Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1P04] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth TW Law[6], Rodney C Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. Fukushima University, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. University of Manchester, 7. Stanford University)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（1）高濃度放射性セシウム含有微粒子中のウランと核分裂核種の同位体解析に基づく形成、放出過程とその起源

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(1) Isotopic signature and nano-texture of cesium-rich micro-particles: Release of uranium and fission products from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*宇都宮　聡[1]，井元　純平[1]，落合　朝須美[1]，古木　元気[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth Law[6]，Rodney C Ewing[7]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

本発表では FDNPP から~10 km 圏内で採取された CsMP 中の U, Cs, Ba, Rb, K, Ca 同位体測定と電子顕微鏡による分析から、CsMP の起源と生成過程に関する新たな知見を提示する。これらの結果から、メルトダウン中の燃料の化学反応の一部を提示するとともに、放出された CsMP は放射性元素を吸引可能な大きさで運搬する重要な媒体であることがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，同位体比

1. 緒言

福島第一原発(FDNPP)から放出されたセシウムは水溶性の化学形態と難水溶性の高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)の二つのタイプに分けられ、CsMP はシビアアクシデント発生時の炉内の反応に関する情報を一部記録している。本研究は FDNPP から~10 km 圏内で採取された CsMP 中の U, Cs, Ba, Rb, K, Ca 同位体測定と電子顕微鏡による分析から、CsMP の起源と生成過程に関する新たな知見を得ることを目的とした。

2. 実験手法

双葉郡大熊町夫沢から 2 つ（OTZ3, OTZ10）、双葉郡大熊町小入野から 1 つ（KOI2）、双葉郡浪江町小丸から 1 つ（OMR1）単離し、放射能測定、走査型電子顕微鏡（SEM）観察、さらに、OTZ3, KOI2, OMR1 に対して二次イオン質量分析（SIMS）を行った。また、集束イオンビームを用いて薄片加工し、走査透過電子顕微鏡（STEM）で観察した。

3. 結果と考察

CsMP から検出された $^{235}U/^{238}U$ 同位体比は~0.030 であり、天然の同位体比（0.00729）や ORIGEN コードにより計算される現在の燃料の平均同位体比（~0.0193）より高く、未使用燃料の同位体比（0.0389）より低い値になった。また、$^{136}Ba/^{138}Ba$ 同位体比は CsMP に含まれる Ba のほとんどが放射性 Cs の崩壊生成物であることを示唆した。さらに、TEM 観察の結果から、Cs の新たな結晶相として OTZ3 の粒子の一部分を Fe-pollucite と同定した。この結晶は Fe と Si が高温で混じり合う条件で形成されたことを示唆している。

---

* Satoshi Utusnomiya [1], Junpei Imoto [1], Asumi Ochiai [1], Genki Furuki [1], Shinya Yamasaki [2], Kenji Nanba [3], Toshihiko Ohnuki [4], Bernd Grambow [5], Gareth Law [6] and Rodney C Ewing [7]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Tech., [5]Nantes Univ., [6]Manchester Univ., [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(2) 福島第一原子力発電所から環境中に放出されたデブリフラグメント

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(2) Debris fragments released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the environment

*落合 朝須美[1]，井元 純平[1]，末武 瑞樹[1]，小宮 樹[1]，古木 元気[1]，池原 遼平[1]，山崎 信哉[2]，難波謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth T. W. Law[6]，Rodney C. Ewing[7]，宇都宮 聡[1]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

福島第一原子力発電所(FDNPP)から放出されたデブリのナノフラグメントを~4 km 圏内で採取し、電子顕微鏡により微細分析した。炉内で起きた反応や現在の炉内の状況を知る手掛かりとなるとともに、デブリフラグメントが吸引可能な大きさの粒子となって FDNPP から環境中へ飛散したことがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性セシウム含有微粒子、デブリフラグメント

1. 緒言

福島第一原子力発電所(FDNPP)の炉内に残る溶融燃料の取り出しは、廃炉計画の中で最も困難な工程である。溶融燃料は原子炉の構成物質と反応してデブリと呼ばれる混合物を形成していると考えられるが、炉内は未だ放射線量が高くデブリの直接分析は困難である。一方で我々は、FDNPP から環境中に放出されたデブリのフラグメントを FDNPP から~4 km 圏内の土壌中から初めて発見した。本発表では、透過型電子顕微鏡によるデブリフラグメントの微細分析結果を報告する。

2. 結果

今回同定した全てのデブリフラグメントは放射性セシウム含有微粒子(CsMP)とともに存在しており、二種類の性状が見られた。一種類目は~70 nm のウラニナイト(UO_{2+x})粒子がエピタキシャル成長した~400 nm のマグネタイト(Fe_3O_4)の自形結晶に包まれて存在していた。マグネタイト表面にはウランの核分裂生成物である Tc や Mo が吸着していることもわかった。二種類目は~200 nm のジルコニア(ZrO_2)とウラニナイトの等軸晶系の共融混合物で、U と Zr の混合比は 0.14-0.91 とばらつきがあった。共融混合物表面には~6 nm の空孔が見られ、揮発・気体成分を取り込む可能性があることがわかった。

3. 結論

本発表の成果は、炉内で起きた反応や現在の炉内の状況を知る手掛かりとなる。さらに、CsMP はこれらのデブリフラグメントを様々な内包物とともに運搬し、吸引可能な粒子として環境中へ飛散する際の媒体となることが明らかになった。

---

*Asumi Ochiai[1], Junpei Imoto[1], Mizuki Suetake[1], Tatsuki Komiya[1], Genki Furuki[1], Ryohei Ikeahara[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth T. W. Law[6], Rodney C. Ewing[7], and Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Univ. of Tsukuba, [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Inst. Tech., [5]Univ. of Nantes, [6]Univ. of Manchester, [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（3）高濃度放射性セシウム含有微粒子の模擬肺胞溶液中における溶解機構の解明

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(3) Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*中野　友里子[1]，末武 瑞樹[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Gareth TW Law[6]，Rodney C Ewing[7]，宇都宮　聡[1]

[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

本研究は、福島県大熊町で採取した高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)の模擬肺胞液中における溶解実験をおこなった。溶液中に溶脱した ^{137}Cs 濃度をもとに溶解速度を算出し、それに基づいて CsMP が完全にとけるまでの時間を見積もった。その結果、これまで不溶性といわれてきた CsMP は肺胞液中で溶けることが分かった。

キーワード：模擬肺胞液，高濃度放射性セシウム含有微粒子

1. 緒言

福島第一原発事故により放出した放射性 Cs の一部は非晶質 SiO_2 を主成分とした高濃度放射性セシウム含有微粒子として存在している。そのため CsMP は不溶性と考えられているが、Cs は Fe-Zn 酸化物と共存しており CsMP 内で Cs は不均質に分布していることから、その溶解機構が通常のガラスとは異なると考えられる。本研究では、福島県大熊町で採取した CsMP を用いて、模擬肺胞液中における溶解実験を行うことで、CsMP の溶解特性、その機構を明らかにすることを目的とした。

2. 実験操作

溶解実験には福島県大熊町で採取した直径 5.6 μm の CsMP を用いた。^{137}Cs の射能は 2017 年 4 月時点で 94.02 Bq と測定されている。実験はこの CsMP 一粒子を室温と 37 度の模擬肺胞液に 30 日間まで浸漬させ、各時間における溶液中の ^{137}Cs 放射能を γ 線測定することで CsMP の溶解速度を算出した。

3. 結果・考察

室温の実験において、30 日間溶解後には CsMP は最初の放射能の約 2%の ^{137}Cs が溶脱した。この結果から、模擬肺胞溶液中における CsMP からの ^{137}Cs 溶脱速度は 1.1×10^{-11} mol s^{-1} m^{-2} と決定できた。本研究によって、これまで不溶性と考えられてきた CsMP が肺に沈着した場合には肺胞液中において溶ける可能性があることが分かった。

---

*Yuriko Nakano [1], Mizuki Suetake [1], Shinya Yamasaki [2], Kenji Nanba [3], Toshihiko Ohnuki [4], Bernd Grambow [5], Gareth TW Law [6], Rodney C Ewing [7] and Satoshi Utusnomiya [1]

[1]Kyushu Univ., [2]Tsukuba Univ., [3]Fukushima Univ., [4]Tokyo Tech., [5]Nantes Univ., [6]Manchester Univ., [7]Stanford Univ.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
（4）福島表層土壌における高濃度放射性セシウム含有微粒子の放射能寄与率定量法開発

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(4) Development of the new method to quantify the radioactivity fraction of Cs-rich microparticles in surface soils in Fukushima

*池原 遼平[1]，古木 元気[1]，末武 瑞樹[1]，山崎 信哉[2]，難波 謙二[3]，大貫 敏彦[4]，
Bernd Grambow[5]，Gareth T.W. Law[6]，Rodney C. Ewing[7]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]福島大学，[4]東京工業大学，
[5]ナント大学，[6]マンチェスター大学，[7]スタンフォード大学

近年、福島原発由来の高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)が大気中、土壌中から検出されいる。本研究では、土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法を開発し、福島県の表層土壌に適用した。その結果、表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 10-40%と算出された。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，オートラジオグラフィー

1. 緒言

福島第一原発由来放射性 Cs は、その大部分が水溶性 Cs として放出され、土壌中の粘土鉱物に強く吸着・固定されて表層 5 cm 以内のとどまっていると考えられている。一方で最近、通常の Cs 吸着粘土鉱物(Cs-clay)よりも約 10^{7-9} 倍放射能密度が高い難溶解性の CsMP が大気中、土壌中から検出されており、その環境放射能への寄与を定量化することが求められている。本研究では、表層土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法を確立し、実際の福島県の表層土壌に適用することを目的とした。

2. 実験

オートラジオグラフィーを用いながら、土壌から放射能を持つ粒子を単離した。粒子の各々の形態(CsMP・Cs-clay)を判別した後、各粒径における粒子の個数－放射能ダイアグラムを作成し、放射能に基づく CsMP の条件を決定した。そして、その条件をもとに、実際の福島県内 9 地点の表層土壌の放射能寄与率を算出した。

3. 結果・考察

画像解析にもとづいた CsMP の個別同定法を確立した。114 μm メッシュ以上の粒子はすべて Cs-clay またはその凝集体と同定され、114 μm メッシュ未満の粒子からほぼすべての CsMP が確認された。この画分において、0.06 Bq 以上の放射能を持つ粒子を CsMP と同定し、その値を閾値として設定した。この手法をもとに、福島県内の各表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 10-40%と算出することができた。

---

*Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Mizuki Suetake[1], Shinya Yamasaki[2], Kenji Nanba[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Gareth T.W. Law[6], Rodney C. Ewing[7], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University, [2]University of Tsukuba, [3]Fukushima University, [4]Tokyo Institute of Technology, [5]University of Nantes, [6]University of Manchester, [7]Stanford University

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

[1P05-07] Application to Medicine and Biology

Chair:Satoshi Utsunomiya (Kyushu Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 11:05 AM - 12:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P05] Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] （1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[1P06] Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Akihiro Sakoda[2], Yu Ishimori[2], Kiyonori Yamaoka[1] （1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. Ningyo-toge, JAEA）

11:20 AM - 11:35 AM

[1P07] Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system

*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1], Keizo Ishii[1] （1. Tohoku Univ.）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ラドン吸入によるマウス脳中の Mn-SOD 活性の増加に伴う疾患・老化の抑制の可能性

Possibility of suppression of diseases and aging associated with increased Mn-SOD activity in mouse brain by radon inhalation

*片岡隆浩[1]，神崎訓枝[1]，小橋佑介[1]，柚木勇人[1]，石田毅[1]，迫田晃弘[2]，石森有[2]，山岡聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠

ラドン吸入はマウス脳中の SOD 活性を増加させるが，この SOD は Mn-SOD，Cu/Zn-SOD，EC-SOD などに分類される。本研究ではラドン吸入がこの内の特にミトコンドリアに局在する Mn-SOD の活性を増加させることを明らかにし，これによる抗酸化ストレス作用として疾患の抑制に関与することが示唆できた。

キーワード：ラドン, Mn-SOD，脳，老化

1. 目的

我々は今までに，ラドン吸入は諸臓器中の superoxide dismutase（SOD）活性を増加させ，脳梗塞などの酸化ストレスに起因する疾患を抑制することを報告してきた。他方，ラドン吸入が局在の異なる Mn-SOD，Cu/Zn-SOD，EC-SOD のどれに関与しているのかは，未だ明らかになっていない。このため本研究では，マウス脳中の各種 SOD に注目し，ラドン吸入による生理学的効果を検討した。

2. 方法

8 週齢・♂の BALB/c マウスに 500 または 2000Bq/m^3 のラドンを 24 時間吸入させた後，安楽死させ脳を摘出した。脳をホモジナイズし細胞質とミトコンドリアに分画して，SOD 活性を分析した。また，ELIZA で脳中の total-SOD と Mn-SOD の量を，Western Blotting で脳中の Cu/Zn-SOD 量をそれぞれ分析した。

3. 結果・考察

ラドン吸入により脳中 SOD 活性は細胞全体では増加したが，細胞質では増加はなく，ミトコンドリアでのみ増加した（右図）。すなわち，ラドン吸入による SOD 活性の増加は，細胞質内の Cu/Zn-SOD または細胞外の EC-SOD に比べ，ミトコンドリア内の Mn-SOD が大きく関与していることがわかった。さらに，ラドン吸入により Mn-SOD の量も増加・発現させることも明らかになった。以上の所見などから，ラドン吸入は細胞のエネルギー代謝の中心をなすミトコンドリアに微量の酸化刺激を与えて抗酸化ストレス作用を誘導することにより，脳の疾患や老化の抑制に関与することが示唆できた。

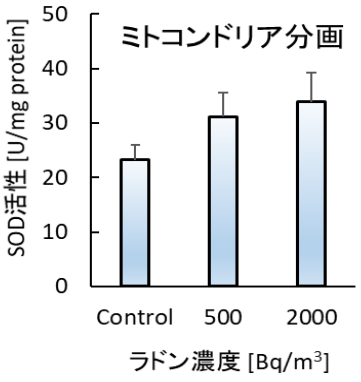


図. ミトコンドリア分画での SOD 活性.

* Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ., [2]JAEA

機械学習を用いた低線量放射線による疾患抑制効果に関するデータ解析

Data analysis of the inhibitory effects of disease by low-dose radiation using machine learning

*神崎訓枝[1]，片岡隆浩[1]，小橋佑介[1]，柚木勇人[1]，石田毅[1]，迫田晃弘[2]，石森有[2]，山岡聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠

我々は今までに，低線量放射線は抗酸化機能を亢進し，様々な疾患を抑制する可能性の高いことを報告した。このため本研究では，関連文献からデータを収集し，機械学習を用いて解析をした。その結果，低線量放射線による疾患抑制の特徴が抽出され，これら適応症の治療法合理化や新規探索が予測できた。

キーワード：低線量放射線，機械学習，抗酸化機能，適応症

1. 目的

疼痛はラドン療法（低線量放射線による生理的刺激効果を利用した治療）の代表的な適応症であり，我々の今までの動物実験でも低線量放射線による抗酸化機能亢進に伴う疼痛抑制効果が実証されている。また我々は，疼痛以外にも全身に渡る諸臓器における疾患でも同様の抑制効果のあることを報告した。本研究では，ラドン療法適応症の治療方法合理化や新規探索を目的に，関連文献からデータを収集し解析をした。

2. 方法

2-1. データの前処理

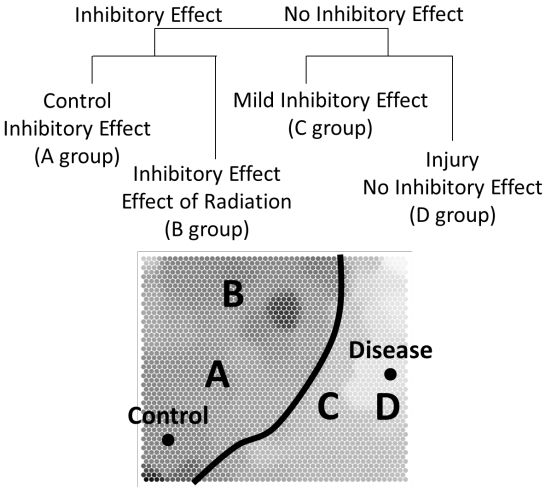
文献から得られたデータは，対照 0 疾患 1 で基準化し，平均 0 標準偏差 1 になるようデータの偏りを補正し，欠損値は SOM で予測することで補完した。すなわち，データは疾患の程度で整理されている。データの要素は，SOD 活性・総 GSH 量・Cat 活性・疾患抑制度（複数ある場合はそれらの平均）とした。

2-2. データ解析に用いた自己組織化マップ（SOM）

SOM は機械学習の一種であり，学習により特徴の似通ったデータを近くに配置しながら，視覚的効果に優れたマップを構成する。本研究では SOM を用い，低線量放射線の様々な疾患に対する抑制効果の特徴を二次元の SOM マップ上に表現し抽出した。

3. 結果・考察

出力マップは，右に Disease 群，左に Control 群を配置し，右から左へ疾患抑制度を示している（右図）。白い方が疾患，黒い方が対照に近いことを示す。例えば，マップ上のデータ配置より，ラドン療法の適応症である疼痛では線量依存性が示され，2000Bq/m^3 のラドンを 24 時間吸入したデータでその十分な効果が読み取れた。他方，脳や肝臓についても，ラドン療法適応症の治療方法合理化や新規探索の有効な手掛かりとなり得る特徴を視覚的に捉えることができた。



*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[2], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ., [2]JAEA

ミクロンRIイメージングシステムのピンホールコリメータ径微細化による植物中の鉄動態観察の高分解能化

Improvement of spatial resolution of dynamic observation of Iron in plants by reducing diameter of pinhole collimator in micron RI imaging system

*谷口 弘樹[1]，實重 雄磨[1]，藤原 充啓[1]，寺川 貴樹[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大学大学院

ミクロンRIイメージングシステムによる鉄トレーサの観察を行った。分解能の改善を目的としたコリメータ径の微細化、および比放射能向上溶液の使用による径縮小に伴う感度低下の抑制の効果を検証した結果、分解能は約200 μmとなったが被写界深度拡大による像の重なりが課題として残った。

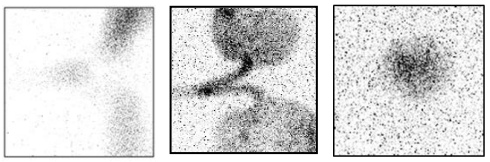
キーワード：RIイメージング，動態観察，食料問題

1. 緒言

現在、人口増加に伴う食料問題が危惧されており、不良土壌地でも生育可能な植物の開発が望まれている。植物細胞内での金属元素の代謝機構解明が重要なカギとなるため、我々の研究室ではピンホールカメラの原理を用いた新たなイメージング技術を開発した。先行研究[1]では細胞の大きさ数～200 μmに比して同システムの分解能は約2000 μmとはるかに大きく、細胞レベルでの観察ができないことが課題の一つであった。そこで本稿では、分解能の向上を目的として、(1) コリメータ径の微細化による分解能の改善、(2) 比放射能向上溶液を用いた径縮小による感度低下抑制、を行いその効果の検証を行った。

2. 分解能向上のための方法と結果

(1) 従来、コリメータ孔はピンバイスとアクリル製ガイドを用いて手作業で開けられておりϕ0.38 mmが最小経だった。細胞レベルの観察にはϕ0.1 mm以下のコリメータが必要である。超微細機械加工技術を用いて作製したところ、先行研究[1]で使用していたϕ1 mmと比べて約10分の1のϕ0.094 mmに縮小され、分解能は200 μmとなった。(2) 溶液の比放射能を向上させるには、溶液調整において元バイアル以外の溶液量を減らすことが求められる。純水・NaOH ・$FeCl_3$（担体溶液）・EDTAのうち、純水の使用を止め、高濃度なNaOHを使用したことで比放射能は15.4倍まで向上した。図1は鉄トレーサ分布画像の比較である。比放射能向上によって(b) ϕ0.38 mmで鮮明な画像が得られた。(c) ϕ0.094 mmでは分解能が200 μmとなり細胞レベルでの観察ができるようになったが、画像はぼやけており葉の輪郭は見て取れない。これはコリメータ径が小さくなったことで被写界深度が深くなり、像の重なりが起きたことが原因だと考えられる。また、径が面積比にして約100分の1になったのに対し、比放射能は15.4倍しか向上していないため、単純にカウント数が減少したことも要因として考えられる。



(a) ϕ1 mm. (b) ϕ0.38 mm. (c) ϕ0.094 mm.
図1．鉄トレーサ分布画像.

参考文献

[1] 丸山隆史, “丸山修士論文,” 東北大学大学院, 2016

---

*Hiroki Taniguchi[1], Yuma Saneshige[1], Mitsuhiro Fujiwara[1], Atsuki Terakawa[1] and Keizo Ishii[1]
[1] Grad. school of Tohoku Univ.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[1P08-12] Robot, Instrumentation, Support System

Chair:Hiroshi Shimoda (Kyoto univ.)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 4:10 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P08] Performance Confirmation of MONJU Falied Fuel Detection and Location System

*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1], Keitaro Muto[1] (1. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1P09] Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], keisuke Ishi[2], Akihiro Kitamura[3] (1. JAEA, 2. JEOL Ltd., 3. Labosoltech LLC)

3:00 PM - 3:15 PM

[1P10] Electrical Isolation Supporting System

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM

[1P11] Electrical Isolation Supporting System

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1], Hiroki Shiba[2] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Corporation, 2. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM

[1P12] Fundamental study on ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport

*Ryo Nishiwaki[1], Syun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo tech)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

「もんじゅ」タギング法破損燃料検出装置の性能確認
(3) タグガス組成模擬ガスによる FFDL 性能確認

Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(3) Performance Confirmation of MONJU FFDL using Simulant Tag Gas

*加藤 慎也[1]，諸橋 裕子[1]，武藤 啓太郎[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速増殖原型炉もんじゅのタギング法破損燃料検出装置（FFDL）の性能確認のため、タグガス組成の模擬ガスを製作し、被疑燃料同定精度の確認を行う。

キーワード：もんじゅ，タギング法破損燃料検出装置（FFDL），タグガス、被疑燃料同定

1. 緒言

タギング法を用いた「もんじゅ」の破損燃料検出装置（FFDL）は、あらかじめ燃料集合体ごとに同位体組成比の異なる Kr と Xe のタグガスを各燃料要素に封入しておき、燃料破損時に 1 次 Ar ガス系へ放出されたタグガスを回収・濃縮の後、同位体組成比を分析し、破損燃料の位置を同定するものである（図 1）。これまでの試験[1][2]では、FFDL の成立性に影響を及ぼす希ガス濃縮率並びに 1 次 Ar ガス系及び FFDL 系統の希ガスバックグラウンド（BG）に着目し、性能を確認してきた。しかし、これらの試験では天然組成比の希ガス（Ke、Xe）の試料ガスを使用したことから、分析された同位体組成比から被疑燃料を同定する機能については評価できなかった。本試験では、タグガス組成の模擬ガスを用いることで被疑燃料の同定精度を確認する。

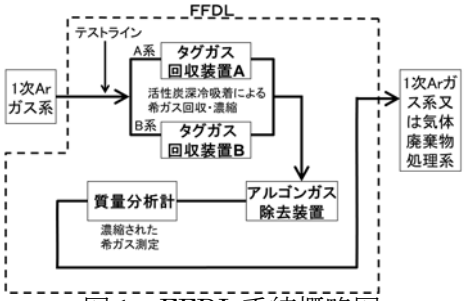


図 1　FFDL 系統概略図

2. 測定方法

炉心燃料集合体製造時のタグガスの在庫から調製した Ar ベースの試料ガス（0.01ppb～1ppb）をテストラインからタグガス回収装置に導入し回収・濃縮の後、同位体組成比を測定した。また、測定された同位体組成比からタグガス比（Kr78/Kr80、Kr82/Kr80、Xe126/Xe129）を算出し、被疑燃料の同定を行う。

3. 結果・考察

測定値と公称値の比較を図 2 に示す。1ppb では、いずれのタグガス比も公称値と良い一致性を示した。しかし、Kr82/Kr80 及び Xe126/Xe129 については試料ガスの濃度低下に伴い公称値との差異が大きくなる傾向が得られた。ただし、公称値との差異について天然存在比との関連性は認められない。発表では、タグガス解析システムの被疑燃料の同定精度について述べる。

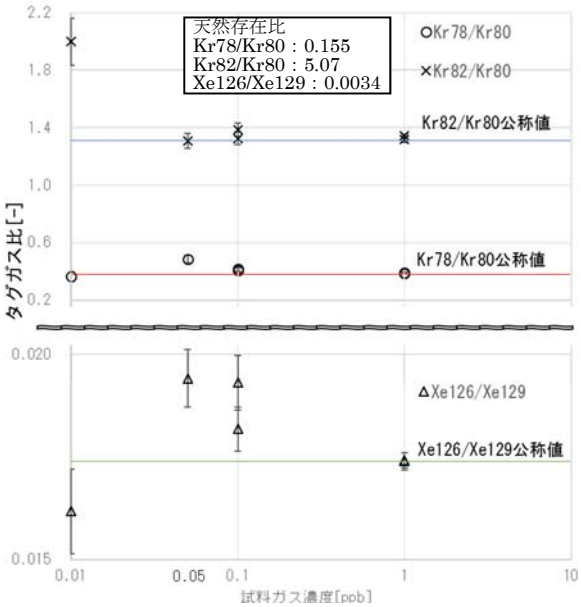


図 2　測定値と公称値の比較

参考文献

[1] 鈴木他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I01

[2] 諸橋他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I02

*Shinya Kato[1], Yuko Morohashi[1] and Muto keitaro[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

「もんじゅ」タギング法破損燃料検出装置の性能確認
（4）性能確認結果を踏まえたタギング法 FFDL の提案

Performance Confirmation of MONJU Failed Fuel Detection and Location System

(4) Proposal for Tagging Gas Failed Fuel Detection and Location System

*諸橋 裕子[1]，樋口 哲夫[2]，石井 啓介[2]，北村 明弘[3]

[1]原子力機構，[2]日本電子，[3]ラボソルテック

高速増殖原型炉もんじゅのタギング法破損燃料検出装置（FFDL）の性能確認結果を踏まえたタギング法 FFDL を提案する。

キーワード：もんじゅ，タギング法破損燃料検出装置（FFDL），タグガス，実証炉

1. 緒言

もんじゅ FFDL は、研究開発段階のシステムであり、性能確認を進める中で数々の課題を摘出し、改良を進めてきた。実証炉検討においては、破損燃料の同定にセレクタバルブ法が採用されているが、耐震性の課題などからタギング法の選択肢を残すことが提案されている。もんじゅ FFDL の性能確認を通して得られた知見を総括し、改良タギング法 FFDL システムを提案する。

2. 現行もんじゅ FFDL の課題

燃料破損時にカバーガス中に放出されるタグガス（Kr、Xe）は極微量であり、直接測定が困難であるため、もんじゅでは活性炭による深冷吸着法（液体窒素による冷却とヒータ加熱による脱着）によりタグガスを濃縮している。これまでの試験により次の課題が確認されている。①活性炭量が多い（約 1kg）こと等に起因して均一な温度制御が困難であり、濃縮性能がシステムの運転履歴や系統によりばらつく。②同位体比分析においてカバーガスである Ar-40 二量体と Kr の分離が難しい。③燃料破損発生から被疑燃料同定までに約 1 日を要する。

3. 改良 FFDL の提案

以上の課題を踏まえ、タグガスの濃縮には既存手法に対して効率の良いケミカルトラップを使用し、質量分析計としては GC-MS や TOF-MS を採用する。これにより、被疑燃料同定時間が約 1 日→1 時間以内に短縮できる。また、装置を大幅にコンパクト化（約 10×10m →卓上サイズ）でき、コストダウン（装置及びランニングコスト）も可能となる見通しである。

一例として、濃縮機構付き卓上 GC/MS を基本とした分析システムで試測定を行った例を示す。（図 1）

タグガス組成の試料ガス（1ppb）を測定した結果、Xe126/Xe129 については、公称値とよい一致を示した。

発表では、Kr 及び低濃度（0.1ppb）の結果についても報告する。

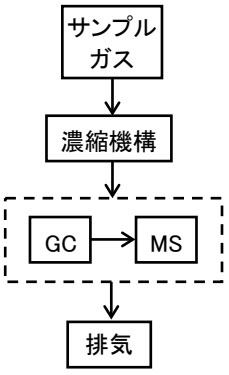


図 1　システム概略図

表 1　分析結果（1ppb）

	公称値	分析値
Xe126/Xe129	0.0174	0.0173

参考文献

[1] 鈴木他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I01

[2] 諸橋他　日本原子力学会 2013 年秋の大会 I02

*Yuko Morohashi[1], Tetsuo Higuchi[2], Keisuke Ishii[2] and Akihiro Kitamura[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]JEOL Ltd., [3]Labosoltech LLC

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（１）影響評価機能と紙図書の構造化機能

Electrical Isolation Supporting System

(1) Evaluation of isolation plan and conversion of paper-drawing to structured-drawing system

*高倉　啓[1]，内藤　晋[1]，芝　広樹[1]

[1]（株）東芝

Electrical isolation supporting system has been developing. The system has three functions; automatic isolation planning function with deep learning, evaluation of the isolation plan with path-search algorithm, and conversion of paper drawing to structured drawing which has attribute information of the wiring and equipment.

Keywords: Isolation, Paper drawing, OCR, Structured drawing

1. 緒言

プラントの改造工事や点検に伴う、電気系のアイソレーション (アイソレ)作業は、専門知識と経験を有するエンジニアが膨大な紙図面をもとに２週間程度かけて実施しており、作業の効率化が課題となっている。そこでアイソレの計画と評価を自動化する支援システムを開発している。システムは図１に示すように図面の中から回路情報を抽出する紙図面構造化機能、アイソレ計画を自動立案する機能、立案した計画の妥当性を評価する機能からなる。本講演では紙図面の構造化機能と評価機能について述べる。

2. 課題と方法

プラント図面の多くは紙で保管されているため、アイソレ計画の自動立案、評価のために必要な回路情報をデジタル情報として効率的に取り出すことができなかった。そこで図２に示すように、紙図面をベクトル形式に変換し、図面中の配線等に属性を付与することで回路情報を自動抽出する構造化機能を開発した。また、AI を活用してアイソレ計画を自動立案する機能を開発しているが、立案した計画の妥当性検証が課題となっている。そこで展開接続図やソフト図上の回路の通電状態を、経路探索アルゴリズムを用いて解析し、アイソレ処置がプラントの系統に及ぼす影響を評価する機能を開発した。

3. 結論

紙図面の構造化では、紙図面中の回路記号や回路記号間を結ぶ線分を、それぞれコイル等のシンボル及び電気配線として認識、回路情報として自動的に抽出した。またアイソレ計画の評価機能では GUI 上の図面に、通電箇所及び隔離箇所を自動で色分けして表示させることで、エンジニアが行っていた紙図面上での評価を自動化した。今後は、より複雑な図面での適用を目指し、評価、構造化の精度を向上させていく。

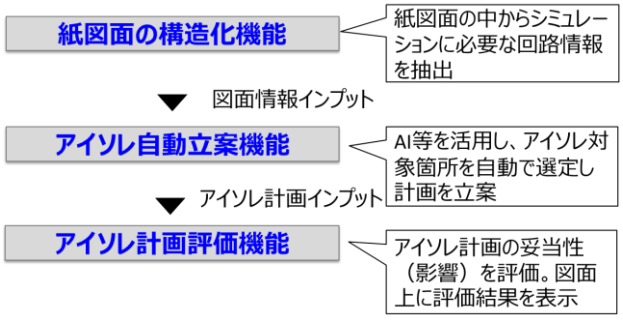


図１．　電気系のアイソレーション支援システム

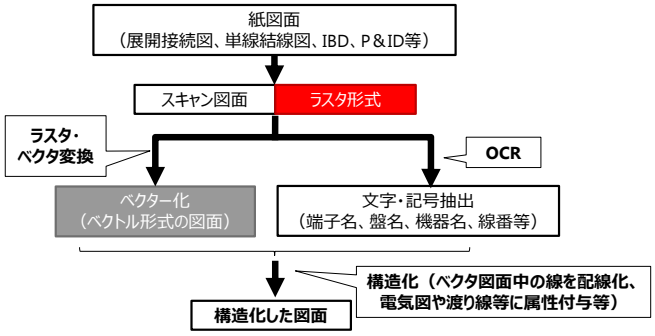


図２．　紙図面の構造化機能

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[1]and Hiroki Shiba[1]

[1]Toshiba Corporation

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（2）深層学習によるアイソレーション計画の自動生成

Electrical Isolation Supporting System

(2) Automatic Isolation Planning with Deep Learning

*内藤　晋[1]，高倉　啓[1]，芝　広樹[1]

[1]（株）東芝

To achieve automatic planning of electrical isolation, speed-up of computing and interpretation of human fuzzy information were performed with deep learning. A deep neural network dropped the computing time by a factor of 32. A deep Q-network optimized the isolation procedure from the viewpoint of the work load.

Keywords: data mining, deep learning, deep Q-network, artificial intelligence

1. 緒言

現在、データマイニング技術は、高性能かつ低コストの計算機環境と、使い易いコーディングツールのおかげで容易に利用できる。我々はO＆M高度化のために、データマイニングを活用した様々なアプリケーションを開発している。現場支援においては、深層学習を用いた電気アイソレーション計画の自動生成を試みている。現在、熟練した技術者が、数百もの回路図や関連図書を用いて、工数をかけてアイソレーション手順の計画を作成している。この作業が自動化されれば非常に効率的である。

2. 課題と方法

自動計画には二つの課題がある。一つは、膨大な電気導通経路を全て探索するためには、汎用の電気回路シミュレータでは非常に計算時間がかかること。もう一つは、作業のし易さなどの曖昧な情報の解釈である。深層学習はこれらの解決に役立つ。我々は、モデルケースでの検討を実施した。深層ニューラルネットワーク（ＤＮＮ）を計算時間削減に適用し、効率的な経路探索アルゴリズムをＤＮＮの内部に構築した。また深層Ｑネットワーク（ＤＱＮ）を曖昧な情報の解釈に適用した。

3. 結論

ＤＮＮの計算時間は、回路シミュレータに比べて３２倍短縮した。ＤＱＮは、機器配置、線量、および熱中症指標（ＷＢＧＴ）を用いて、作業員の負荷の観点から、アイソレーションの手順を最適化した。今後は大規模回路での検証を進める。

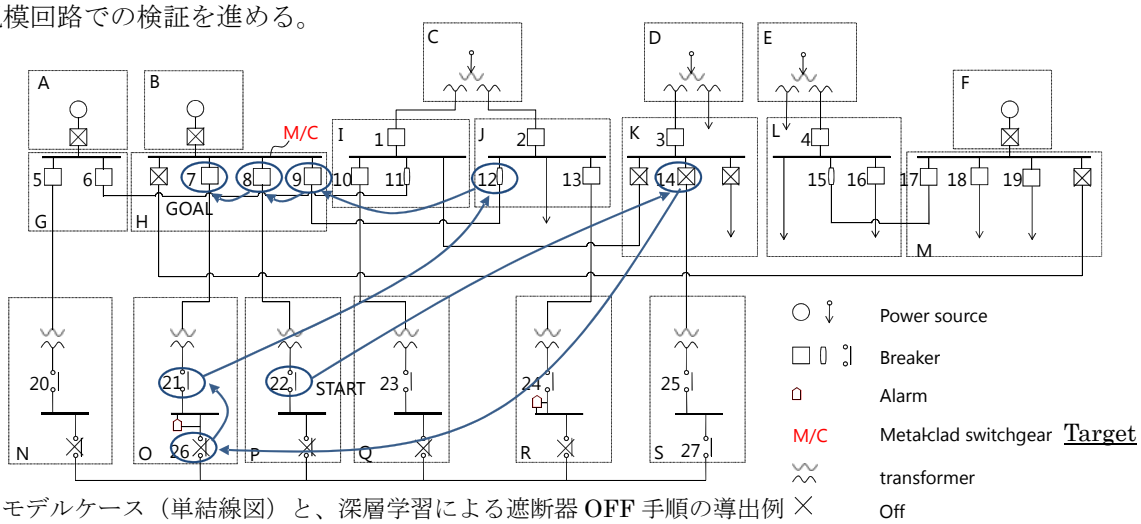


図. モデルケース（単結線図）と、深層学習による遮断器 OFF 手順の導出例

参考文献

[1] V.Mnih et al., “Human-level control through deep reinforcement learning,” *Nature* **518**, 529-533 (2015).

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[1] and Hiroki Shiba[1]

[1]Toshiba Corporation

超音波流動計測とロボット搬送に関する基礎研究

Fundamental study of ultrasonic velocity profiler method for flow measurement and robot transport

*西脇　良[1]，木村　駿[1]，高橋　秀治[1]，遠藤　玄[1]，木倉　宏成[1]
[1]東京工業大学

東京電力福島第一原子力発電所の格納容器漏洩箇所調査のためフェイズドアレイUVP法と搬送用ロボットを用いた遠隔計測システムを構築した．そして，搬送用ロボットを用いたフェイズドアレイ UVP 法による二次元流動場計測を行い，漏洩箇所位置推定が可能であることを示した．

キーワード：超音波，フェイズドアレイ，流速分布計測，ロボット計測

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業に関して，崩壊熱冷却用水の原子炉格納容器からの漏洩が問題となっており，漏洩箇所調査を格納容器内部より行うことが求められている．格納容器内は高線量かつ滞留水の透明度は高くないことが確認されている．そこで調査手法として耐放射線性に優れかつ不透明液体に適用可能な超音波計測に注目し，その中でも，フェイズドアレイ超音波流速分布計測(UVP)法[1]を用いた二次元流動計測に着目した．本手法により漏洩箇所へ向かう滞留水の流れ場を計測することによりその位置推定が可能であると考える．一方で，本手法を適用するにあたり，格納容器内部は人が立ち入ることのできない高線量環境であるので，ロボットによる計測システムの搬送と遠隔操作による計測が必須になる．そこで，本研究ではフェイズドアレイ UVP 法と搬送用ロボットを用いた遠隔計測システムを構築し，模擬漏洩箇所調査実験を行った．



Fig.1. Measurement system with conveying robot and phased array sensor.

2. 漏洩箇所調査システムの構成

漏洩箇所調査システムはフェイズドアレイ UVP 法の二次元流動計測システムと搬送用ロボットシステムにより構成される．調査システムの外観を Fig.1 に示す．フェイズドアレイ UVP 法による二次元流動計測システムは，大きさが 30×18×18 mm の超音波リニアアレイセンサにより二次元流速ベクトル場が計測可能な計測システムであり，高い可搬性を持つ．センサは中心周波数が 2 MHz，素子数が 8，素子の 1 つの大きさが 2×0.5 mm のものを用いた．一方の搬送用ロボットシステムは移動用の四輪駆動の車体とセンサの位置制御用のロボットアームから構成される．ロボットアームは 3 自由度 2 節リンク機構を有し，第二関節にはワイヤプーリ機構を採用し，軽量かつ広範囲の可動域を持つ．

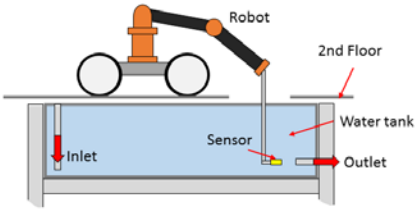


Fig.2. Experiment equipment (Side view).

3. 模擬漏洩口調査実験

新たに構築した計測システムの有効性を検証するために Fig.2 に示す体系において実験を行った．実験では櫓の 2 階部分でロボットを移動させ，2 階部分の床下に設置した 1200×450×450 mm の水槽内にロボットアームを用いてセンサを配置し流出する流れの計測を行った．水槽内には流入口と模擬漏洩口を設け流量 14 L/min で水を循環させた．センサの計測線を-10°から+10°まで 5°刻みに 5 本設定し電気的に走査した．計測は漏洩口付近でロボットによりセンサを 30 mm 間隔で移動させながら 3 点で計測を行った．計測結果を Fig.3 に示す．結果より，一部でロボットアームの位置決め精度の不十分さによるベクトル方向のずれが見られるもの漏洩口正面においてセンサから 60 mm 程度離れた領域でも流出する流れが確認でき，本計測システムの有効性が確認された．

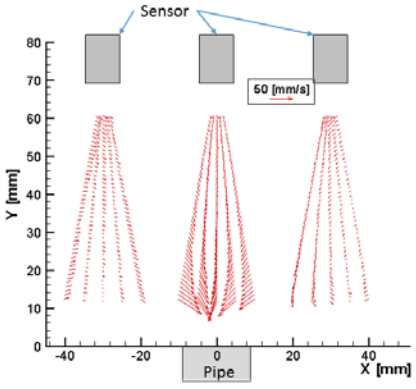


Fig.3. Flow map of the phased array UVP method (Top view).

参考文献

[1] 都築宣嘉 *et al.*, "フェイズドアレイセンサ超音波流速分布計測法による流れ場の可視化 (第 41 回可視化情報シンポジウム講演論文集)." 可視化情報学会誌(2013): 別紙-5p.

*Ryo Nishiwaki[1] , Shun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Gen Endo[1], and Hiroshige Kikura[1]
[1] Tokyo Tech

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1P13-15] Human factors

Chair:Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

Wed. Sep 13, 2017 4:10 PM - 5:00 PM Room P (Seminar room 2 - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1P13] Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1], Kazukiyo Ueda[2] (1. Tohoku University, 2. BWR Operator Training Center Corporation)

4:10 PM - 4:25 PM

[1P14] Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*Daisuke Takeda[1], Yuko Hirotsu[1] (1. CRIEPI)

4:25 PM - 4:40 PM

[1P15] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Research Institute for Technology Management Strategy)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

可観測情報に基づく原子力プラント運転訓練評価の客観性向上に関する研究

Study on the Objectivity in Nuclear Power Plant Operation Training Evaluation based on Observable Information

*星井 義隆[1]，相馬 由健[1]，高橋 信[1]，上田 一潔[2]
[1]東北大学，[2]（株）BWR 運転訓練センター

原子力プラントの中央制御室の運転訓練評価の客観性向上を目的に，運転員個人の訓練時の発話プロトコルを解析し，報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発し，その妥当性検証を行った．

キーワード： 運転訓練，評価手法，発話プロトコル

1. 緒言

本研究グループでは，原子力プラントの中央制御室の運転訓練評価の客観性の更なる向上を目的として研究を行っており，シミュレータ訓練時のチームパフォーマンスの客観的評価指標を提案してきた．このようなチームに対する評価は重要である一方で，その基盤となる運転員個人に対する評価も不可欠である．本研究では，可観測な情報として発話プロトコルを用いて，運転員個人の報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発し，その妥当性を検証した．

2. 手法

本研究では報告の質を，網羅性，情報量，関連情報，迅速性，頻度，文脈の 6 要素に分解し，発話プロトコル解析を行い各要素の特徴を抽出した．訓練シナリオとしては，「復水ポンプトリップ」「電気油圧式制御装置故障」「再循環ポンプ片側トリップ」の 3 つを解析対象とした．各事象を対象にした（株）BWR 運転訓練センター（BWR Operator Training Center : BTC）での訓練実行時の発話プロトコルを分析しその可視化を行った（図 1）．6 名の可視化結果を比較検討し，高パフォーマンス者の特徴抽出・一般化を行い，報告の質の 6 要素の評価指標を得た（表 1）．評価指標の妥当性を検証するために，BTC の熟練インストラクタによる評価結果との相関分析を行った．相関分析で用いた提案指標の得点は，6 要素の評点をそれぞれ最大値が 1 となるように正規化した値の合計値を用いた．

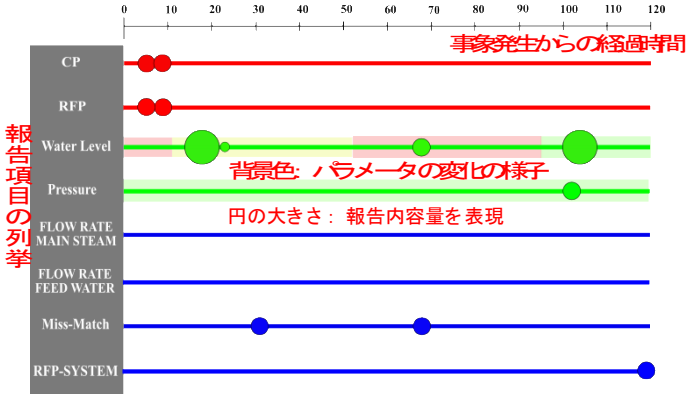


図 1 発話プロトコル可視化

表 1 報告の質の 6 要素の評価指標

	6要素	加点条件
報告の質	網羅性	報告必須項目のうち報告できた項目数
	情報量	数値情報および変動方向の両情報を伴った報告が出来ているか
	関連情報	変化原因，プラントへの影響に関して言及があるか
	迅速性	警報+パラメータ（機器状態）の報告に要した時間
	頻度	変化に対応したプラントの状況報告が出来ているか
	文脈	警報の優先的報告，事象静定後にプラントの状況を報告

3. 結果

BTC 評価結果との相関分析の結果，復水ポンプトリップ，電気油圧式制御装置故障，再循環ポンプ片側トリップにおける相関係数は，それぞれ 0.86 ($p < 0.05$), 0.86, 0.66 であり中程度以上の正の相関が得られ手法の妥当性が示唆された．

4. 結言

本研究では，運転員個人の訓練時の発話プロトコルを解析し，報告に関わるパフォーマンスの客観的評価指標を開発した．評価対象としたシナリオ，運転員の数は十分とは言えないが，報告の質という観点からの分析の基本的な有効性を示すことができたと考える．

*Yoshitaka Hoshii[1], Yoshitake Sohma[1], Makoto Takahashi[1] and Kazukiyo Ueda[2]
[1]Tohoku Univ., [2]BWR Operator Training Center Corp.

ヒューマンエラー防止に係る安全ノウハウ継承時の留意点に関する一考察

Considerations on transferring safety know-how for preventing human error

*武田 大介[1]，弘津 祐子[1]
[1]電力中央研究所

本研究では，現場の安全確保に重要な役割を果たす，ルール化されていない，あるヒューマンエラー防止に係る安全行動・工夫（安全ノウハウ）を次世代へ継承する方法を判断する基準・着眼点を考案すると共に，継承時の留意点について考察する。

キーワード：安全ノウハウ，ヒューマンエラー，安全行動，継承方法，留意点

1. 緒言

ベテラン作業者が自主的に実施している、手順書・マニュアルに記載されていないヒューマンエラー防止のための行動・工夫（安全ノウハウ）が現場の安全確保のために果たす役割は大きい。こういった安全ノウハウを次世代へ継承するためには，作業者が保有している安全ノウハウを抽出し，ルール化や教育・訓練等，何らかの方法で継承する必要がある。本研究では，著者らが開発した方法[1]を用いて抽出された多数の安全ノウハウをより効果的・効率的に継承するために，安全ノウハウの継承優先度付け及び継承方法判断の基準・着眼点を考案すると共に，継承時の留意点について考察する。

2. 方法

安全ノウハウの継承優先度及び継承方法を判断する基準・着眼点の候補（エラー防止への役立ち度，周囲の実施度など）を先行研究に基づき選定し，複数業種（製造業等）の安全ノウハウ各 20 項目を調査参加者（各業種 100 名）にウェブ上で上記候補の観点から評価させることで，基準・着眼点を導出した。

3. 結果・考察

継承優先度付けの指標となる実施選好度（作業者が対策として実施したいか）には①エラー防止効果が高いか，②作業全体の効率性を損なわないか，等が影響を及ぼした。また，継承方法（ルール化 or 教育・訓練等）を判断する指標となるルール化受容度（作業者がルールとして受け入れられるか）には③他者が実施状況を確認できるか，④常にできるか，⑤別のエラーが起きないか，⑥周囲の実施度が高いか，等が影響を及ぼした。以上から，これらを継承優先度付け及び継承方法判断の基準・着眼点とした。

また，安全ノウハウの継承時に関する留意点について，以下を考察した。

- 上記④と⑤の観点から，安全ノウハウには行動の副作用が想定される場合も多いことから，ルール化以外で継承する場合でも，ただ闇雲に安全ノウハウを実施させるのではなく，その副作用について考えさせるような工夫・仕組みがあることが望ましい
- 上記⑥の観点から，周囲の実施度が低い安全ノウハウについてルール化を検討する場合は，初めからルール化するのではなく，重点活動（キャンペーン）等で行動が定着するか見定めてからルール化を検討する方が望ましい

参考文献

[1] 武田大介，弘津祐子．作業者を対象としたヒューマンエラー防止のための安全ノウハウ抽出方法の開発，電力中央研究所報告，L15004，2016

---

*Daisuke Takeda[1] and Yuko Hirotsu[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析

（3）能動的対応の抽出

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident
(3) Extraction of Proactive Correspondence

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

東日本大震災において，東京電力福島第一原子力発電所はシビアアクシデントとなり，このままでは格納容器の破損も免れない状況となった。しかし，事態の進展を一定に留め，引き戻すことができたのは，現場において数々の能動的（プロアクティブ）な対応がなされたためと考えられる[1]。本稿では，これまで関心が向けていられなかった視点からの教訓抽出を目的として，福島第一原子力発電所における初動対応に注目し，現場の能動的対応の抽出を試みた。
キーワード：福島第一原子力発電所，緊急時対応，レジリエンスエンジニアリング，能動的対応

1. 緒言　レジリエンスエンジニアリングでは，良好事例からの学習を重視している。しかし，良好事例からの学習が必要であるならば，失敗事例と同じように，なぜそのような行為を行うことができたのかといった「原因の究明」や「再発促進」を目的とした調査が必要となろう。しかし，そのような視点での調査はほとんど行われていない。

本稿で取り扱う東京電力福島第一原子力発電所事故現場は，訓練の想定をも超えており，経験したことのない状況下で行動を求められた。マニュアルの多くは役立たず，事故を収束させる明確な道筋や解の提示がなされているようなものもない。そのため，時に，行為の選択肢いずれもがリスクを伴う“Sacrifice Judgment”もあった[2]。しかし，そのような中でも，現場は，常に，炉を冷やすことを目的に，電源確保，注水ラインの構築，ベント操作に向け，それぞれが能動的対応を行っている。本稿では，緊急時における初動対応に重要な能動的対応に注目し，その意義を検討する。

2. 方法　初動対応は，東京電力による「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成 23 年 12 月版）資料一覧より抽出した [3]。さらに，抽出した行為を，主観的利用可能時間と制御モードの関係性を説明する概念モデルである COCOM（the Contextual Control Model）を参照し[4]，その制御モードが，「混乱状態制御」，「機会主義的制御」，「戦術的制御」および「戦略的制御」のどこに位置しているかを検討した。尚，各行為の制御モードの検討は，まず，第一著者が行い，その結果を，共著者で確認，議論し，確定した。

3. 結果

- 現場で行われていた行為は，目的に合ったものであり，無作為な行為選択がなされる混乱状態制御モードに当てはまるような行為は見られなかった。
- 行為のほとんどは，連想ベースで行われる機会主義的制御モードである。しかしながら，本来使用すべき機器が機能喪失し，現状に当てはめるマニュアルもない中では，「選択したくてもできない」，「現在の目立った特徴や状況に基づいて選択」することは，やむを得ない選択といえる。現場の対応が，計画や予測の前に，とにかくできることをひとつひとつするしかないという状況であったことがわかる。
- 機会主義的制御モードで行われた行為のひとつである監視計器用電源の確保や，他号機の経験の共有，外部リソースの確保等を受け，時間経過とともに，戦術的制御モード（計画ベース），あるいは戦略的制御モード（予測ベース）が現れてくる。

4. まとめ　緊急時対応への備えとして，想定外の事象といわれる東京電力福島第一原子力発電所事故の現場で行われた行為に，混乱状態制御モードがなかったことの背景についても検討が必要である。また，機会主義的制御モードから戦術的，あるいは戦略的制御モードに移行するには，モニタリング機能の確保，関連する知識の共有，外部リソースの確保が重要であることが明らかになった。今後，どのようにしてそれらを担保するのかを検討すべきである。

参考文献

[1] 古川久敬・山口裕幸（編），＜先取り志向＞の組織心理学プロアクティブ行動と組織，有斐閣，2012
[2] E Woods, D. D. : Chapter2, Essential Characteristics of Resilience. In Hollnagel, E., Woods, D. D. and Leveson, N.. Resilience Engineering : Concepts and Precepts, 30-33, ASHGATE, UK, 2006
[3] 東京電力株式会社，福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成 23 年 12 月版）資料一覧，2011
[4] Hollnagel, E. :Cognitive Reliability and Error Analysis Method CREAM, ELSEVIER, 1998

* Kyoko Oba [1], Atsufumi Yoshizawa [2] and Masaharu Kitamura[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

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

[1Q01-04] Environmental Dynamics

Chair:Haruyasu Nagai (JAEA)

Wed. Sep 13, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q01] Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2] (1. Nagoya Univ., 2. Fukushima Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1Q02] Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*Shunsuke Nakamura[1], Endo Satoru[1], Kajimoto Tsuyoshi[1], Tanaka Kenichi[1], Maeda Makoto[1] (1. Hiroshima Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1Q03] The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*Yukiko Okada[1], Koiti Murakami[1], Haruaki Matsuura[1], Takafumi Uchiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kinichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5] (1. Tokyo City University, 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. Gunma University, 4. National Institute for Environmental Studies, 5. Musashi University)

3:15 PM - 3:30 PM

[1Q04] Radioactive nuclide transport in coastal area including the harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Masahisa Watanabe[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

東電福島第一原発事故 Cs-137 放出率の再編集

Recompilation of Cs-137 release rate of the FDNPS accident

*山澤弘実[1]，平尾茂一[2]
[1]名大院工，[2]福島大

文献調査と、新たに得られた他核種を含む大気中濃度を対象にした大気拡散計算による解析により、2011年3月中の大気放出されたCs-137の放出率時間変化を再構築した。

キーワード：Cs-137 放出率、大気放出、東電福島第一原発事故

1. 緒言

これまで環境中の濃度データ等から放出を求めた複数の研究により、事故により大気放出されたCs-137放出率の時間変化は、2011年3月14－16日での100 TBq/h前後の大きな放出、その後20日頃まで比較的大きな放出が維持され、28日頃の1 TBq/h程度の放出率まで漸減し、月末に再度100 TBq/h前後の放出が半日－1日程度継続したとする見積もりがなされており、この全体的な傾向については概ね一致している。しかし、時間毎に各見積もりを比較すると、1桁程度かそれ以上の差異がある。本研究では、新たに得られたI-131、Xe-133大気中濃度及びそれから推定された放出率を参考にこれまでのCs-137放出率推定結果を検討し、統一した放出シナリオの構築を目指した。

2. 方法

本研究では、Terada et al.(2012 : JER)（以下、T12）及びKatata et al. (2015 : ACP)(K15)を基礎データとし、さらにベイズ統計による客観解析を用いたHirao et al.(2013:JNST)(H13)、Yumimoto et al.(2016:JER)(Y16)を検討に加えた。また、茨城県内モニタリングポストで得られてNaI（Tl）波高分布から得られたI-131、Xe-133大気中濃度から、ベイズ統計により求めたそれら核種の放出率（以下、NI）も参照した。

3. 結果

再構築結果を図に示す。新たな環境データに基づく推定ができない期間については、概ねK15の放出率を採用した。放出の大きかった14日午後から16日未明については、主にNIは比較的時間変動が小さいこと，H13とY16が概ね一致していること等から，T12、H13，Y16およびNIの平均的な放出率を採用し、K15に比べて時間変動の比較的小さい50-100 TBq/h程度の放出率を得た。3月中の放出総量は14.8 PBqで、海洋インベントリから逆算された全期間の放出量15-20 PBqと矛盾しない。

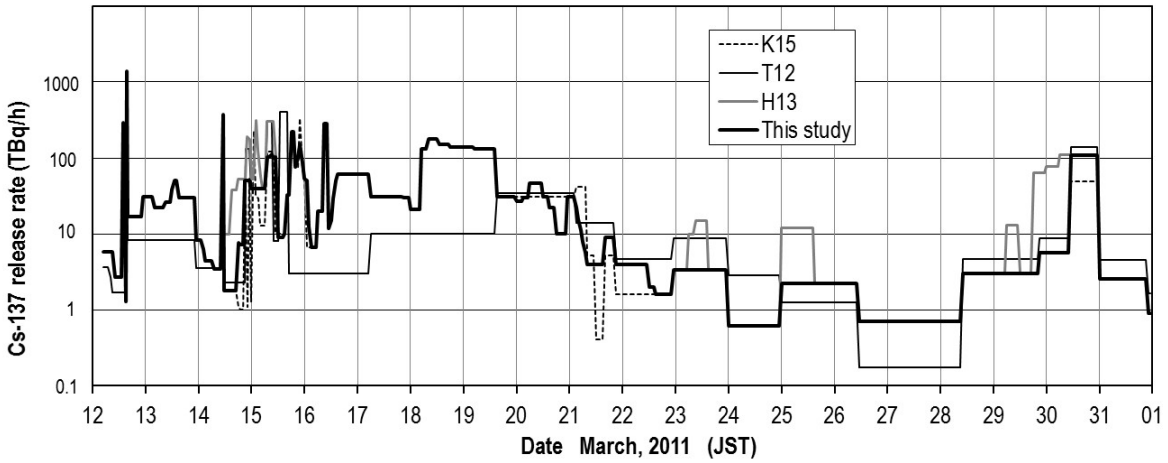


図　再構築されたCs-137放出率の時間推移（太線）

*Hiromi Yamazawa[1], Shigekazu Hirao[2]　[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

福島第一原発事故に由来した放射性微粒子中 ^{90}Sr の放射能評価

Measurement of ^{90}Sr radioactivity in radioactive particle originated from Fukushima Nuclear Power Plant Accident

*中村　駿介[1]，梶本　剛[1]，田中憲一[1]，前田　誠[1]，遠藤　暁[1]
[1]広島大学

2011年3月の福島第一原発事故において放出された放射性微粒子からのベータ線スペクトルをSi検出器によって測定し、モンテカルロ計算によって作成したSi検出器の応答関数を用いて^{90}Sr及び放射性Csの放射能を決定した。その結果、^{90}Sr/^{137}Cs放射能比：0.0009～0.0036を得た。本研究で得た放射性微粒子の^{90}Sr/^{137}Cs放射能比は汚染土壌と比較的近い値を示した。

キーワード：福島第一原発事故，放射性微粒子，^{90}Sr，モンテカルロ計算，Si検出器応答関数

1. 緒言

福島第一原発事故によってケイ酸塩ガラスを主成分とする放射性微粒子が放出されたことが確認されている[1]。放射性微粒子に含まれる放射性Csに関しては様々な研究が行われており、比放射能は極めて高いがその数が少ないため、放射性微粒子中の放射性Csが汚染の主な原因ではないと考えられている。^{137}Csと同様に比較的長い半減期を持ち長期的な放射能汚染をもたらす核種として^{90}Srが挙げられ、事故によって放出されたことが確認されている。しかし、放射性微粒子中の^{90}Srの放射能は報告されていない。よって、^{90}Srの放射能を定量する手法を確立し、放射性微粒子中の^{90}Srの放射能を評価することとした。

2. 実験

2013年に高濃度汚染地域で採取した汚染土壌からイメージングプレート、GM計数管を用いて7つの放射性微粒子を抽出した。それぞれの放射性微粒子についてGe検出器、表面障壁型Si検出器によってγ線とβ線の測定を行った。また、PHITSモンテカルロコードを用いてSi検出器の1Bq当たりの放射性Cs(^{134}Csと^{137}Cs)及び^{90}Srの応答関数を決定した。得られた応答関数を用いて測定β線スペクトルのフィッティングを行うことで、放射性Cs及び^{90}Srの放射能を推定した。

3. 結果・考察

フィッティングの結果、応答関数はベータ線スペクトルをよく再現し（図1）、ベータ線スペクトルから推定された放射性Csの放射能はGe検出器によって決定した値とほぼ一致した。^{90}Srの放射能としては1粒子当たり0.02～0.43Bqであり、^{90}Sr/^{137}Cs放射能比は0.0009～0.0036であった。この放射能比は文部科学省によって行われた2kmメッシュ調査における放射能比と同程度の値である。よって、土壌汚染における放射性微粒子中の^{90}Srの寄与は^{137}Csと同程度であり、それほど大きくはないと考えられる。

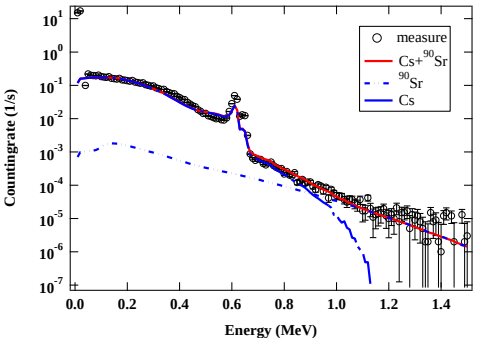


図1　測定スペクトルを放射性Csと^{90}Srの応答関数でフィットした例

参考文献

[1] Adachi K, Kajino M, Zaizen Y, Igarashi Y, 2013, Scientific Reports, 2554.

---

*Shunsuke Nakamura[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Tsuyoshi Kajimoto, Akira Maeda[1]
[1]Hiroshima Univ.

群馬県赤城大沼の秋季全循環における放射性セシウムの挙動

The behavior of radioactive cesium in the autumn full circulation of Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture

*岡田往子[1],村上公一[1],松浦治明[1],内山孝文[1]，鈴木究真[2]、渡辺峻[2]、久下敏宏[2]，
角田欣一[3]、野原精一[4]、薬袋佳孝[5]
[1]東京都市大学，[2]群馬県水産試験場、[3]群馬大学、[4]国立環境研究所、[5]武蔵大学

赤城大沼湖水の秋季全循環に着目し，湖水を深度別に時系列で放射性セシウム濃度を詳細に AMP 法で分析した．その結果，湖内における放射性セシウムの微小な変化を捉えることができた．

キーワード：ワカサギ　放射性セシウム（Cs）　赤城大沼　秋季全循環　深度別　AMP 法　放射能測定

1. 緒言

2011 年 3 月福島原発事故由来の放射性物質は群馬県の赤城大沼にまで飛来した．2011 年 8 月に生息するワカサギから，640 Bq/kg-wet の放射性 Cs 濃度が検出された．しかし，同程度の放射性 Cs が飛来した他の湖沼と比べ、赤城大沼のワカサギ（魚類）の放射性 Cs 濃度の減衰が遅いという特徴があった．本研究では，湖水の秋季全循環に着目し，湖水を時系列かつ深度別に詳細な分析(mBq/kg オーダー)を行うことで，湖内における放射性セシウムの微小な変化を捉え，これらの基礎データを蓄積し，「赤城大沼における放射性セシウムの動態解明と将来予測」の一助とすることを目的とする．

2. 実験

2014 年度及び 2015 年度の秋季全循環期の 9 月から 12 月にバンドーン採水器で 20 [L]採水した．2014 年度は 10 日間隔で水深 0 m，8 m，15 m の各 2 試料ずつ採水し，その内各深度ポイントの 1 試料は 0.45μm カートリッジフィルタによって濾過し、溶存態（dissolved Cs）とした。もう 1 試料は未濾過処理とし、その水深別ポイントの全放射性セシウム濃度とした．この濃度から dissolved Cs を引いた値を懸濁態（suspended Cs）とした．2015 年度は，秋季全循環前・中・後の 3 回採水を行い，水深 16.5 [m]を加えた 4 水深ポイントとした．湖水試料は AMP 共沈法を行い，都市大原子力研究所の Ge 検出器（相対効率：20%）を用いて測定し，Gamma Studio(SEIKO EG & G)により解析を行った．

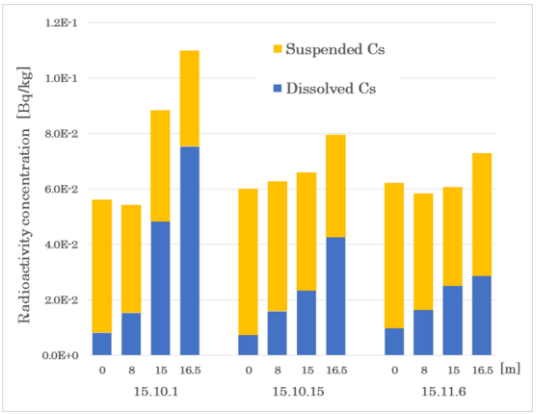


Fig.1 The ratio of Suspended Cs and Dissolved Cs（2015）

3. 結果と考察

Fig. 1 に 2015 年秋季全循環前・中・後の深度別溶存態 Cs と懸濁態 Cs の濃度比を示す。湖底は表水層に比べ高い Cs 濃度で，dissolved Cs が支配的であった．全循環期前ではその傾向が顕著で，全循環後に深度別の差が均一化していることが観察された．

参考文献

１）Fractionation of radiocesium in soil, sediments, and aquatic organisms in Lake Onuma of Mt. Akagi, Gunma Prefecture using sequential extraction, Masanobu Mori , at al, Science of the Total Environment 575 (2017) 1247‐1254

平成２６年度～平成２８年度科学研究費　基盤研究（B）課題番号 26292100 による成果である．

*Yukio Okada[1],Koiti Murakami[1],Haruaki Matsuura [1], Takafumi Utiyama[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Toshihiro Kuge[2], Kin-ichi Tsunoda[3], Seiichi Nohara[4], Yoshitaka Minai[5]
[1]Tokyo City University, [2] 1Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station, [3]Gunma University, [4]National Institute for Environmental Studies, [5]Musashi University

福島第一原子力発電所港湾を含む沿岸域における放射性核種の環境動態

Radioactive Nuclide Transport in Coastal Area Including the Harbor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*町田 昌彦[1]，山田　進[1]，渡辺 将久[1]
[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（１Ｆ）事故以来、汚染水の海洋への流出が危惧されており、国・東電による汚染水の移行抑制のための対策工事が実施されてきた。こうした状況の下、原子力機構では機構内の様々な研究者が集まり、「１Ｆ廃炉対策タスクフォース（旧称：１Ｆ汚染水対策タスクフォース)」が組織され、多種多様な視点から汚染水等が有するリスク評価や直面する課題を解決すべく研究開発を進めてきた。本講演では、本タスクフォース活動の一環として実施している１Ｆ港湾内の放射性核種の動態に対し、計算対象領域の階層化（ネスト構造）手法を用いた 3 次元流体計算（３D-ＣＦＤ）により、港湾外の影響をも考慮した１Ｆ港湾の海水流動及び核種移行のシミュレーション結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、ネスト構造、3 次元動態解析シミュレーション

1. 緒言

１Ｆ 事故直後、放射性物質が直接、港湾内に流れ込み、外洋への放射性物質の流出が生じたが、国・東電による種々の対策工事により、港湾内に流入する地下水の量は減少すると共に、港湾内の各観測地点における放射性物質の濃度も減少傾向にある。しかし、現在でも降雨時には敷地内に降った雨水と共に放射性物質が排水路を通して、港湾内に流入することがモニタリング等によって示されており、港湾からの流出は未だに僅かではあるが継続している。１Ｆ廃炉対策タスクフォースでは、こうした状況を環境科学の見地から評価するため、港湾内の海水流動場をシミュレーションするための３Ｄ－ＣＦＤコードを開発し、その評価を実施してきた[1,2]。その結果、港湾内での海水の流れを模擬することでトリチウムの港湾内での濃度分布をほぼ再現することに成功し、港湾内で設置されたシルトフェンス等の効果を明らかにした。しかし、これまでのシミュレーションでは、港湾口を境界として取り扱ってきたため、港湾内外との海水流入出の効果を考慮していない。そこで、本発表では、計算対象領域を扱う面積により階層化（ネスト化）することで、計算領域を港湾外まで拡張するシミュレーションコードを開発したので、その方法と得られた結果について報告する。

2. ネスト構造を用いた 3 次元シミュレーション

図 1 に示すように、外側の領域（メッシュサイズ大）と詳細領域（メッシュサイズ小）に分割したネスト構造を対象とする計算コードを開発し、海水の動きと共に排水路から港湾内に流れ込む放射性物質濃度の経時変化を計算可能とした。シミュレーション結果の詳細は当日報告する。

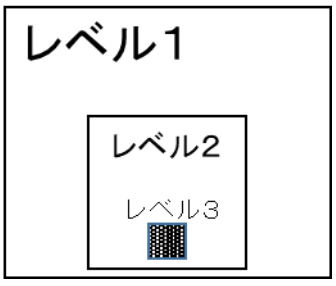


図 1　ネスト構造の模式図。レベル 1, 2, 3 の順で計算領域が小さくなっている。

参考文献

[1] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価(2)3 次元流体モデルによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2016 年秋の大会

[2] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（２）シグマ座標系 3 次元シミュレーションによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2017 年春の大会

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[1Q05-09] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki (CRIEPI)

Wed. Sep 13, 2017 3:50 PM - 5:10 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q05] Fundamental research in for deformable scintillation materials

*hidehito nakamura[1], nobuhiro sato[1], daisuke maki[1], yoshiyuki shirakawa[2], sentaro takahashi[1] （1. Kyoto Uiversity, 2. Waseda University）

3:50 PM - 4:05 PM

[1Q06] A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*Akihiro Kimura[1], Akane Ishihata[1], Setsuo Ito[1], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] （1. MERMC）

4:05 PM - 4:20 PM

[1Q07] Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*Hirokuni Sasaki[1], Takao Ohtomo[1], Junichi Taira[1], Hiroaki Saneshige[1] （1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1Q08] Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Jyunichi Taira[1], Hiroaki Sanesige[1] （1. Tokyo Erectric Power Company Holdings, Inc.）

4:35 PM - 4:50 PM

[1Q09] Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] （1. JAEA）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

形状可変シンチレーション物質に関する基礎研究

Fundamental research in for deformable scintillation materials

*中村　秀仁[1]，佐藤 信浩[1]，牧 大介[1]，白川　芳幸[2]，髙橋　千太郎[1]

[1]京都大学原子炉実験所，[2]早稲田大学

本発表は、形状可変なシンチレーション物質のベース材としてメチルフェニルポリシロキサンの諸特性について報告するものである。

キーワード：芳香環，シリコーン，安全性，形状可変，シンチレーション物質

1. 目的

放射線計測に関わる素材の研究は、蛍光剤無添加の芳香環ポリマーがシンチレーション物質として台頭したことで、近年快活化している。同ポリマーの多種に亘る光学特性が蓄積される一方、従来にないゲームチェンジングなシンチレーション物質の誕生が待ち望まれている。これらの状勢を踏まえ、私たちは、形状を自由自在に可変できる新タイプのシンチレーション物質の開発に取り組んだ[1]。

2. 方法・結果

メチルフェニルポリシロキサン（MPPS）は、化粧品、潤滑油、熱媒体、制動油等、様々な粘度で利用されている、芳香環を有するシリコーンである。ここで、比重1.04のMPPSに対する光学特性（光吸収、励起・発光、阻止能、光収率）を、紫外可視分光光度計、蛍光分析器、計算コードESTAR、及び各種放射線源から得た。その蛍光は励起波長285nmと発光波長315nmの交点に最大ピークを有し、光吸収は発光波長近傍の280nm領域に現れた。1MeVの電子に対する阻止能は1.77MeV cm^2/gであった。光収率分布は、^{207}Bi線源から放たれる976keVの内部転換電子、^{241}Am線源からの5468keVのアルファ線に対し、明確なピークを示した。蛍光の一部が自己吸収されるにも関わらず、その光収率は、典型的な蛍光剤無添加シンチレーション物質であるポリエチレンテレフタレートの1.6倍を示した。

3. 結論

本研究により、私たちは、メチルフェニルポリシロキサンは形状可変シンチレーション物質のベース材として優れた潜在能力を有することを見出した。メチルフェニルポリシロキサンには、生体に対して極めて高い安全性がある。その特徴を換言すれば、使用・廃棄が容易なシンチレーション物質になる可能性を示唆するものである。本知見は、新たなタイプのシンチレーション物質を創製する契機になると同時に多様な応用の創出になるものである。

参考文献

[1] H. Nakamura,et al., “A potential base substrate for deformable scintillation materials”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, 818, 91 (2016).

[2] H. Nakamura, et al., “Exclusive attributes of undoped poly (ethylene terephthalate) for alpha particle detection”, *Radiation Measurements*, 92, 54 (2016).

---

*Hidehito Nakamura[1], Nobuhiro Sato[1], Daisuke Maki[1], Yoshiyuki Shirakawa[1] and Sentaro Takahashi[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Waseda Univ.

空間γ線線量率測定方法変更に伴う人工放射性核種寄与分の推定方法について

A method for estimating artificial radionuclide contribution of γ-ray air dose rate after changing measurement method

*木村 昭裕[1]，石幡 茜[1]，伊藤 節男[1]，石川 陽一[1]，髙橋 正人[1]，安藤 孝志[1]
[1]宮城県環放セ

空間γ線線量率測定において、人工放射性核種の影響を高感度で検出する目的で NaI(Tl)検出器下方に鉛遮へいを設置していたが、沈着した放射性セシウムの影響を正確に推定するために取り外した。このことがγ線スペクトル解析による人工放射性核種寄与線量率評価に与える影響を調べた。

キーワード：空間γ線線量率、γ線スペクトル、人工放射性核種寄与

1. 緒言

宮城県では、原子力発電所周辺に複数のモニタリングステーション（MS）を設置し、施設からの予期しない放出の検出を目的として、NaI（Tl）検出器により空間γ線線量率とスペクトルを連続測定している。本検出器の下側には、当初、土壌中自然放射性核種由来のγ線の影響を弱めることにより、上方の放射性プルームに対する感度を高める目的で鉛遮へいを設置してきた。また、応答行列法を用いたスペクトル解析[1]によりリアルタイムで人工放射性核種寄与分の推定も行ってきた[2]。

しかし、福島第一原子力発電所事故で飛散した放射性セシウムが本県においても MS 周辺に沈着し、その影響を評価する必要性が生じたことや、国において全国の NaI（Tl）検出器による線量率測定結果を同一のホームページで閲覧可能としたことで他機関と測定条件を揃える必要性が生じたことなどから、鉛遮へいを取り外すこととしたものである。本報告では、鉛遮へい取り外しが人工放射性核種寄与分推定に与える影響について試験・検討した結果について述べる。

2. 人工放射性核種寄与分の推定方法

まず、応答行列を用いてγ線スペクトルから全線量率を求める。一方、自然放射性核種のエネルギー領域からそれらの直接線による線量率を算出する。次に過去の全線量率を目的変量、直接線による線量率を説明変量として重回帰分析を行い、算出した偏回帰係数と対象となる時刻の直接線による線量率からバックグラウンド（BG）線量率（自然核種＋既存人工核種）を推定する。全線量率からこの推定された BG 線量率を差し引いた値を人工放射性核種寄与分の推計量（当県ではこれを指標線量率と呼んでいる。）としている。

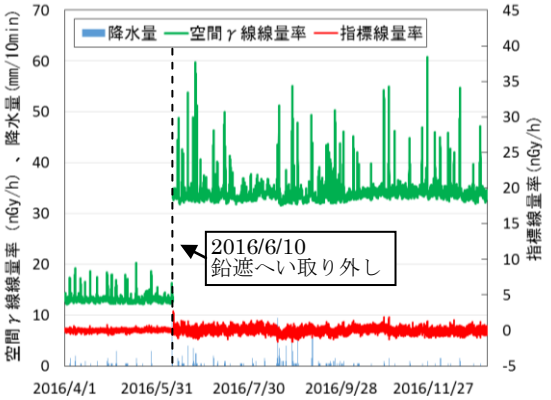


図１　空間γ線線量率等の時系列図

3. 結論

鉛遮へい取り外し前は、指標線量率はほぼ 0.0±1.0 nGy/h の範囲で推移してきた。鉛遮へいを取り外した結果、空間γ線線量率は 2.5 倍程度に上昇し、指標線量率の標準偏差は 2 倍程度大きくなったが、指標線量率は 0.0 nGy/h 近傍で推移することから、これまでと同様の方法で新たに追加される人工放射性核種寄与の推定が可能と考えられた。

参考文献

[1] 湊 進，名古屋工業技術試験所報告，27，384-397(1978)
[2] 中村栄一，日本原子力学会誌，25，179-185(1983)

* Akihiro Kimura [1], Akane Ishihata [1], Setsuo Ito [1], Yoichi Ishikawa [1], Masato Takahashi [1] and Takashi Ando [1]
[1] MERMC

福島第一原子力発電所における放射能計測の迅速化への取組み

（放射性ストロンチウム，トリチウム迅速分析法について）

Approach to the acceleration of the radioactivity measurement at Fukushima Daiichi NPS

*佐々木 宏訓[1]，大友 孝郎[1]，平 純一[1]，實重 宏明[1]

[1]東京電力ホールディングス（株）

福島第一原子力発電所では，日常的に建屋内滞留水や水処理設備処理水，あるいはサブドレン水浄化後の排水等を対象に放射性ストロンチウム（以下 Sr-90）や，トリチウム等の放射能分析を実施している。これらの分析において，正確かつ迅速な測定結果の公表／公開が廃炉の確実な推進に不可欠である。

キーワード：ベータ線放出核種，ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析法），トリチウム，ストロンチウム 90，放射能計測

1. 緒言

当所では，ベータ線放出核種である Sr-90 の放射能分析を行うため，これまで低バックグラウンドベータ線スペクトロメータにより測定しており，分析結果を得るまでに数日を要し迅速性に欠けていた。また，弱ベータ線放出核種のトリチウムは，常圧蒸留法により，他のベータ線放出核種を取り除く前処理を実施しているため，分析結果を得る迄に約２日を要し迅速性に欠けていた。そのため，それぞれの分析において，分析精度を担保しつつ分析の迅速化を図り，一度に多試料を処理できる方法が求められていた。

2. 検討内容と結果

当所において特に，Sr-90 は汚染水除去設備の運転状況確認に必要な核種であり，多数の試料分析が必要となっている。そのニーズに特化し，多段階分離機構を備えた ICP-MS 法の導入の検討と従来法の分析結果を比較した。一方，トリチウム分析は発電所内外の水質環境を把握するための重要核種であり，多数の試料分析が必要となっている。トリチウム分析において，固相抽出剤を用いたトリチウムカラム法の導入を検討し従来法と分析結果を比較した。

3. 結論

先ず，Sr-90 分析法に対し，ICP-MS 法を汚染水除去設備に適用した場合，従来法とほぼ同じ結果が得られることを確認した。次にトリチウム分析に対し，固相抽出を用いたトリチウムカラム法により前処理したサブドレン水のトリチウム分析においても従来法とほぼ同じ結果が得られることを確認した。これらの結果を受け，福島第一原子力発電所における Sr-90，トリチウム分析の迅速化を実現することができた。今後は適用範囲の拡大を図っていきたい。

参考文献

[1] 高貝ら，分析化学学会『多段濃縮分離機構を備える ICP-MS による放射性ストロンチウム分析』

Hirokuni. Sasaki[1], Takao. Ohtomo[1], Junichi Taira[1] and Hiroaki Saneshige[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated

低バックグラウンドガスフローカウンタを用いた全ベータ放射能の測定 －主に Sr-90 を含む試料水の測定－

Measurement of Gross Beta Radioactivity with a Low Background Gas Flow Counter
- Measuring for sample water mainly containing Sr-90 -

*長澤 克己[1]，佐藤 博信[1]，平 純一[1]，實重 宏明[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

福島第一原子力発電所において，主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に用いている低バックグラウンドガスフローカウンタ（以下，LBC と略す）に関して，LBC 機器効率を設定するために使用する線源の違いによる全ベータ放射能への影響，及び，試料水中のβ線核種の違いによる LBC 計数率への影響を確認した。

キーワード：全ベータ放射能，低バックグラウンドガスフローカウンタ，機器効率，ベータ線源

1. 緒言

試料水に含まれるベータ線放出核種の総量を把握するためには，GM 測定装置や LBC を用いて全ベータ放射能測定が行われる。LBC は通常，GM 管式や比例計数管式の検出器が用いられている。また，従来，全ベータ放射能算出に用いる LBC 機器効率は，天然ウラン[1]（U_3O_8）や K-40[2]（KCl に含まれる天然核種）線源から求めているが, 福島第一原子力発電所から発生する主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に際し，上記線源による機器効率を用いることが妥当かどうか確認した。

2. 調査内容と結果

2-1. LBC 機器効率と校正線源の関係

LBC の機器効率を，Co-60，Cl-36，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90) ベータ線表面放出率標準面線源および 0.45gKCl 比較試料を用いて確認した。この結果，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90)ベータ線表面放出率標準面線源および 0.45gKCl 比較試料では大きな違い。ただし，KCl 重量が小さくなると機器効率が大きくなることに留意する。一方，U_3O_8，Sr-90(Y-90)に比べ，ベータ線最大エネルギーが低い Co-60，Cl-36 ベータ線表面放出率標準面線源による機器効率は，線源構造の違いによる影響と推定されるばらつきが見られた。

2-2. LBC 試料計数率と試料中β線放出核種の関係

模擬ベータ線源（Sr-90, Y-90, Cs-137,Sr-90+Y-90＜含 Cs-137＞）溶液を用いた模擬試料を LBC で測定し，試料計数率を確認した。この結果，これら模擬試料に対する試料計数率は試料の種別にほとんど依存しないことを確認した。

3. 結論

福島第一原子力発電所から発生する主に Sr-90 を含む試料水の全ベータ放射能測定に使用する LBC の機器効率は，U_3O_8（Al 板付），Sr-90(Y-90)ベータ線表面放出率標準面線源，0.45gKCl 比較試料いずれの線源もほぼ同じであった。また，模擬ベータ線源（Sr-90，Y-90，Cs-137,Sr-90+Y-90＜含 Cs-137＞）溶液を用いた模擬試料に対する試料計数率は，線源種別にほとんど依存しないことも確認した。

参考文献

[1] 原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針』
[2] 文部科学省『No.1　全ベータ放射能測定法』

---

*Katsumi Nagasawa[1], Hironobu Sato[1], Junichi Taira[1] and Hiroaki Saneshige[1]
[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated

福島第一原子力発電所建屋内部における コンプトンカメラを用いた放射線イメージング試験の実施

Image reconstruction of radioactive contamination using a compact Compton camera inside the building of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*佐藤 優樹[1]，寺阪 祐太[1]，谷藤 祐太[1]，宇佐美 博士[1]，冠城 雅晃[1]，
宮村（中村）浩子[1]，川端 邦明[1]，鳥居 建男[1]
[1]原子力機構

小型・軽量なコンプトンカメラを開発し、福島第一原子力発電所建屋内部において放射性物質のイメージング試験を実施した。試験の結果、建屋内部に存在するホットスポットの可視化に成功した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，コンプトンカメラ，放射性物質可視化

1. 緒言

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所（以下、1F）の事故により 1F 建屋内外に放出された放射性物質について、詳細な除染計画の立案や作業員の被ばく線量の低減のために、飛散した放射性物質を可視化するための技術開発が求められている。日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は放射性物質を可視化するための装置として、小型・軽量なコンプトンカメラの開発を進めている。今回、1F 建屋内部において、製作したコンプトンカメラを用いた放射線イメージング試験を実施した。

2. 放射線イメージング試験

図 1(a)、(b)に、製作した小型・軽量コンプトンカメラの写真及びガンマ線センサーの模式図を示す。装置の全体重量は 680 g であり、ガンマ線センサーには Ce:GAGG シンチレータと MPPC を組み合わせた 2 枚の位置敏感型検出器を採用した。このコンプトンカメラを用いて、1F3 号機タービン建屋内部において測定した放射性物質分布の再構成画像を図 2 に示す。視野中央に汚染強度の高い領域が見て取れる。別途、サーベイメータを用いて同地点の線量率を測定したところ、約 680 μSv/h という局所的に高い汚染を示したことから、コンプトンカメラが周囲（200~300 μSv/h）に比べて線量率の高いホットスポットを可視化できていることを確認した。

加えて同試験では、複数の測定点から現場環境を測定することによるホットスポット分布の 3 次元画像再構成を実施した。さらに、建屋構造情報を含んだ 3 次元汚染分布図を描画するために、小型測域センサーを用いて建屋構造の点群データを取得し、この点群データと放射性物質イメージの重ね合わせを進めている。本発表では、上記のホットスポット可視化結果に加えて、これらの試みについても紹介する。

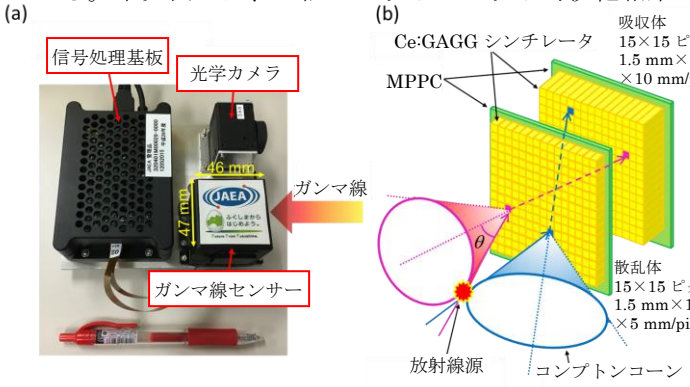


図 1. (a)小型・軽量コンプトンカメラの写真と(b)ガンマ線センサーの模式図。

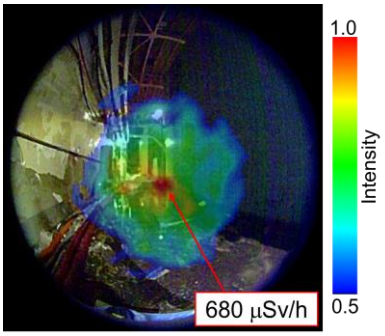


図 2. 1F 建屋内部で可視化したホットスポットの再構成画像。試験では、ガンマ線センサーの上下、左右、及び背面に厚さ 1 cm 相当の鉛板を配置した。

*Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Yuta Tanifuji[1], Hiroshi Usami[1], Masaaki Kaburagi[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Kuniaki Kawabata[1] and Tatsuo Torii[1]
[1]JAEA

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

[1Q10-13] Environmental Radioactivity and Dynamics

Chair:Hiromi Yamazawa (Nagoya Univ.)

Wed. Sep 13, 2017 5:10 PM - 6:15 PM Room Q (Lecture Hall - Frontier Research in Applied Sciences Building)

[1Q10] Isotopic Abundance of ^{40}K ($^{40}K/K$) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], Ryoko Fujiyoshi[1] (1. Hokkaido University)

5:10 PM - 5:25 PM

[1Q11] Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2], Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Pornnumpa Canis[2], Hiromi Kudo[2], Kumar Sarata Sahoo[5], Dadong Iskandar[6] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. NIFS, 4. SOKENDAI, 5. NIRS, 6. BATAN)

5:25 PM - 5:40 PM

[1Q12] R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires and assessment of the environmental impact

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Akihiro Kitamura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency , 2. Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.)

5:40 PM - 5:55 PM

[1Q13] Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*Tadakazu Suzuki[1], Takesi Sugita[1], Sakae Kinase[2], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. NAIS Co. Ltd., 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

チェコ共和国針葉樹林域における土壌および林床植物の ^{40}K/K 分布

Isotopic Abundance of ^{40}K (^{40}K/K) in Soils and Plants under Coniferous Stands in the Czech Republic

*福原 晴海[1]，高橋 俊輔[1]，岡本 一将[1]，梅垣 菊男[1]，藤吉 亮子[1]

[1] 北海道大学

チェコ共和国針葉樹林域において ^{40}K 同位体存在度（^{40}K/K）の土壌深度分布および土壌層位分布を検討．土壌層位による ^{40}K/K の変動要因を林床植物の結果と比較して考察した．

キーワード： ^{40}K 同位体存在度，森林土壌，チェコ共和国

1. 背景・研究目的

カリウム（K）は植物の成長や生命維持に必須の元素であるが，土壌－植物間の K の存在状態や移動（K サイクル）については未だ解明されたとはいえない．そこで，林床における K サイクル研究の一環として，土壌および植物中の ^{40}K 同位体存在度（^{40}K/K）に注目した．土壌中の ^{40}K/K の値は土壌特性や植生により変化することが明らかになった[1]．本研究では，2013 年 9 月および 2014 年 9 月にチェコ共和国針葉樹林域において採取した土壌および植物[2]の ^{40}K/K 分布を検討し，森林土壌中の ^{40}K/K の変動要因について考察する．

2. 手法

チェコ共和国針葉樹林域（I; Přemyslov，II; Opatovice，III; Průhonice）において，Humus 層以深 20 cm まで深度毎に土壌試料を採取．他に Litter を含め土壌層位に注目して Mineral 層 10 cm まで採取した．Mineral 層の上部 0-5 cm および下部 5-10 cm をそれぞれ M. Upper および M. Lower とした．植物試料については各検討サイトにおけるシダとドイツマツの葉を採取した．^{40}K 放射能濃度は Ge 半導体検出装置（GMX20P4-70, ORTEC）を用いて測定した．K 含量は ICP-OES（OPTIMA5000, Perkinelmer）および蛍光 X 線装置（JSX-3100RII エレメントアナライザ，JEOL）を用いて測定した．K 含量と ^{40}K 放射能濃度の比から ^{40}K/K を算出した．

3. 結果

図 1 に ^{40}K/K の土壌層位（Litter, Fermentation, Humus, Ah, M. Upper, M. Lower）ごとの分布を示した．各サイトにおいて有機成分中の ^{40}K/K 値の不確定さは大きいものの，Fermentation 層もしくは Humus 層で ^{40}K/K が極小値を取ることが確認できた．いずれのサイトにおいても，植物遺骸の分解がより進んだ Fermentation 層が落葉落枝からなる Litter 層よりも低い ^{40}K/K 値を示した．このような変動傾向について考察を行う．

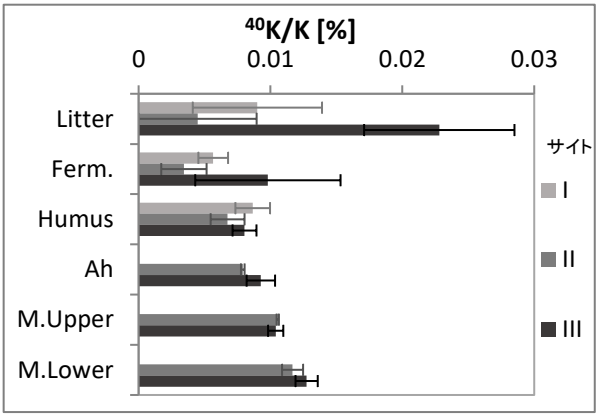


図 1 各サイトにおける ^{40}K/K の土壌層位分布

参考文献

[1] Fujiyoshi et al. Variability of ^{40}K isotopic composition in forest soils under different environmental conditions. J Radioanal. Nucl. Chem. (2014) 299:1365-1371.

[2] Takahashi et al. Retention of ^{137}Cs in forest floor at three temperate coniferous forest stands in the Czech Republic diversely affected by fallout after the Chernobyl disaster in 1986. J Radioanal. Nucl. Chem. (2016) 311(1):929-935.

*Harumi Fukuhara[1], Shunsuke Takahashi[1], Kazumasa Okamoto[1], Kikuo Umegaki[1], and Ryoko Fujiyoshi[1]

[1]Hokkaido Univ.

インドネシア高自然放射線地域の線量変動測定

Dose variation measurement at the high background radiation area in Indonesia

*佐々木 道也[1]，山田 椋平[2]，赤田 尚史[3,4]，床次 眞司[2]，細田 正洋[2]，岩岡 和輝[2]，
Chanis Pornnumpa[2,5]，工藤 ひろみ[2]，Kumar Sahoo[6]，Iskandar Dadong[7]，Eko Pudjadi[7]
[1]電中研，[2]弘前大，[3]核融合研，[4]総研大，[5] Kasetsart University，[6]放医研，[7]Indonesia 原子力庁

インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺は高自然放射線地域として疫学調査研究の対象となる可能性を有している。本研究では環境及び個人の線量率の分布及び変動等を把握するため D シャトルを用いた測定を実施した。

キーワード：高自然放射線地域，疫学，個人線量，環境，線量率，変動，ガンマ線

1. 緒言

一般的に放射線防護が対象とする低線量・低線量率の疫学研究としては，放射線作業者を除くと中国広東省陽江及びインドケララ地方が高自然放射線地域の研究等が知られているが、近年、インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺も注目が高まっている[1]。本研究では現地の放射線量把握の予備的調査として、インドネシア原子力庁 BATAN の協力を得て、環境及び現地ボランティアの協力による個人の線量(率)を、千代田テクノル社製の D シャトルを用いて測定した。

2. 方法

測定は 2016 年 3 月 28 日から、マムジュ市から 20km 程南に位置する Botteng 村と近郊にて実施した。個人の線量については、2 人の現地ボランティアに約 3 日間の D シャトル装着を依頼し、環境中の変動及び大まかな線量(率)の評価については、上記ボランティアの住居を含む計 7 件の民家の屋内及び屋外に D シャトルを設置した。なお、ガンマ線スペクトル測定及び走行サーベイによる空間線量率とラドン濃度評価も別途実施している[2]。

3. 結果と考察

短期測定の結果では一つの個人線量計のみ夜間の明瞭な増加が認められた。一例として Hultqvist [3]はラドン濃度と空間線量率の換算係数(0.4(nGy/h)/(Bq/m^3))を与えており、別途実施された夜間のラドン濃度の変動(58～267 Bq/m^3)[2]を踏まえると最大で 0.11μSv/h 程度の線量率上昇の可能性も推測できる。しかし、推測値を大きく上回る増加であったこと、近傍の環境に設置した D シャトルの変動が認められないことから、線量率が高い地表面付近に D シャトルが置かれた可能性が考えられた。

参考文献

[1] Syaeful et al., Atom Indonesia, 40(1), 33-39 (2014).

[2] 赤田他，日本保健物学会第 49 回研究発表会 P35，弘前文化センター，2017.

[3] B. Hultqvist, Kungl. Svenska Vetenskapsakademiens Handlingar, 6(3) (1956).

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2] Naofumi Akata[3,4], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Chanis Pornnumpa[2,5], Hiromi Kudo[2], Kumar Sahoo[6], Iskandar Dadong[7], Eko Pudjadi[7]

[1]CRIEPI, [2]Hirosaki Univ., [3]NIFS, [4]SOKENDAI, [5]Kasetsart Univ., [6]NIRS, [7]BATAN

森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響評価手法の研究開発

R&D of radioactive cesium dynamics accompanying forest fires
and assessment of the environmental impact

*金 敏植[1]，塩谷 仁[2]，佐久間 一幸[1]，メイリンズ アレックス[1]，町田 昌彦[1]，北村 哲浩[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，[2](株)先端力学シミュレーション研究所

原子力機構・システム計算科学センター及び福島研究開発部門は、森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響を評価するため、森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ってきた。上記のコード群を利用し試解析を行ったので、その結果について報告する。

キーワード：森林火災， 大気拡散， Cs-137， 福島第一原子力発電所事故

1. 緒言 放射性物質により環境表面が汚染されたところでは、風が吹くと一部は再飛散され再び環境表面を汚染させる恐れがある。この再飛散係数については EU などで 10^{-8}～10^{-10}/m と報告されており[1]、東京電力福島第一原子力発電所の事故の場合でもガス放出期間中においては整合していることが確認できた[2]。しかし、これは風による再飛散現象のみを考えた場合で、例えば火災による再飛散現象については定量的な評価が難しく研究例も少ない。そこで本研究では、汚染地域で火災が起きると汚染物質はどれぐらいの量がどこまで飛散されていくのかを定量的に調べるため森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ったのち試解析を実施したので報告する。

2. 森林火災に伴う放射性セシウムの動態とその環境影響の評価

2-1. 森林火災解析コードによる火災シミュレーション

森林火災解析コードとしては、米国農務省 USDA Forest Service で開発された Fire Area Simulator (FARSITE)を用いた。これはホイヘンスの原理に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度や火線強度の算出が可能で、試解析地域の空間情報を整備し上記による火災解析を行った。図 1 は火線強度の結果で、多くのスロープが存在するところでは火線強度が強い。

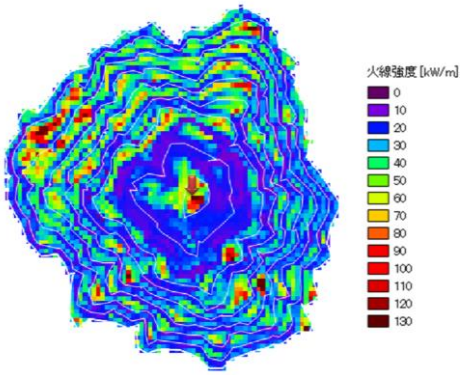


図 1. FARSITE の計算結果 (火線強度)

2-2. 灰塵輸送の解析コードの開発 FARSITE の計算結果から得られた単位面積当たり燃焼速度、PM 排出速度、ガス(CO2, CO など)排出速度を基にガウスプルームモデル及び CFD による灰塵輸送の解析を実施した。

3. 結論 汚染地域で火災が起きる場合の汚染物質の再飛散現象を定量的に調べるため森林火災解析コード及び火災により発生した灰塵輸送の解析コードの開発・整備を行ったのち試解析を実施した。

謝辞 灰塵輸送については、東京大学生産技術研究所の大場良二氏に多くのコメントをいただいた。ここに記して、感謝の意を表す。

参考文献

[1] Description of the Modelling of Transfer and Dose Calculations within ERMIN v1.0 and associated data libraries (all v1.0), EURANOS(CAT2)-TN(05)-04

[2] M. Kim et al., Study on long-term radiation exposure analysis after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: validation of the EU long-term radiation exposure model (ERMIN)Journal of Nuclear Science and Technology Volume 53, 2016 - Issue 6

---

*Minsik KIM[1], Hitoshi Shiotani[2], Kazuyuki Sakuma[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], and Akihiro Kitamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Advanced Simulation Technology Of Mechanics R&D, Co., Ltd.

最適化解析シーケンス OPAS の開発と放射性セシウム将来予測モデルへの応用

Development of an Optimization Analysis Sequence OPAS and its Application to the Prediction Models for Radioactive Cesium Distribution

*鈴木忠和[1]、杉田武志[1]、木名瀬栄[2]、操上広志[2]、北村哲浩[2]
[1]株式会社ナイス　、[2]日本原子力研究開発機構

最適化問題を総合的に解く OPAS(**Op**timization **A**nalysis **S**equence)を開発した。OPAS は放射性セシウムの分布状況変化モデルにおける環境パラメータの導出などの環境安全問題に適用され、良好な結果を得た。ここでは、OPAS の概要と適用結果について報告する。

キーワード：最適化、OPAS、逆問題、環境変数、Cs 分布予測モデル、コンパートメントモデル、環境安全

１．緒言　２つの環境安全問題への適用結果から計算時間、解の精度において OPAS は他の手法と比べて満足する結果が得られた。OPAS の解析の流れと適用した問題の計算結果については口頭発表する。

２．OPAS の概要と応用　非線形最適化問題に対する手法は、生成された幾何形状を用いて最適点を探索する発見的な方法と、関数の導関数を用いて探索方向を決定し探索を行う傾斜法に分類される。目的関数が多峰性の場合、傾斜法による手法は、効率は良いが収束点がパラメータの初期値に大きく依存する。 一方、発見的な方法は、収束効率は悪いが初期値依存性がなく大域的な最適点に収束する。OPAS の開発に際してはこのことが考慮され、解析の流れはドライバーによって制御される。OPAS が適用された２つの問題の概要は以下のとおりである。

(1) 放射性セシウム分布状況予測モデルにおける環境変数の導出 (注)

対象となる予測モデルは、

$$D(t;p_1,p_2,p_3) = (p_1 - D_{BG})\{p_2\, exp((-ln2/p_3)\,t) + (1-p_2)exp\big((-ln2/T_{slow})t\big)\} \times \frac{kexp(-\lambda_{134}t)+exp(-\lambda_{137}t)}{k+1} + D_{BG} \quad (1\text{-}1)$$

ただし、$D(t;p_1,p_2,p_3)$は経過時間 t における空間線量率 *[μSv/h]*で、導出するパラメータは、

$p_1 = D_0$（初期空間線量率 *[μSv/h]* ）, $p_2 = f_{fast}$（減衰が速い成分の割合）, $p_3 = T_{fast}$（減衰が速い成分の環境半減期 *[y]*）　である。

(2) 森林のコンパートメント間でのインベントリー移行係数を時間変化から導出 (注)

最適化の対象となる動的コンパートメント数学モデルは、以下のとおりである。

$$\frac{dy^k}{dt} = -\sum_{j=1}^{m}\lambda_j^k\, y^k(t)\ (\text{流出項}) + \sum_{j=1,j\neq k}^{m}\lambda_k^j\, y^j(t)\ (\text{流入項}) \quad (2\text{-}1)$$

ただし、$y^k(t)$は compartment kにおける放射能量 *(Bq)*で、導出するパラメータは、

$\bar{\lambda} = (\lambda_j^k)$（compartment kからjへの移行係数 *(y^{-1})* ）である。

３．結論　適用された２つの問題に対して OPAS は良好な解を与えた。OPAS は今後も、原子力の環境安全分野を中心に、結果から原因を推測する逆問題への手法として適用していきたい。

(注)本作業は株式会社ナイスが日本原子力研究開発機構からの委託を受けて実施したものである。

*Tadakazu SUZUKI[1]、Takeshi SUGITA[1] ；NAIS Co., Inc 、
Sakae KINASE[2]、Hiroshi KURIKAMI[2]、Akihiro KITAMURA[2] ；Japan Atomic Energy Agency