Fri. Sep 7, 2018

Room A

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

[3A01-08] Radiation Shielding Radiation Behaviors

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)
9:45 AM - 11:55 AM Room A (B11 -B Building)

[3A01] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Nagaoka University of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A02] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*So KAMADA[1], Kazuya Nishimura[1], Michio Kato[1], Keisuke Okumura[2], Junichi Katakura[3], Matthew Nancekievill[4], Barry Lennox[4], Ashley Jones[5], Malcolm Joyce[5] (1. National Maritime Research Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagaoka University of Technology, 4. University of Manchester, 5. Lancaster University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A03] Measurement of neutron production double differential yields by 135 MeV proton on A150

*Yuta Shinohara[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Hiroki Tanaka[2], Tsuyoshi Hamano[3] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyoto Univ., 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[3A04] Comparison of proton incident neutron yield up to 150 MeV by INCL model and ENDF/B-VII.1

*Taiki Mori[1], Kenichi Kimura[1], Nobuo Ikeda[2], Nobuhiro Shigyo[2] (1. Fujita, 2. Kyushu University)

10:30 AM - 10:45 AM

[3A05] Discussion on the standardization of shielding material

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yoshihiro Hirao[4], Satoshi Ishikawa[5], Yukio Sakamoto[6] (1. Fujita Corporation, 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 3. HAZAMA-Ando Corp., 4. National Maritime Research Institute, 5. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 6. ATOX Corp.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3A06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation (2)

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3A07] Development Status of Shielding Code using Discontinuous Galerkin Finite Element Method

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

11:15 AM - 11:30 AM

[3A08] Radiolysis of water containing ferrous and chloride ions

*Kuniki Hata[1], Tomonori Sato[1], Hiroyuki Inoue[2] (1. JAEA, 2. Osaka Prefecture University)

11:30 AM - 11:45 AM

Room B

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

[3B01-03] Neutron Measurement

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)
10:00 AM - 10:50 AM Room B (A21 -A Building)

[3B01] Experimental verification of the relative n-p elastic scattering angular distribution at E_n=45 MeV

*Tetsuro Matsumoto[1], Akihiko Masuda[1], Hideki Harano[1], Satoshi Kurashima[2] (1. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B02] Preliminary Experiment for Temperature-dependent Thermal Neutron Spectrum in Solid Moderator

*Jaehong Lee[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Rei Kimura[2], Takayuki Sako[2], Akira Yamada[2], Jun Nishiyama[3] (1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University , 2. Toshiba Energy Systems &Solutions , 3. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research,

©Atomic Energy Society of Japan

Tokyo Institute of Technology)
10:15 AM - 10:30 AM

[3B03] Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction
*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[2] (1. JAEA, 2. TIT)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3B04-07] Charged Particle Reaction

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyushu Univ.)
10:50 AM - 12:00 PM Room B (A21 -A Building)

[3B04] Measurement displacement cross-section of copper for 3-GeV protons
*Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Matsuda[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Shoichi Hasegawa[1], Tatsushi Nakamoto[2], Fujio Maekawa[1], Hiroki Iwamoto[1], Taku Ishida[2], Shunsuke Makimura[2] (1. J-PARC/JAEA, 2. J-PARC/KEK)
10:50 AM - 11:05 AM

[3B05] Measurement of nuclide production cross sections with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC
*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Hiroki Iwamoto[1] (1. J-PARC/JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[3B06] Development of low threshold secondary-particle detector and its application to 70 MeV proton-induced reactions
*Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ., 2. KEK)
11:20 AM - 11:35 AM

[3B07] α-particle breakup at incident eneregy of several hundreds of MeV/u (2)
*Kazuhito Yoshida[1], Yuji Yamaguchi[1], Motoharu Fuji[1], Toshiya Sanami[2], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Koba[3], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Organization, 3. National Institute of Radiological Sciences)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3B08-11] High Energy Fission, Nuclear Data Validation, Beta Source

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (A21 -A Building)

[3B08] Unified description of the fission probability for the high-energy particle transport calculation
*Hiroki Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1] (1. J-PARC Center, JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[3B09] TENDL-2017 Benchmark Test with Iron Shielding Experiments at QST/TIARA
*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST, 2. JAEA)
3:00 PM - 3:15 PM

[3B10] MATXS multigroup file problem due to NJOY unresolved resonance processing
*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Kenichi Tada[1] (1. JAEA, 2. QST)
3:15 PM - 3:30 PM

[3B11] Output signal increase behavior of electrochemical voltaic device near low-energy large-quantity beta nuclides
*Kenji Ishibashi[1], Shotya Suda[1], Hiroshi Takada[2], Masahide Harada[2] (1. Kyushu Univ., 2. J-PARC)
3:30 PM - 3:45 PM

Room C

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

[3C01-04] Chemistry of Cesium, Spallation Products

Chair:Kazushige Ishida(Hitachi)
9:30 AM - 10:35 AM Room C (B21 -B Building)

[3C01] Degradation by moisture absorbent of Cs compounds formed in LWR severe accident
*Shunichiro Nishioka[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)
9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Thermodynamic properties of silicon-cesium compounds at high temperature
*Rizky Dwi Septian[1], Yoshinao Kobayashi[1], Isamu Sato[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tokyo City University)
9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3C03] Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS

*Fujio Maekawa[1], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Toshinobu Sasa[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2], Naoya Odaira[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS

*SHINYA MIYAHARA[1], NAOYA ODAIRA[1], YUJI ARITA[1], TOSHINOBU SASA[2], FUJIO MAEKAWA[2], HIROKI MATSUDA[2], SHIN-ICHIRO MEIGO[2] (1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3C05-09] Radiolysis 1

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

10:35 AM - 12:00 PM Room C (B21 -B Building)

[3C05] Development of Fuel Debris Canister

*Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Yuuichi Matsushita[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Development of Fuel Debris Canister

*Kazushige Ishida[1], Hideaki Uchiyama[4], Toshihiro Matsuoka[2], Tomoya Iwashima[3], Nodoka Miyamoto[1], Yuuichi Matsushita[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Development of Fuel Debris Canister

*Yuuichi Matsushita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Yusuke Horayama[1], Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1], Junichi Takagi[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM

[3C09] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3C10-13] Radiolysis 2, Corrosion Chemistry

Chair:SHINYA MIYAHARA(Univ. of Fukui)

2:45 PM - 3:50 PM Room C (B21 -B Building)

[3C10] Study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution by pulse radiolysis and gamma radiolysis methods

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Estimation of Dependence of OH Scavenging by Halide Ions in Seawater Systems on Salt Concentrations

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

3:00 PM - 3:15 PM

[3C12] Effect of crevice geometry on corrosion environment within crevice of stainless steel in high temperature water

*Yasutaka Soma[1], Fumiyoshi Ueno[1], Hiromitsu Inagaki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Chubu Electric Power Company)

3:15 PM - 3:30 PM

[3C13] Corrosion Property of PCV Equivalent Material under Simulated Severe Accident Condition Containing Iodine Gas

*Hiroko Nakano[1], Tomoaki Takeuchi[1], Noriaki Hirora[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

Room E

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E01-07] MA-Zr Hydride

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)
9:30 AM - 11:25 AM Room E (A34 -A Building)

[3E01] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
Kenji Konashi[1], *Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ.)
9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Mutsumi Hirai[2], Atsushi Outi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Tohoku University, 2. NFD, 3. Osaka University)
10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka University, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD, 3. Tohoku University)
10:15 AM - 10:30 AM

[3E05] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], Kenji Konashi[3] (1. MFBR, 2. NDC, 3. Tohoku Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Daisuke MORIGUCHI[1], Kazuo IKEDA[1], Kunihiro ITOH[1], Koki HIBI[2], Kenji KONASHI[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)
10:45 AM - 11:00 AM

[3E07] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
*Kunihiro Itoh[1], Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Koki Hibi[2], Kenji Konashi[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)
11:00 AM - 11:15 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E08-09] FP Behavior 1

Chair:Mutsumi Hirai(NFD)
11:25 AM - 12:00 PM Room E (A34 -A Building)

[3E08] Measurement of ruthenium activity in ruthenium-palladium-rhodium alloys
*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
11:25 AM - 11:40 AM

[3E09] Distribution measurement at microlevel of Cs chemisorbed compounds onto stainless steel under LWR severe accident
*Eriko Suzuki[1], Hiroaki Ogawa[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Masahiko Osaka[1], Shinichiro Yamashita[1], Ryoko Kurishiba[2], Takashi Endo[2], Shigehito Isobe[2], Naoyuki Hashimoto[2] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E10-12] FP Behavior 2

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:35 PM Room E (A34 -A Building)

[3E10] Local structure analysis of Cs and I dissolved in molten alkali halide salts by molecular dynamics calculations
*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] (1. UTokyo, 2. CRIEPI, 3. Titech)
2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Comparative study of Cs silicates properties between DFT calculation and experimental data
*Faoulat Miradji[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Thi-Mai-Dung Do[2], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[3], Hiroaki Muta[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ., 3. Osaka Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Chemical interaction between Sr compounds and Zircaloy

©Atomic Energy Society of Japan

*Afiqa Mohamad[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. Osaka University)

3:15 PM - 3:30 PM

Room F

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

[3F01-04] Standard Related to Decommissioning Plan

Chair:Haga Kazuko(Taiheiyo Consultant)
9:30 AM - 10:35 AM Room F (A36 -A Building)

[3F01] Developing safety standard for decommissioning

*Ken-ichi Tanaka[1], Seiichi KUdo[2], Takehiro Iwata[3], Muneyuki Nakada[4] (1. The Institute of Applied Energy, 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 3. The Japan Atomic Power Company, 4. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Developing safety standard for decommissioning

*Seiichi Kudo Kudo[1], Takehiro Iwata[2], Muneyuki Nakada[3], Ken-ichi Tanaka[4] (1. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 4. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Developing safety standard for decommissioning

*Takehiro Iwata[1], Muneyuki Nakada[2], Ken-ichi Tanaka[3], Seiichi Kudo[4] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 3. The Institute of Applied Energy, 4. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Developing safety standard for decommissioning

Ken-ichi Tanaka[2], Seiichi Kudo[3], Takehiro Iwata[4], *Muneyuki Nakada[1] (1. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 2. The Institute of Applied Energy, 3. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 4. The Japan Atomic Power Company)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3F05-09] Dismantling and Decontamination Technology 2

Chair:Eisuke John Minehara(LDD)
10:35 AM - 12:00 PM Room F (A36 -A Building)

[3F05] Evaluation of the Cutting and Dust Generation of Simulant Material of Reactor Pressure Vessel by 30 kW Fiber LASER

*Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1], Goro Soejima[2], Hiroki Iwai[2], Yasuyuki Nakamura[2] (1. WERC, 2. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3F06] Evaluation of leaching behavior of Cs from contaminated concrete.

*Haga Kazuko[1], Tsuneki Ichikawa[2], Kazuo Yamada[3] (1. Tiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. Hokkaido univ., 3. National Industrial For Environmental Studies)

10:50 AM - 11:05 AM

[3F07] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

*Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] (1. JAEA, 2. JNFL, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:05 AM - 11:20 AM

[3F08] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

*Mita Yutaka[1], Mitsuo Nomura[1], Takuya Nakayama[1], Noritake Sugitsue[1], Hitosh Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] (1. JAEA, 2. JNFL, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM

[3F09] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], *Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3F10-12] Dismantling and Decontamination Technology 3

Chair:Ken-Ichi Tanaka(IAE)
2:45 PM - 3:35 PM Room F (A36 -A Building)

[3F10] Development of Practical Realization for Laser-

©Atomic Energy Society of Japan

Gouging Decontamination Method

*Yuki Hashikawa[1], Shoya Honda[2], Takehisa Okuda[2], Takashi Nakano[2], Yasutoshi Ueda[2], Kazuhiro Yoshida[2] (1. NUSEC, 2. MHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Simplified Designs and their Consignment Production of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai [2], Atsuo Yamada[2] (1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Simulated decontamination on non-RI field using motion capture technique

*Ryuichiro Yamagishi[1], Naotoshi Kuwamuro[1] (1. The Wakasa Wan Energy Research Center)

3:15 PM - 3:30 PM

Room G

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

[3G01-04] Radioactive Liquid Waste Treatment 1

Chair:Kazuyuki Takase(Nagaoka Univ. of Tech.)
9:45 AM - 10:50 AM Room G (A37 -A Building)

[3G01] STRAD project for treatment of radioactive liquid waste

*Sou Watanabe[1], Yoichi Arai[1], Haruka Aihara[1], Hiromichi Ogi[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G02] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Haruka Aihara[1], Sou Watanabe[1], Kazunori Nomura[1], Yuichi Kamiya[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G03] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Noriko Asanuma[1], Riku Miyano[1], Tomu Shimizu[1], Haruka Aihara[2], Sou Watanabe[2], Kazunori Nomura[2] (1. Tokai University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[3G04] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Haruaki Matsuura[1], Ami Kobayashi[1], Masahide Miyoshi[1], Haruka Aihara[2], Sou Watanabe[2], Kazunori Nomura[2] (1. Tokyo City University, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3G05-08] Radioactive Liquid Waste Treatment 2

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)
10:50 AM - 12:00 PM Room G (A37 -A Building)

[3G05] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Toshio Kubota[2], Arai Tsuyoshi[3], Seko Noriaki[4], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G06] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[2], Yoichi Arai[4], Sou Watanabe[4], Kazunori Nomura[4], Noriaki Seko[3], Hiroyuki Hushina[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. QST, 4. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3G07] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Masaki Yasuda[1], Tsuyoshi Arai[2], Yoichi Arai[3], Sou Watanabe[3], Kazunori Nomura[3] (1. Shibaura Institute of Technology of Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[3G08] Weste pertinence characteristics judgment of the spent nuclear fuel

*shingo itonaga[1] (1. Individual)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3G09-13] Geopolymer Solidification

Chair:Sou Watanabe(JAEA)
2:45 PM - 4:10 PM Room G (A37 -A Building)

©Atomic Energy Society of Japan

[3G09] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Gaku Takase[2], Yoshihisa Hiraki[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] (1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Kazuyuki Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Gaku Takase[1], Isamu Kudo[2], Shogo Taira[2], Keisuke Tanizawa[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG.Co.,Ltd)

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Taro Utsumi[1], Isamu Kudo[2], Tadachika Nakayama[1], Tsuneo Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG.co.,ltd)

3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] Novel solidification method for secondary waste generated from the contaminated water treatment by using sodium aluminate and silica.

*Nobutake Horiuchi[1], Hisao Satoh[1], Ryuichi Komatsu[2], Yuki Kimura[3], Harutoshi Asakawa[2] (1. Mitubishi Materials, 2. Yamaguchi University, 3. Hokkaido University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3G13] Optimization of the composition of geopolymer for cesium immobilization

*Tsuneki Ichikawa[1], Kazuo Yamada[2], Sadayuki Watanabe[3], Kazuko Haga[4], Masahiro Osako[2] (1. Hokkaido University &National Institute for Environmental Studies, 2. National Institute for Environmental Studies, 3. Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, 4. Taiheiyo Consultant Co. Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM

Room H

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H01-05] Accident Analysis

Chair:Susumu Yamashita(JAEA)
9:30 AM - 10:50 AM Room H (B32 -B Building)

[3H01] Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis

*Masao Chaki[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (1. IAE)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis

*Yoshihiro Morita[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Naotoshi Tominaga[1,2], Richard Finger[1,3], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Currently Advancesoft, 3. Currently Goldman Sachs Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H05] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H06-09] Microscopic Analysis

Chair:Willem Van Rooijen(Univ. of Fukui)
10:50 AM - 12:00 PM Room H (B32 -B Building)

[3H06] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation

*Akihide Kawamitsu[1], Sho Hayakawa[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)

10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] On-the-fly kinetic Monte Carlo simulations for evaluating the behavior of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

Sho Hayakawa[2], *Kyosuke Shibasaki[1], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4], Haixuan Xu[5], Yuri N. Osetsky[6] (1.

©Atomic Energy Society of Japan

Faculty of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3. RACE, The Univ. of Tokyo, 4. JAEA-CCSE, 5. The Univ. of Tennessee, 6. ORNL)
11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (4)
Kohei Doihara[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency)
11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method II
*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2], Tianshu Chu[3], Biheng Li[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mizuho Information and Research Institute, 3. Chiba University, 4. Shibaura Institute of Technology)
11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H10-13] Fuel and Reactor Analysis

Chair:Takeshi Mitsuyasu(HGNE)
2:45 PM - 3:50 PM Room H (B32 -B Building)

[3H10] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning
*kazuki ishitani[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company)
2:45 PM - 3:00 PM

[3H11] First-principles Calculations of Non-colinear Parmagnetic States in Uranium Dioxyde and Gamma Iron
*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2], Hiroki Nakamura[1] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[3H12] Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method
*Riho Horita[1], W.F.G. van Rooijen[2] (1. Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering)
3:15 PM - 3:30 PM

[3H13] Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method
*Van Rooijen Willem[1], Riho Horita[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. University of Fukui)
3:30 PM - 3:45 PM

Room I

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

[3I01-05] Fukushima Daiichi Accident 1

Chair:Kiyofumi Moriyama(MasakiTech)
9:30 AM - 10:45 AM Room I (B33 -B Building)

[3I01] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Masataka Hidaka[1], Tadashi Fujii[1], Takeshi Sakai[1] (1. IRID/Hitachi-GE)
9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Assessment of Core Status of TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Takeshi Honda[1], Seiichi Dono[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD)
9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Ikken Sato[1,5], Shinji Yoshikawa[5,1], Xin Li[1,5], Takuya Yamashita[1,5], Akifumi Yamaji[3], Marco Pellegrini[2], Yoshihiro Kojima[4,5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute for Applied Energy, 3. Waseda University, 4. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation, 5. IRID)
10:00 AM - 10:15 AM

[3I04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Hiroyuki Suzuki[1], Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)
10:15 AM - 10:30 AM

[3I05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3I06-10] Fukushima Daiichi Accident 2

Chair:Koji Okamoto(Univ. of Tokyo)
10:45 AM - 12:00 PM Room I (B33 -B Building)

[3I06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
*Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

©Atomic Energy Society of Japan

10:45 AM - 11:00 AM

[3I07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Shinya Mizokami[1], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Sakai[3], Takuya Yamashita[4], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, 2. Tepsys Corp., 3. Hithachi-GE Nuclear Energy, 4. JAEA, 5. IAE)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Takeshi Sakai[1,6], Shinya Mizokami[2,4,6], Takeshi Honda[2], Kenichiro Nozaki[3,2], Takuya Yamashita[4,6], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5] (1. Hitachi-GE, 2. TEPCO HD, 3. TEPSYS, 4. JAEA, 5. IAE, 6. IRID)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Takuya Yamashita[1,6], Takeshi Honda[2], Shinya Mizokami[2,1,6], Kenichiro Nozaki[3,2], Hiroyuki Suzuki[4], Marco Pellegrini[4], Sakai Takeshi[5,6] (1. JAEA, 2. TEPCO, 3. TEPSYS, 4. IAE, 5. Hitachi-GE, 6. IRID)

11:30 AM - 11:45 AM

[3I10] Refinement of radioactivity inventory in the Fukushima Daiichi NPP used by CBZ code system

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3I11-16] Emergent Equipment

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room I (B33 -B Building)

[3I11] Thermal-hydraulics characteristics of the flat core-catcher for existing plants(2)

*Yoichi Onitsuka[1], chikako iwaki[1], daiki takeyama[1], mika tahara[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION)

2:45 PM - 3:00 PM

[3I12] Development of Leak Detector for Canister (Part3)

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2] (1. CRIEPI, 2. Siemens)

3:00 PM - 3:15 PM

[3I13] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Masayoshi KOJIMA[1], Hiroshige KIKURA[1], Hideharu TAKAHASHI[1], Hidetoshi OKADA[2], Shunsuke UCHIDA[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I14] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hideharu Takahashi[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3I15] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

*Yasunori Yamamoto[1], Masayoshi Mori[1] (1. Hokkaido University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3I16] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

*Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido University)

4:00 PM - 4:15 PM

Room J

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3J01-02] Treatment of Radioactive Waste at Tokai Reprocessing Plant

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

10:00 AM - 10:35 AM Room J (A41 -A Building)

[3J01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. JAEA, 2. Shimane University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

*FUMINORI SATO[1], RYOTATSU MATSUSHIMA[1], YOSHIYUKI ITO[1], YASUO SAITO[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3J03-07] Improvement of Safety at Reprocessing Plant

Chair:TSUYOSHI MURAKAMI(CRIEPI)

10:35 AM - 12:00 PM Room J (A41 -A Building)

[3J03] Studies on the palladium effect in high-level

©Atomic Energy Society of Japan

liquid waste

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Nobuyuki Arai[1], Naoki Ogawa[2], Shuji Fujii[2], Yousuke Mukai[2], Taisuke Tsukamoto[2], Yuuki Maebashi[2], Yousuke Katsumura[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Japan Radioisotope Association)

10:35 AM - 10:50 AM

[3J04] Studies on the palladium effect in high-level liquid waste

*Yoshitaka Saito[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Nobuyuki Arai[1], Naoki Ogawa[2], Shuji Fujii[2], Yousuke Mukai[2], Taisuke Tsukamoto[2], Yuuki Maebashi[2], Yousuke Katsumura[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Japan Radioisotope Association)

10:50 AM - 11:05 AM

[3J05] Development of the mobile hydrogen concentration meter at the reprocessing plant

*Yuki Akamatsu[1], Kohei Ootake[1], Naoya Sakagami[1], Masanao Nakano[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Nobuyuki Arai[1], Hiroshi Murakami[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. KOBELCO RESEARCH INSTITUTE)

11:05 AM - 11:20 AM

[3J06] Development of the Mobile Hydrogen Concentration Meter at the Reprocessing Plant

*masanao nakano[1], Wataru Nakamura[1], Sakagami Naoya[1], Yuuki Oota[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Nobuyuki Arai[1] (1. JNFL)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J07] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[3J08-13] Analysis and Separation

Chair:Masanobu Nogami(Kindai Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room J (A41 -A Building)

[3J08] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. NFD)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J09] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Katsuaki Akaoka[1], Hironori Ohba[1,2], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J10] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Koji Tamura[1,2], Hironori Ohba[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. NINS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J11] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J12] Spectroscopy of hyperfine structure of metal atom in glow discharge plasma cell

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[3J13] Mutual separation of Ln and An by multi-stage extraction using DOODA-DGA extraction system

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University)

4:00 PM - 4:15 PM

Room K

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

[3K01-04] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki(CRIEPI)
9:30 AM - 10:35 AM Room K (B41 -B Building)

[3K01] Study of dose evaluation technology using PVA-KI gel dosimeter

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. Fukui University of Technology, 2. University of Ontario institute of Technology, 3. NuclearTechnology Inc.)

9:30 AM - 9:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3K02] Advancement of airborne radiation measurement technology

*KOTARO OCHI[1], Alex Malins[2], Mutsushi Ishida [3], Tsutomu Yamada[4], Takamasa Nakasone[4], Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA Fukushima Environmental Safety Center, 2. JAEA Center for Computational Science &e-System, 3. NESI Inc., 4. JREC Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Alex Malins[1], Kotaro Ochi[2], Takamasa Nakasone[2], Tsutomu Yamada[2], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[1,2], Kimiaki Saito[1,2], Yukihisa Sanada[2] (1. Center for Computational Science &e-Systems, JAEA, 2. Fukushima Environmental Safety Centre, JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium extracted from a model drainage water made by immersing of demolition waste in sea water

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

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3K05-09] Dosimetry 2

Chair:Hiroaki Terada(JAEA)

10:35 AM - 12:00 PM Room K (B41 -B Building)

[3K05] Rapid Analysis Method of Radioactive Strontium in Contaminated Water for the Arrangement of a Nuclear Emergency

*Toshiharu Terasawa[1], Koutaro Seki[1], Hisashi Goto[1], Masaki Uesugi[2], Akihiko Yokoyama[2] (1. Tokyo Power Technology Ltd., 2. Kanazawa University)

10:35 AM - 10:50 AM

[3K06] Development of a Peltier Type Cloud Chamber with Large View Area

*Takehiro Toda[1], Mahamudul Hasan[2], Yu Igarashi[2], Estiner Katengeza[2], Takeshi Iimoto[2] (1. RADO co.,ltd., 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[3K07] Basic study on the effects of radon water on skin

*TSUYOSHI ISHIDA[1], Akihiro Sakoda[2], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Yu Ishimori[3], Humihiro Mitunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Ningyo-Toge, 3. JAEA, Monju, 4. Grad. Sch. Medicine Dentistry Pharmaceutical Sci., Okayama Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3K08] Daily variation of radiation dose at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2,3], Naofumi Akata[4,5], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Chanis Pornnumpa[2,6], Hiromi Kudo[2], Kumar Sahoo[7], Dadong Iskandar[8] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. JAEA, 4. NIFS, 5. SOKENDAI, 6. Kasetsart Univ., 7. QST-NIRS, 8. BATAN)

11:20 AM - 11:35 AM

[3K09] Increase event of air dose rate with thundercloud

*Shunsuke Iimura[1], Jin Sayama[1], Kazunori Inomata[1], Masashi Nagawa[1], Sumito Komiyama[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3K10-15] Uranium Mine

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

2:45 PM - 4:25 PM Room K (B41 -B Building)

[3K10] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Kazuhiko Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Naoto Yagi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Kotaro Nakai[1], Shigeyuki Suzuki[1], Kazuhiko Sato[2] (1. Okayama University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Chikashi Suzuki[1], Masahiko Osaka[1], Toshio Nakagiri[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Fixation of radium in weathered granite

*Yuichi Kuribara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1], Yoshio Takahashi[2] (1. Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic

©Atomic Energy Society of Japan

Energy Agency, 2. The University of Tokyo)
3:30 PM - 3:45 PM

[3K14] Natural attenuation mechanisms of uranium mill-tailing site at Ningyo-toge, Japan, under the circumneutral condition
*Keisuke Kawamoto[1], Asumi Ochiai[1], Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Hiroki Yokoo[1], Toshihiko Ohnuki[2], Yoshiyuki Ohara[3], Kenjin Fukuyama[3], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Ningyo-toge Environmental Engineering Center)
3:45 PM - 4:00 PM

[3K15] Elucidation of the formation mechanism of manganese oxide by manganese oxidizing bacteria at Ningyo-toge mine
*Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Keisuke Kawamoto[1], Asumi Otiai[1], Hiroki Yokoo[1], Yoshiyuki Ohara[2], Kenjinn Fukuyama[2], Takaaki Nagayasu[2], Toshihiko Ohnuki[3], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Institute of Technology Univ.)
4:00 PM - 4:15 PM

Room L

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

[3L01-03] Reactor Strategy
Chair:Hiroshi Sagara(Tokyo Tech)
9:30 AM - 10:20 AM Room L (D12 -D Building)

[3L01] Public Policies Building of Energy Security
*Yuko Koito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Study on a Building and Improvement of Public Acceptance for Fast Reactor and Advanced Reactor
*Hirofumi Nakamura[1], Akira Ohtaki[1], Yuko Koito[1] (1. JAEA)
9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Study on a Building and Improvement of Public Acceptance for Fast Reactor and Advanced Reactor
*Akira Ohtaki[1], Hirofumi Nakamura[1], Yuko Koito[1], Yoshiki Sato[2] (1. JAEA, 2. NESI Inc.)
10:00 AM - 10:15 AM

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

[3L04-09] New Type Reactor Design
Chair:Tatsuya Fujita(NRA)
10:20 AM - 12:00 PM Room L (D12 -D Building)

[3L04] Study of reactivity control method with thorium on Accelerator Driven System
*Hideki SAITO[1], Naoto AIZAWA[1], Tomohiko IWASAKI[1] (1. Tohoku Univ.)
10:20 AM - 10:35 AM

[3L05] Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity
*Hiroki Takezawa[1] (1. Tokyo City University)
10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Devlopment of Small Fast Reactor Self-supplying Nuclear Fuel
*Yoshitaka NAITO[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS Co. inc)
10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of Self-sustaining Small FR
*Kazuo Azekura[1], Yoshitaka Naito[1] (1. NAIS Co., Inc.)
11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Feasibility of CANDLE burnup for pebble bed reactors with accumulative fuel loading
*Jun Nishiyama Nishiyama[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Compensation for Fuel Losses in The Melt-Refining Process in Small CANDLE Reactor
*Khanh Van Hoang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3L10-13] Fast Reactor Design
Chair:AKITO OIZUMI(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room L (D12 -D Building)

[3L10] Evaluation of the effect of plutonium produced through transmutation of minor actinides by fusion neutrons on the core characteristics in a fast reactor
*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Study on the core shape of intrinsic safe fast reactor preventing re-criticality

©Atomic Energy Society of Japan

*Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1], Keiko Chitose[1] (1. Tokyo City University)
3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum (2)
*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (4)
*Akihiro Hara[1], Timothée KOOYMAN[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. CEA, DEN, DER, SPRC/LE2C)
3:30 PM - 3:45 PM

Room O

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[3O01-07] Inspection and Maintenance Technology

Chair:Daisuke Shinma
10:00 AM - 11:55 AM Room O (D25 -D Building)

[3O01] Soundness evaluation of ground anchor by hammering test using AE sensor
Tomohiro Hamasaki[2], *Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Masayuki Sayama[3], Shoichi Sayama[3] (1. Nuclear Fuel Industries LTD., 2. West Nippon Expressway Co. Ltd, 3. MASA CLEAN Co,.Ltd)
10:00 AM - 10:15 AM

[3O02] Development of Non-destructive Testing for Embedded Hardware
Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1], Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], Hiroaki Fujiyoshi[2], *Yoshihiro Isobe[2] (1. Japan Nuclear Fuel LIMITD, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)
10:15 AM - 10:30 AM

[3O03] Development of Non-destructive Testing for Embedded Hardware
Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1], Kouzou Hattori[1], *Ryota Ogawa[2], Hiroaki Fujiyoshi[2], Yoshihiro Isobe[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)
10:30 AM - 10:45 AM

[3O04] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material
*Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Tadashi Magari[3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Kansai Electron Beam Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co., Inc.)
10:45 AM - 11:00 AM

[3O05] Approach to Diagnosis of Check Valves
Susumu Miura[1], Morio Kudou[1], Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], *Mitsuyuki Sagisaka[2], Yoshihiro Isobe[2] (1. JNFL, 2. NFI)
11:00 AM - 11:15 AM

[3O06] Electrical Isolation Supporting System
*KEI TAKAKURA[1], Susumu Naito[2], Hiroki Shiba[3] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Energy Systems &Solutions, 2. Corporate Research &Development Center, Toshiba, 3. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Energy Systems &Solutions)
11:15 AM - 11:30 AM

[3O07] Electrical Isolation Supporting System
*Susumu Naito[1], Kei Takakura[2], Hiroki Shiba[3] (1. Corporate Research &Development Center, Toshiba Corporation, 2. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 3. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)
11:30 AM - 11:45 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

[3O08-12] Safety Enhancement and Assessment of LWR and Spent Fuel Transport Cask

Chair:Susumu Naito(TOSHIBA)
2:45 PM - 4:05 PM Room O (D25 -D Building)

[3O08] Thermal-hydraulic study on new package structure consisting of separator and dryer for BWR
*Motoki Sato[1], Seiiti Yokobori[1], Tohru Suzuki[1] (1. Tokyo City University)
2:45 PM - 3:00 PM

[3O09] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
*Masashi Tanabe[1], Mikihide Nakamaru[1], Tomoya Takeda[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[3O10] Confirmation of heat removal performance of spent fuel storage and transport metal cask by heat transfer inspection

*Yuki Aramaki[1], Jun Mizutani[2], Takashi Kudo[3], Takeshi Hiranuma[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, 3. Recyclable - Fuel Storage Company)

3:15 PM - 3:30 PM

[3O11] Study on Heat Flow Analysis Modeling for Transport Packages with Radiation Fins

*Tatsuya Ito[1], Hironori Mizobuchi[1], Shigeo Honda[1], Haruaki Kikuchi[1], Tatsuya Minami[2] (1. OCL CORPORATION, 2. Nuclear Fuel Transport Co., Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3O12] Research on accelerated expansion test by concrete core for ASR potential evaluation

*Junji Eto[1], Takamasa Ochiai[2], Mayuki Takizawa[1], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[5], Kazuo Yamada[6], Go Igarashi[4] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. MRI Research Associates, 3. Taiheiyo Consultant, 4. Tohoku University, 5. Nagoya University, 6. National Institute for Environmental Studies)

3:45 PM - 4:00 PM

Room P

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P01-04] Fast Reactor

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room P (E21 -E Building)

[3P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

*Xiaoxing Liu[1], Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Kyushu University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[3P02] A visualization test for fragmentation behavior of molten stainless steel discharged into a sodium pool

*Yuki Emura[1], Mikio Isozaki[1], Ken-ichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3P03] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

*Mamoru Konomoura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3P04] Study on the discharge behavior of molten core materials through the control rod guide tube in the core disruptive accident of SFR

*Shinya Kato[1], Kenichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Dmitry Ganovichev[2], Viktor Baklanov[2] (1. JAEA, 2. NNC)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P05-07] LWR Performance during Accident

Chair:Kenji Kamiyama(JAEA)
10:35 AM - 11:25 AM Room P (E21 -E Building)

[3P05] Evaluation of Molten Core Coolability in Containment Vessel using JASMINE code

*Yuzuru Iwasawa[1], Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1. JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[3P06] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tetsuya Teramae[1], Ryo Fukuda[1], Tomokazu Aoyagi[2], Toshihiko Nakano[3], Takeshi Nishikawa[3] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co.,Inc.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3P07] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Takei Rei[1], Nishida Keigo[1], Sakata Hideyuki[1], Kurimura Chikara[1], Fukuda Ryo[1] (1. Mitubishi Heavy Industries)

11:05 AM - 11:20 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P08-09] Prevention of Nuclear Disaster

Chair:Tomohiko Ikegawa(Hitachi)
11:25 AM - 12:00 PM Room P (E21 -E Building)

[3P08] A System Development for Enhancing Nuclear Emergency Response and Preparedness

©Atomic Energy Society of Japan

*Shinnosuke Masuda[1], Kazuma Abe[1], Kazumasa Inomata[1], Yoshihiro Matsuto[1], Daisuke Sato[1] (1. Tohoku Electric Power Co., Inc.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3P09] Effectiveness of the association between the containment vessel failure time and the evacuation time in nuclear disaster emergency preparedness

*KAZUFUMI NAGASHIMA[1], Nakahiro Yasuda[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineeing, Fukui University)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P10-11] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masao Chaki(IAE)

2:45 PM - 3:15 PM Room P (E21 -E Building)

[3P10] Analysis of core temperature increase behavior in Fukushima Daiichi NPP Unit 2 by RELAP/SCDAPSIM

*Shinji Yoshikawa[1], Ikken Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3P11] Cause study of Fukushima accident - The closed exhaust towers resolve 14 unexplained phenomena

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

3:00 PM - 3:15 PM

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

[3P12-13] Technology for Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Mitsutoshi Suzuki(JAEA)

3:15 PM - 3:45 PM Room P (E21 -E Building)

[3P12] Optimization of PWR core design for multipurpose plutonium utilization strategies

*Rie Fujioka[1], Karim Ammar[2], Frederic Damian[2], Anthime Farda[2], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives)

3:15 PM - 3:30 PM

[3P13] Development of Vision-based Insider Sabotage Detection System for Nuclear Security

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[3A01-08] Radiation Shielding Radiation Behaviors

Chair:Masahiro Taniguchi(TAISEI)

Fri. Sep 7, 2018 9:45 AM - 11:55 AM Room A (B11 -B Building)

[3A01] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Nagaoka University of Technology)

9:45 AM - 10:00 AM

[3A02] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*So KAMADA[1], Kazuya Nishimura[1], Michio Kato[1], Keisuke Okumura[2], Junichi Katakura[3], Matthew NancekievilI[4], Barry Lennox[4], Ashley Jones[5], Malcolm Joyce[5] (1. National Maritime Research Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagaoka University of Technology, 4. University of Manchester, 5. Lancaster University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3A03] Measurement of neutron production double differential yields by 135 MeV proton on A150

*Yuta Shinohara[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Hiroki Tanaka[2], Tsuyoshi Hamano[3] (1. Hiroshima Univ., 2. Kyoto Univ., 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:15 AM - 10:30 AM

[3A04] Comparison of proton incident neutron yield up to 150 MeV by INCL model and ENDF/B-VII.1

*Taiki Mori[1], Kenichi Kimura[1], Nobuo Ikeda[2], Nobuhiro Shigyo[2] (1. Fujita, 2. Kyushu University)

10:30 AM - 10:45 AM

[3A05] Discussion on the standardization of shielding material

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yoshihiro Hirao[4], Satoshi Ishikawa[5], Yukio Sakamoto[6] (1. Fujita Corporation, 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 3. HAZAMA-Ando Corp., 4. National Maritime Research Institute, 5. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 6. ATOX Corp.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3A06] Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation (2)

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3A07] Development Status of Shielding Code using Discontinuous Galerkin Finite Element Method

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

11:15 AM - 11:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[3A08] Radiolysis of water containing ferrous and chloride ions

*Kuniki Hata[1], Tomonori Sato[1], Hiroyuki Inoue[2] （1. JAEA, 2. Osaka Prefecture University）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所廃炉のための プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発 （8）格納容器内の 3 次元線量率分布の予測

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(8) A prediction of the three-dimensional dose rate distribution in the primary containment vessel

*奥村 啓介[1]，Eka Sapta Riyana[1]，佐藤 若英[2]，前田 裕文[2]，片倉 純一[3]
[1]原子力機構，[2]NESI，[3]長岡技科大

モンテカルロ計算などの数値計算と内部調査で得られた実測データを組み合わせ、デブリ取出し開始が予定されている 2121 年における原子炉格納容器内の 3 次元線量率分布を予測した。

キーワード：福島第一原子力発電所、廃炉、燃料デブリ取出し、線量率分布、モンテカルロ計算

1. 緒言　福島第一原子力発電所(1F)の内部調査により得られる線量率実測値は、空間的にも時間的にも断片的な情報である。そこで、原子力機構では、燃料の燃焼計算や炉内構造物の放射化計算などにより得られた核種組成に基づく線源計算、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[1]による単位線源に対する線量率分布(Green 関数)計算、および国際廃炉研究開発機構(IRID)等による事故進展解析や内部調査の結果を組み合わせ、原子炉格納容器(PCV)内の 3 次元線量率分布を予測する手法を開発した[2]。本手法をデブリ分布や水位が特徴的に異なる 1 号機および 2 号機に適用し、デブリ取出しの開始が予定されている 2021 年末時点での PCV 内 3 次元線量率分布を予測した。

2. 手法及び結果　PHITS による PCV 解析モデルの例を図 1(左)及び図 2(左)に示す。これらは、2017 年度末までに実施された IRID による炉内状況把握の成果[3]や内部調査によるカメラ映像等を参考にモデル化したものである。これらのモデルを使って、先ずは計算のみに基づく線量率分布の推定値を作成し、時期が早い順に内部調査による線量率実測値と整合するように、感度と不確かさが大きい Cs 表面汚染の線源強度を段階的に修正した。1 号機に対しては、1st エントリ(2012 年 10 月、D/W 壁近傍 X100B ペネ位置から水面までの垂直方向線量率測定)、B1 調査(2015 年 4 月、グレーチング上線量率測定)、B2 調査(2017 年 3 月、グレーチング上と水中の線量率測定)における時々の水位と線量率実測値を反映するとともに、その後の放射性核種の崩壊を考慮して、2021 年末における 3 次元線量率分布の予測値を得た(図 1 右)。2 号機についても、1st エントリ(2012 年 3 月、X53 ペネ位置からグレーチングまでの垂直方向線量率測定)、A2 調査(2017 年 1～2 月、X6 ペネ位置～CRD レール上部の線量率測定)、A2'調査(2018 年 1 月、CRD レール上部～ペデスタル内壁面付近の線量率測定)での水位と線量率実測値を反映して 2021 年末の線量率分布予測値を得た(図 2 右)。これらの解析により、以下のことが示唆された：①1 号機では、水中壁面の Cs 汚染濃度は、気中部分の汚染濃度に比べてやや高くなっている。水位を低下させると、水中部分の壁面が露出し、気中部分の線量率は高くなる。②1 号機ペデスタル外部では、PCV 底部または堆積物上部に Cs 汚染があると、線量率は燃料デブリの有無によらず、大きく変わらない（全エネルギー積分された線量率によるデブリ探査は困難）。③2 号機 CRD レール中央付近に Cs ホットスポットによる高線量率場が存在するが、D/W 全体の平均線量率はそれほど高くはない。これは ^{134}Cs 及び ^{137}Cs の崩壊を考慮すると 1st エントリでの実測値と整合する。④2 号機ペデスタル内底部に燃料デブリが存在するものとするとそのウラン濃度は小さいか、表面が何らかの遮蔽物で覆われている可能性がある。

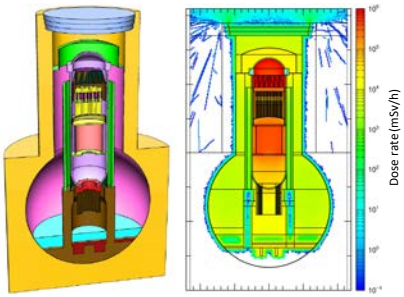


図 1　1 号機モデルと線量率分布

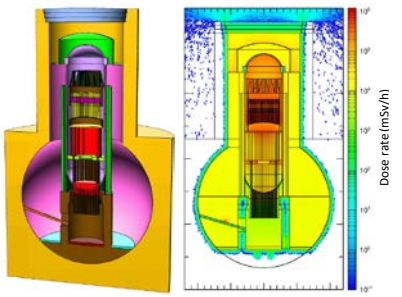


図 2　2 号機モデルと線量率分布

3. 結言　1 号機及び 2 号機に対して、時期、水位、場所が異なる線量率実測値と整合するデブリ取出し開始時期での線量率分布を得た(水位は現状維持を仮定)。ただし、実測値に対し線源感度が無い 1 号機のペデスタル内部や両号機の RPV 内部の線量率に対する信頼性は低い。

なお、本発表は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果を含みます。

参考文献： [1] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, pp913-923 (2013), [2] 奥村他，日本原子力学会 2017 年秋の大会[3L02], [3] IRID, http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Jun-ichi Katakura[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NESI, [3]Nagaoka University of Technology

福島第一原子力発電所廃炉のためのプラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発
（9）水中デブリ探査用小型 ROV の実証試験

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(9) Tank tests of ROVs to map the debris in the primary containment vessel

*鎌田 創[1]，加藤道男[1]，西村和哉[1]，Matthew Nancekievill[2], Ashley Jones[3], Barry Lennox[2], Malcolm J. Joyce[3]，奥村啓介[4]，片倉純一[5]
[1]海上・港湾・航空技術研究所，[2]The University of Manchester，[3]Lancaster University，
[4]日本原子力研究開発機構，[5]長岡技術科学大学

原子炉格納容器内の燃料デブリ探査技術に係る技術開発の一環として、燃料デブリの分布及び表面状態を調査するための水中探査ロボットの実証試験を日本原子力研究開発機構・楢葉遠隔技術開発センターのロボット試験用水槽及び、スロベニアの Jožef Stefan Institute の TRIGA Mark II 研究炉で実施した。実証試験では、音響探査装置との連携、ロボットの測位システムの性能、原子炉プールでの動作を確認し、性状模擬デブリの形状の３D 画像表示できることを示した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ROV，Sonar

1. 緒言

本研究では、日英協力体制の下、福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内の燃料デブリの分布及び表面状態を調査するための水中探査ロボット(ROV：Remotely Operated Vehicle)を開発した。平成 28 年度までに ROV の開発、並びに ROV に搭載するソナーシステムの性能確認を実施した。今回は、ソナーシステムと ROV を統合したので統合システムの性能確認を、日本原子力研究開発機構楢葉遠隔技術開発センターのロボット試験用水槽並びに Jožef Stefan Institute（JSI） の TRIGA Mark II 研究炉で実施した。

2. 性能試験

2-1.水中デブリ探査システム

本研究で開発した水中デブリ探査システムは、英国チームが開発した ROV(AVEXIS-150)に回転ビームソナー(Imagenex Co. Ltd.)及び小型 $CeBr_3$ シンチレーション検出器を搭載したものである。ROV は、150 mm 直径、347 mm 長さの寸法で、上下左右前後の 6 方向に推進させるスラスターを前後に装着したものである。搭載した回転ビームソナーは、全長 346.5 mm、直径 60.9 mm、小型 $CeBr_3$ シンチレーション検出器は、10 mm 直径、10 mm 長さのサイズでシンチレータからの光は光電子増倍管を介して電圧パルスを取り出すようにしている。これらデバイスへの電源はテザーケーブルを介して外部から供給された。また ROV の自己測位システムとしてマンチェスター大学が開発した光学式を適用した。

2-2.ロボット試験用水槽における実験

使用したロボット試験水槽は、深さ 5 m、直径 4.5 m であり、水底には性状模擬デブリを設置した。本試験では、ソナーの画像を 3D 画像化する試験、ROV の動作試験、測位システムの試験を実施した。

2-3.研究炉プールにおける実験

JSI の TRIGA Mark II reactor の冷却水プール中（中性子とガンマ線の混在場）にて、ROV の動作、CeBr3 シンチレータの動作試験を実施した。シンチレータを搭載した ROV は、研究炉の燃料集合体の上部に設置し、原子炉運転中における動作を確認した。

3. 結言

日英共同研究の成果として、組み上げた水中デブリ探査システムの性能試験を、ロボット試験用水槽にて ROV の基本動作確認、ソナーの 3D 画像化試験を実施し、研究炉プールにて放射線環境下での ROV ならびに $CeBr_3$ の動作を確認した。水中における運動性能、ソナー画像データのリアルタイム３D 化及び光学式測位システムとも当初計画通りの性能を示した。実機 PCV 内部調査に向けた今後の課題として、測位システムの小型化や、$CeBr_3$ シンチレータでのガンマ線測定結果からパルスパイルアップ低減方法や高ガンマ線量下での中性子との粒子弁別手法の高度化について抽出された。

図１　JSI における性能試験の様子

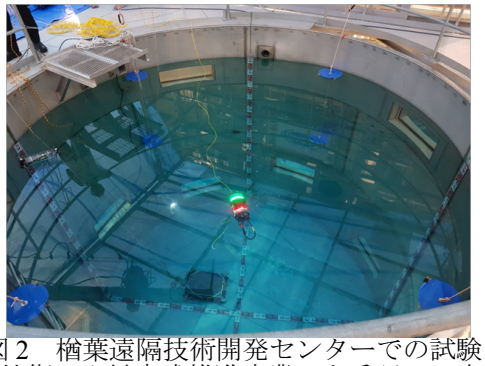


図２　楢葉遠隔技術開発センターでの試験の様子

尚、本発表は、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」を受託して実施した「プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発」の成果の一部である。

---

*So Kamada[1], Michio Katoh[1], Kazuya Nishimura[1], Matthew Nancekievill[2], Ashley Jones[3], Barry Lennox[2], Malcolm Joyce[3], Keisuke Okumura[4] and Jun-ichi Katakura[5]
[1]National Institute of Maritime, Port and Aviation Technology., [2]The University of Manchester, [3]Lancaster University, [4]Japan Atomic Energy Agency and [5]Nagaoka University of Technology

A150 における 135 MeV 陽子入射中性子生成二重微分収率の測定

Measurement of neutron production double differential yields by 135 MeV proton on A150

*篠原 佑太[1]，梶本 剛[1]，遠藤 暁[1]，田中 憲一[1]，田中 浩基[2]，濱野 毅[3]
[1]広島大学，[2]京都大学，[3]量子科学技術研究開発機構

放射線医学総合研究所の HIMAC で、人体組織等価プラスチック（A150）における 135 MeV 陽子入射中性子生成二重微分収率を測定した。

キーワード：陽子線治療，中性子生成，人体組織等価プラスチック，有機液体シンチレータ

1. 緒言

放射線治療には様々な種類があるが、そのひとつに陽子線治療がある。陽子線治療は陽子のブラッグピークにより患部のみに効率よく線量を付与することができる治療方法である。しかしながら、患部に付与する線量以外に、陽子線が人体内の物質と核反応を起こし、発生した二次粒子による線量付与があり、二次的ながんの発生リスクとなる。二次がん発生リスクを評価するためには 3 次元粒子輸送モンテカルロコードの使用が有効であるが、計算結果の妥当性を確認する必要がある。そこで本研究では、検証のためのデータとして，A150 を標的に 135 MeV 陽子入射中性子生成二重微分収率を測定した。

2. 実験・解析

実験は放射線医学総合研究所の HIMAC で行った。測定体系を図 1 に示す。135 MeV 陽子を厚さ 10 mm の A150 に照射し、生成される中性子をビーム軸から 45 度方向に標的中心から 1 m に設置した φ50.8×50.8 mm の有機液体シンチレータ（EJ301）で測定した。また、入射粒子数を測るために標的直上にビームピックアップ検出器を設置した。荷電非荷電粒子弁別のための veto 検出器を EJ301 の前に設置した。更に、散乱線寄与を推定するために鉄の棒を標的と EJ301 の間に設置した測定も行った。データ収集はデジタルオシロスコープを用いて各検出器からの波形データとした。オフライン解析で荷電・非荷電粒子弁別及び中性子γ線弁別で粒子を行い、中性子事象を抽出した。また、得られた中性子事象に対し、飛行時間法を用いて中性子のエネルギーを決定した。

3. 結果

測定で得られた 135 MeV 陽子入射中性子生成二重微分収率を図 2 に示す。今後は Fluka の計算値と比較し、妥当性を検証する。

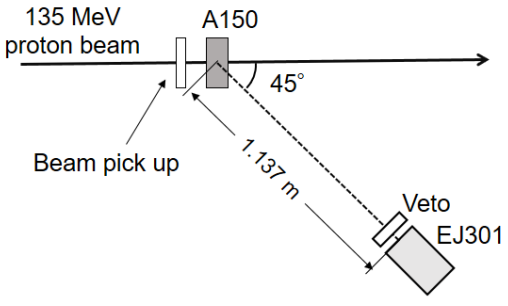


図 1　測定体系

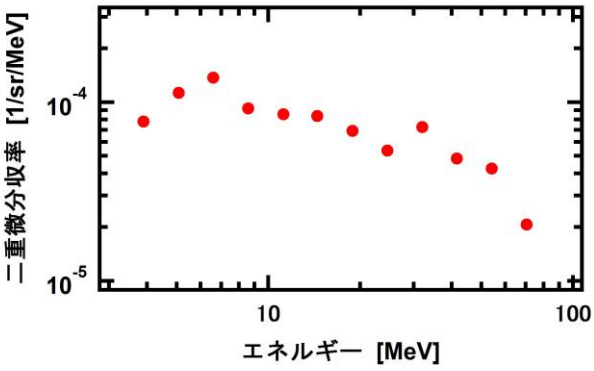


図 2　A150 標的 135 MeV 陽子入射中性子生成二重微分収率

*Yuta Shinohara[1], Tsuyoshi Kajimoto[1], Satoru Endo[1], Kenichi Tanaka[1], Hiroki Tanaka[2], and Tsuyoshi Hamana[3]
[1]Hiroshima Univ., [2]Kyoto Univ., [3]Quantum and Radiological Science and Tech.

INCL モデルと ENDF/B-VII.1 による 150MeV までの陽子入射中性子生成量の比較

Comparison of proton incident neutron yield up to 150 MeV by INCL model and ENDF/B-VII.1

*森　大樹[1]，木村　健一[1]，執行　信寛[2]，池田　伸夫[2]

[1]フジタ，[2]九州大学

遮蔽計算において、加速器等の機器からの発生する中性子を正確に評価することは重要である。現在 PHITS では陽子入射反応には INCL などの核反応モデルが導入されており、一方で ENDF/B-VII.1 には一部の核種に対しては 150MeV 以下の陽子入射反応のデータが格納されている。今回それぞれ PHITS 上で用いて、厚いターゲットに陽子を入射した際の中性子スペクトルの実験データと比較・検討を行った。

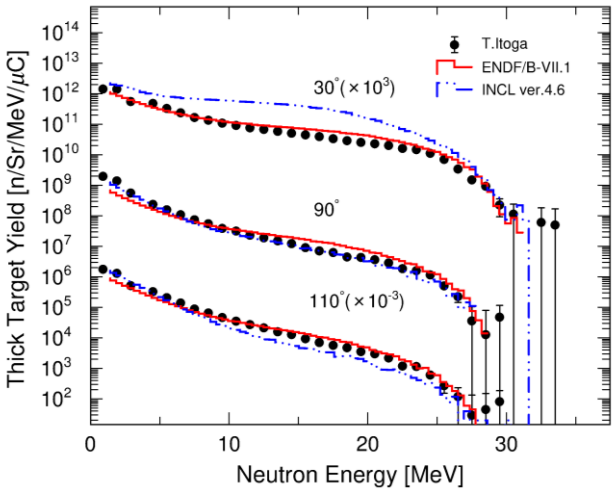
キーワード： PHITS INCL ENDF/B-VII.1 陽子入射 中性子生成

1. 背景

現在 PHITS では 1MeV 以上の陽子入射の際の原子核反応には INCL が適応されているが、開発元[1]による INCL の適応範囲は数 10MeV 以上とされている。一方で公開されている ENDF/B-VII.1 には 150MeV までの陽子入射に対する核データが格納されている。放射線取扱施設の遮蔽設計を行う際に加速器等から発生する二次中性子を正確に見積もることは重要であり、遮蔽計算の際には核モデルや核データの妥当性を把握して使用する必要がある。今回放射線発生装置の材料を構成する主要な元素をターゲットとし、ENDF/B-VII.1 上の陽子入射反応の核データと INCL(ver.4.6)を PHITS 上で用いてターゲットが飛程に対して十分に厚い場合の 35MeV~140MeV の過去の実験値[2] [3]との比較・評価をした。

2. 計算方法

PHITS(ver.3.02)で INCL(ver.4.6)と ENDF/B-VII.1 を用いて陽子入射下における厚いターゲットからの中性子スペクトルの比較をした。ENDF/B-VII.1 は PHITS 上に ENDF/B-VII Proton Data の ACE ファイルを移植して計算を行った。なお、中性子入射反応の核データは両方とも JENDL4.0 のものを使用している。ターゲットの厚さは過去に行われた実験と同じものを使用し、２ケースの計算値と文献[2]の実験からの中性子スペクトルの比較をした。右図は天然存在比の Fe に 35MeV の陽子を入射したときの中性子スペクトルの計算値と実験値の比較である。



3. 結論

140MeV 以下の陽子入射において、INCL(ver.4.6)を用いた計算は実験値との差が大きい。一方、厚いターゲットの場合でも ENDF/B-VII.1 を用いた評価は妥当性があることがわかった。今後は ENDF/B-VII.1 を用いた遮蔽計算を検討したい。

参考文献

[1] A. Boudard et al., Phys. Rev. C 87, 014606 (2013)

[2] T. Itoga et al., AIP Conf., 769 (2005) 1568-1571.

[3] Y.Iwamoto et al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 593 (2008) 298– 306.

*Taiki Mori[1], Kenichi Kimura[1], Nobuhiro Shigyo[2], Nobuo Ikeda[2]

[1]Fujita, [2]Kyushu University.

遮蔽材料標準の策定について
(12)標準（コンクリート編）制定までのロードマップ

Discussion on the Standardization of Shielding Material –Focusing on Shielding Concrete
(12)　Roadmap for Standardization (concrete)

*木村　健一[1]，中田 幹裕[2]，奥野 功一[3]，坂本 幸夫[4]，石川　智之[5]，平尾　好弘[6]
[1]株式会社フジタ，[2]MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[3]安藤ハザマ，
[4]株式会社アトックス，[5]伊藤忠テクノソリューションズ（株）[6]国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所

現在遮蔽材料標準の策定作業を進めており、まず「放射線遮蔽設計に用いる材料組成（コンクリート編）」として、遮蔽設計段階で用いられるコンクリートの組成及び利用に際しての付帯事項を取り纏めている。本稿では、これまでの経緯と標準のスコープ及びロードマップを示し、関係者の議論を通じて、策定作業を進めていく。

キーワード：遮蔽材料，コンクリート，標準化，線量評価

１．標準制定の背景と目的　従来、施設の放射線遮蔽の役割を果たす遮蔽コンクリートの設計段階で用いられる組成は、過去に米国或いは国内で発行された遮蔽コンクリートの組成データ集等から選択的に採用されている。バルク遮蔽による線量率減衰に影響する遮蔽コンクリートの組成については、数値の妥当性及びその変動に対する保守性が、施設の安全審査において適宜確認されてきた。昨今の原子力施設及び放射線利用の拡がりに伴い、国内の施設設計で共通して用いることのできる遮蔽コンクリートの組成を策定する要求が高まっている。そこで、現在までの施工実績を整理してデータの根拠を明確にし、原子力学会標準として規定する。

２．標準制定の考え方　(1) 本標準は一定の技術的根拠を有し、国内施設の遮蔽設計段階で共通して使用できる元素組成を提供する。(2) 日本建築学会「建築工事標準仕様書 JASS5N（原子力発電所施設の鉄筋コンクリート工事）」及び「建築工事標準仕様書 JASS5（鉄筋コンクリート工事）」を参照して、製造可能と考えられる範囲に収まるコンクリートの元素組成とする。(3) 遮蔽コンクリートの組成は使用骨材の地域や施工管理等による変動が見られるため、この組成変動を考慮した組成を規定する。(4) 遮蔽設計時の要求（コンクリートの密度）に対応するため、規定データに調整を加える場合の考え方と方法を付帯事項として与える。

３．標準の位置付け　施設の遮蔽要求厚は、施設の過渡変化も含めて平常時及び事故時に対象となる設備に対して、法定基準値を満足するように基本設計段階で設定される。その方法としては、1/10 価層などの遮蔽定数を用いた近似計算法と、各種遮蔽計算コードによる計算法とがある。後者は、原子力発電所を対象とした場合、施設の基本仕様及び設計進捗に伴って発生する他の要因を考慮し保守的に設定した条件による遮蔽計算を示しており、遮蔽要求厚はその結果が目標線量率を満足するように設定されている。本標準で規定する元素組成は、上段後者の遮蔽計算の入力条件として用いられる。附属書及び解説では、想定される組成変動の要因及び変動幅、並びに組成変動による線量率減衰計算への影響を明らかにし、組成変動が想定される変動幅の範囲内であれば、バルク遮蔽による線量率減衰が十分な安全性を有し、許認可申請及び社会受容の観点から透明性及び説明性を確保することを示す。

４．おわりに

右図に示すスケジュールにて策定活動を行っていき、2021年(平成 33 年) 制定予定である。

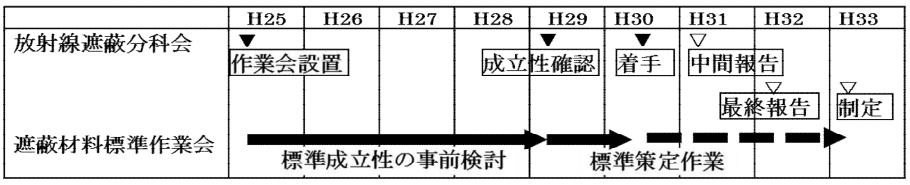


図　制定スケジュール

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yukio Sakamoto[4], Satoshi Ishikawa[5] and Yoshihiro Hirao[6]
[1]Fujita Corporation, [2]MHI Nuclear Solutions and Engineering, [3]HAZAMA ANDO Corp., [4]Atox Co., Ltd., [5]ITOCHU Techono-Solutions Corporation, [6]National Maritime Research Institute

中性子照射試験及び PHITS 計算によるコンクリートの放射化低減手法の検討（その 2）

Consideration of low-activation methods for concrete by neutron irradiation test and PHITS calculation (2)

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]
[1]安藤ハザマ

中性子が発生する放射線施設では、建屋の放射化による施設従事者の被曝や、施設廃止時における放射性廃棄物の処理費用の増大が問題となる。コンクリート試料を対象とした中性子照射試験及びモンテカルロ計算を行い、コンクリートの放射化低減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、PHITS コード

1. 緒言

コンクリートの放射化低減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]。これまでの研究で、各手法についてコンクリートの放射化量の比較を行ったが、実測値と計算値とで差異が生じてしまっていた。本発表では、この要因を分析し、再計算を実施するとともに、B_4C 樹脂板を用いた、より効果的な放射化低減手法について検討を行った。

2. 中性子照射試験

B_4C 樹脂板を用いた放射化低減手法として、(A)普通コンクリートに B_4C 樹脂板を重ねた試料、(B)普通コンクリート試料と B_4C 樹脂板間に 30cm の離隔を設けた試料、(C)普通コンクリート試料（樹脂板無し）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。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 ^{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。離隔 30cm を設けた場合(B)では設けない場合(A)と比較して、^{24}Na の生成量で約 18.8%、^{56}Mn の生成量で約 23.3%が低減された。中性子照射試験を模擬した PHITS 及び D-CHAIN 計算結果との比較については、当日報告予定である。

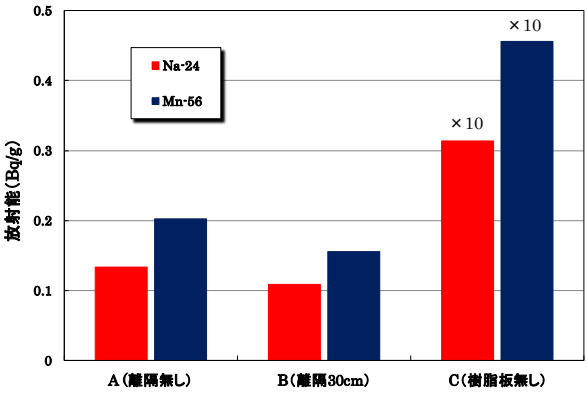


図 1. 各試料に生成した ^{24}Na と ^{56}Mn の比較

4. 結論

中性子照射試験の結果、コンクリートと B_4C 樹脂板間に離隔を設けることで、より効果的にコンクリートの放射化量の低減を実現できることが解った。今後は、長半減期核種に対して計算による検討やその他の放射化低減手法についても検討を行う予定である。

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.

不連続ガラーキン有限要素法を用いた遮蔽コードの開発状況

Development Status of Shielding Code using Discontinuous Galerkin Finite Element Method

*西山 恭平[1]，谷口 雅弘[1]，時吉 正憲[1]
[1]大成建設株式会社

有限差分法を用いた離散座標 Sn 法の空間メッシュ依存性を改善し，多媒質問題の詳細な解析を実現することを目的として，不連続ガラーキン有限要素法を用いた放射線輸送計算コードを開発している．開発の状況を報告する．

キーワード：Sn 法，不連続ガラーキン有限要素法，放射線，遮蔽，収束加速法

1. 緒言

決定論的手法である離散座標 Sn 法は統計誤差がなく，体系内の線束分布を一括して計算できるため，広く放射線遮蔽計算に使用されている．しかしながら離散座標 Sn 法では，メッシュ幅を大きくとりすぎると，誤差の増大や負の放射線束を算出することがある．そこで，空間の離散化手法として，不連続ガラーキン有限要素法を用いた放射線輸送計算コードを開発し空間メッシュ依存性の低減を図った．本発表では，開発の状況ついて報告を行う．

2. 開発の状況

これまでの開発で，不連続ガラーキン有限要素法を用いた放射線輸送計算コードの空間メッシュ依存性について確認を行った．有限差分法を用いたコードに比較して空間メッシュ数を低減することが可能であり，2 次元・3 次元の解析を行う場合に非常に有効な手段であることが確認できた．メモリ共有並列計算機能実装およびコードのベクトル化により，解析時間の短縮を図った．また，収束加速法として，DSA（Diffusion Synthetic Acceleration）[1]および TSA（Transport Synthetic Acceleration）[2]を実装し，収束性の向上に伴う解析時間の短縮を実現した．現在は評価済み遮へい実験データベース SINBAD（Shielding Integral Benchmark Archive and Database）[3]から問題を選定しベンチマーク検証を実施中である．今後は，膨大なメモリを必要とする 3 次元解析を実施するために分散メモリ並列計算の実装を予定している．

3. 結論

不連続ガラーキン有限要素法を用いた Sn 放射線輸送計算コードを開発した．各種機能の実装により，空間メッシュ数の低減・収束性の向上・解析時間の短縮を行った．今後 3 次元大規模解析に対応できるよう機能の拡充を図る．

参考文献

[1] Adams, Marvin L., and Edward W. Larsen. "Fast iterative methods for discrete-ordinates particle transport calculations." Progress in nuclear energy 40.1 (2002): 3-159.

[2] Ramone, Gilles L., Marvin L. Adams, and Paul F. Nowak. "A transport synthetic acceleration method for transport iterations." Nuclear science and engineering 125.3 (1997): 257-283.

[3] OECD Nuclear Energy Agency Data Bank SINBAD
http://www.oecd-nea.org/science/wprs/shielding/sinbad/sinbadis.htm

---

*Kyohei Nishiyama[1], Masahiro Taniguchi[1] and Masanori Tokiyoshi[1]
[1]TAISEI CORPORATION

鉄イオンと塩化物イオン共存下における水の放射線分解

Radiolysis of water containing ferrous and chloride ions

*端 邦樹[1]，佐藤 智徳[1]，井上 博之[2]
[1]原子力機構，[2]大阪府立大

数種類の不純物が含まれる複雑な水溶液の放射線分解メカニズムを明らかにするため、Fe^{2+} イオンと Cl^- イオンの共存下でのラジオリシスシミュレーションを実施した。これらのイオンの相互作用により H_2O_2 等の水の放射線分解生成物の生成量が増加する可能性が示された。

キーワード：鉄イオン，塩化物イオン， 放射線分解（ラジオリシス）

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の格納容器内の滞留水は高放射線場にあり、かつ材料由来の金属イオンや地下水及び海水由来の微量のアニオン等の不純物を含んでいると考えられる。1F 内の構造物の腐食量の予測に当たっては、その様な複雑な水溶液の放射線分解現象を理解し、水分解由来の酸化物（H_2O_2 や O_2）の発生量を予測することが重要である。著者らはこれまで海水由来の Cl^- イオンに着目し、Cl^- イオンを含む水溶液の放射線分解について調べてきた。その結果、Cl^- イオンは水分解によるラジカルとの高い反応性を示すが、その反応は Br^- イオン等の不純物や pH の影響を強く受けることが示された[1]。現在 1F 滞留水の Cl^- イオン濃度は数百 ppm 以下に抑えられており[2]、放射線分解への直接的な寄与は小さいと考えられる。しかし、Cl^- イオンの影響を正確に理解するためには、滞留水中に含まれる他の不純物の存在もあわせて考える必要がある。本発表では、材料から溶出する Fe^{2+} イオンに着目し、Fe^{2+} イオンと Cl^- イオンとが共存する環境でのラジオリシスシミュレーションを行い、これらのイオンの濃度変化に対する放射線分解生成物の生成量の変化を調べた。

2. シミュレーション

複合化学反応の動的モデリングソフトウェア Facsimile（MCPA software）に、水[3]、Cl^- [4]、Fe^{2+} [5]の照射下での反応及び Cl^- 由来のラジカルと Fe^{2+} との反応[6]に関するデータセットを取り込み、室温でのガンマ線照射環境を模擬した水の放射線分解反応を予測した。

3. 結果と考察

Cl^- イオン、O_2 の初期濃度をそれぞれ 1 mmol/l、0 mol/l、pH を 7 とし、Fe^{2+}イオンの初期濃度を 0 – 0.5 mmol/l で変化させ、100 Gy/h で 1,000 時間照射を行った後の H_2, H_2O_2 の濃度を図 1 に示す。Fe^{2+} イオンが添加されることで水分解生成物の生成量が増加することがわかる。照射中の pH 変化を確認したところ、Fe^{2+} イオン存在下では照射開始直後から pH が低下し、3 程度にまで達した。これは Fe^{2+} イオンが照射下で酸化されて生じた Fe^{3+} イオンの加水分解によるものである[7]。一方、Cl^- イオンは照射下で OH ラジカルと反応し、H_2 や H_2O_2 の収量を増加させるが、この反応は酸性下で加速する。本シミュレーション結果は、Cl^- イオンが低濃度であっても Fe^{2+} イオンの共存が水の放射線分解に有意に寄与し、水分解生成物の生成挙動に影響を与える可能性があることを示すものである。

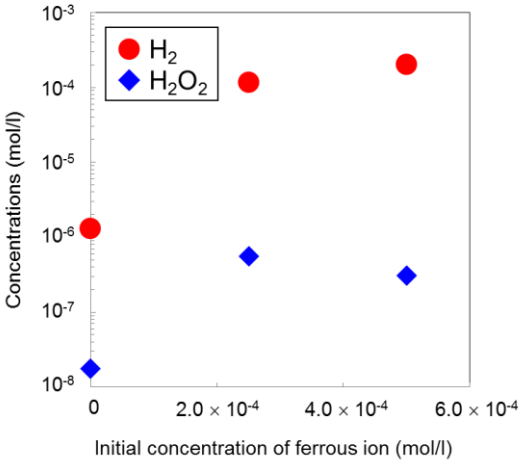


図 1 Fe^{2+}を添加した 1 mmol/l Cl^-水溶液のラジオリシスにおける H_2, H_2O_2 生成

参考文献

[1] K. Hata, Nucl. Technol., 193, 434 – 443, 2016. [2] 東京電力ホームページ（http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu18_e/images/180618e0101.pdf）. [3] A.J. Elliot and D.M. Bartels, AECL No.153-127160-450-001, 2009. [4] M. Kelm and E. Bohnert, FZKA 6977 report. [5] P. Lorenzetto, et al., Fusion Engineering and Design, 17, 265 – 270, 1991. [6] NDRL/NIST Solution Kinetics Database on the Web. [7] T.I. Sutherland, et al., Phys. Chem. Chem. Phys., 19, 695 – 708, 2017.

*Kuniki Hata[1], Tomonori Sato[1] and Hiroyuki Inoue[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Osaka Prefecture Univ.

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

[3B01-03] Neutron Measurement

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 10:00 AM - 10:50 AM Room B (A21 -A Building)

[3B01] Experimental verification of the relative n-p elastic scattering angular distribution at E_n=45 MeV

*Tetsuro Matsumoto[1], Akihiko Masuda[1], Hideki Harano[1], Satoshi Kurashima[2] （1. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology）

10:00 AM - 10:15 AM

[3B02] Preliminary Experiment for Temperature-dependent Thermal Neutron Spectrum in Solid Moderator

*Jaehong Lee[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Rei Kimura[2], Takayuki Sako[2], Akira Yamada[2], Jun Nishiyama[3] （1. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University , 2. Toshiba Energy Systems &Solutions , 3. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology ）

10:15 AM - 10:30 AM

[3B03] Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[2] （1. JAEA, 2. TIT）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

45 MeV 中性子に対する水素の弾性散乱反応相対角度分布の実験的検証

Experimental verification of the relative n-p elastic scattering angular distribution at E_n=45 MeV

*松本　哲郎[1]，増田　明彦[1]，原野　英樹[1]，倉島　俊[2]
[1]産総研，[2]量研

高速中性子計測で使用することの多い水素の中性子弾性散乱反応の角度分布は、20 MeV 以上の領域において JENDL と LA150 の評価済核データライブラリ間で異なる。そこで、ΔE-E カウンタテレスコープを応用して、45 MeV 中性子に対する水素の弾性散乱反応相対角度分布の実験的検証を行った。

キーワード：水素、中性子弾性散乱反応，角度分布，45 MeV 中性子

1. 緒言

中性子計測には、水素の中性子弾性散乱反応により生成される反跳陽子が度々利用される。産総研では、量研 TIARA で中性子線量計等の校正や照射に利用できる 45～60 MeV 中性子国家標準場[1]を整備するために、ΔE-E カウンタテレスコープを使用した。カウンタテレスコープでは、10 度の反跳角を使用した。検出効率導出のためには、水素の中性子弾性散乱反応の角度分布の情報が使用された。しかしながら、20 MeV 以上の評価済み核データライブラリとして多く利用されている LA150 と JENDL-HE ファイルでは、水素の中性子弾性散乱反応の角度分布が異なる。2 種類の核データファイルで評価したところ、45 MeV に対して検出効率は 5%の差異が生じることが分かった[1]。そこで、本研究では、45 MeV 中性子に対する水素弾性散乱反応の相対角度分布を実験的に検証する。

2. 実験

実験では、量研 TIARA において ^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応によって生成される 45 MeV 準単色中性子を用いた。測定は、Si(Li)検出器（ΔE）と液体シンチレータ（E）で構成される ΔE-E カウンタテレスコープを応用して、反跳角 10°、15°、20°、25°、30°に対する測定を行った。n-p コンバータとしては高密度ポリエチレンを使用した。ポリエチレン中のカーボンによる影響を引き去るために、カーボン試料の測定も行った。図 1 は、ΔE-E カウンタテレスコープで得られた反跳陽子の波高スペクトルである。

3. データ処理と結論

データ処理では、2 種類の核データファイルを用いた場合のカウンタテレスコープの検出効率を、MCNPX を用い導出する。図 1 で得られた波高スペクトルの計数と検出効率から、カウンタテレスコープの試料に入射した中性子数が求められる。相対角度分布が正確であれば、10°～30°の測定で得られる中性子数の結果は、不確かさ内で一致するはずである。本発表では、実験の概要及び 2 種類の核データファイルによって導出された中性子数の結果を比較する。

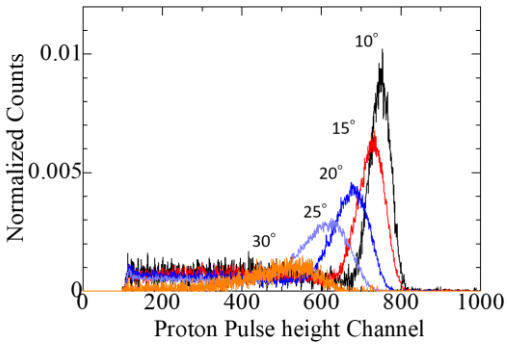


図 1 ΔE-E カウンタテレスコープで得られた反跳陽子の波高スペクトル

参考文献

[1] T. Matsumoto, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 54 (5), 529 (2017)

*Tetsuro Matsumoto[1], Akihiko Masuda[1], Hideki Harano[1], Satoshi Kurashima[2]
[1]AIST, [2]QST

固体減速材における温度依存熱中性子スペクトル測定のための予備実験

Preliminary Experiment for Temperature-dependent Thermal Neutron Spectrum in Solid Moderator

*李 在洪[1]，佐野 忠史[1]，堀 順一[1]，木村 礼[2]，佐古 貴行[2]，山田 昂[2]，西山 潤[3]
[1]京都大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]東京工業大学

宇宙用原子炉の設計開発において、固体減速材中の温度依存熱中性子スペクトルを正確に予測することは重要である。本研究では、温度制御された固体減速材からの熱中性子スペクトルを TOF 法で測定する計画をしている。今回は、予備実験として高速中性子をポリエチレン板に入射させたときの透過中性子を測定した。その結果、透過中性子スペクトル中にポリエチレン板で生成されたと考えられる熱中性子ピークを観測できたので、透過中性子測定によって固体減速材における温度依存熱中性子スペクトルを測定できる見通しを得た。

キーワード：固体減速材，温度依存熱中性子スペクトル，ポリエチレン板，熱中性子スペクトル

1. 緒言　宇宙用原子炉では水素化カルシウム等の固体減速材の使用が検討されている[1]。しかし、水素化カルシウム等の固体減速材を用いる炉心の場合、温度上昇に伴う水素の熱散乱増加によって熱中性子スペクトルが変化し、炉心の臨界特性に大きな影響を与える。そのため、数値計算で得られた固体減速材における温度依存熱中性子スペクトルを実験的に検証することは重要である。温度依存熱中性子スペクトルを測定するためには、中性子源近傍に設置された減速材の温度を制御しなければならない。しかし、中性子源近傍は高放射線場となるため減速材の温度制御を行うのは困難である。そこで、本研究では中性子源から十分離れた場所に固体減速材を設置し、減速材を透過した中性子を TOF（Time-of-flight）法で測定することにより、固体減速材による温度依存熱中性子スペクトルを観測することを計画している。今回は、本手法の実現性を評価するために固体減速材としてポリエチレンを用いた予備実験を実施した。

2. 実験　京都大学複合原子力科学研究所の電子線加速器（京大複合研ライナック）の光中性子源から発生した高速中性子を中性子源から 11.8m 離れた場所に設置したポリエチレン板に照射し、ポリエチレン板を透過した中性子を測定した。中性子の測定には GEM 型 2 次元中性子検出器（GEM 検出器）を使用した。GEM 検出器はポリエチレン板から約 1m 離れた場所に設置した。測定には、固体減速材として厚さ 2、10、20 ㎜のポリエチレン板を用いた。固体減速材の温度は室温とし、各測定の測定時間は 30 分であった。

3. 結果・考察　厚さの異なるポリエチレン板に対する透過中性子スペクトルの測定結果を**図 1** に示す。減速材を置かない測定（Blank 測定）で 3.5ms 付近に観測されているピークは、光中性子源の冷却水によって減速された熱中性子成分である。一方、厚さ 20㎜ のポリエチレン板に対しては、370μs 付近に固体減速材起因と考えられる熱中性子ピークが観測された。このことから、固体減速材を中性子源から 10m 以上離しても、固体減速材による温度依存熱中性子スペクトルを測定できる見通しを得た。

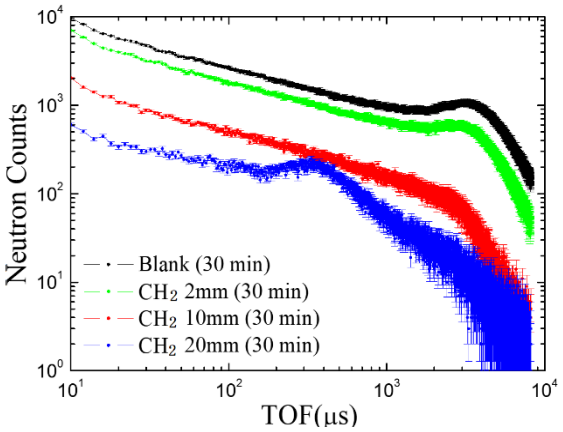


図 1 ポリエチレン板における透過中性子 TOF スペクトルの比較

当日の発表では水素化カルシウムを固体減速材とした場合の測定計画についても説明する。

謝辞　本研究は、東芝エネルギーシステムズ（株）と京都大学との共同研究「固体内減速材内の温度依存熱中性子スペクトルに関する研究」として行われた成果です。

参考文献　[1] 木村 礼、和田 怜志、2017 秋の大会 2G01.

*Jaehong Lee[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Rei Kimura[2], Takayuki Sako[2], Akira Yamada[2], Jun Nishiyama[3]
[1]Kyoto University, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions, [3]Tokyo Institute of Technology.

多核子移行反応を用いた核分裂即発中性子の測定

Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction

*廣瀬 健太郎[1]，西尾 勝久[1]，牧井 宏之[1]，オルランディ リカルド[1]，塚田 和明[1]，
ケアン クン ラタ[2,1]，千葉 敏[2]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学

原子力機構タンデム加速器施設において、^{18}O ビームとアクチノイド標的を用いた多核子移行反応によって生成した原子核の核分裂即発中性子の測定を行った。

キーワード：核分裂、多核子移行反応、即発中性子

1. 緒言

使用済み核燃料に含まれるマイナーアクチノイドの核変換には、これらの核種の核データが不可欠である。しかしながら、中性子核反応によって生ずる高次アクチノイドを含め、核変換炉内では膨大な核種が生成されるが、これらの全ての核種に対する核データを取得することは非常に困難である。本研究では、^{18}O ビームを ^{237}Np 標的に照射しておこる多核子移行反応を用い、種々の複合核を様々なエネルギーで励起し、その核分裂即発中性子の測定を行った。

2.実験・結果

本実験は原子力機構タンデム加速器施設で行った。144MeV の ^{18}O ビームを、ニッケルバッキングに電着した厚さ 76μg/cm^2 の ^{237}Np 標的に照射し、多核子移行反応後の散乱粒子をΔE-E シリコンテレスコープで粒子識別することで複合核の核種を同定した。散乱粒子のエネルギーと放出角度から、系全体の励起エネルギーを導出した。複合核からの核分裂片を 4 つの多芯線比例計数検出器(MWPC)を用いて散乱粒子と同時検出し、さらに散乱真空槽のまわりに設置した 33 台の液体有機シンチレータを用いて中性子を核分裂片と同時検出した。図 1(左)に示したシリコンテレスコープを用いた粒子識別によって合成した複合核を同定した。右図に散乱粒子として ^{16}O、したがって ^{239}Np が核分裂したときに放出される中性子の飛行時間スペクトルを示した。これにはガンマ線と中性子によるイベントが見えているが、中性子検出器の信号を波形解析して中性子を選別すると、黄色で塗りつぶしたヒストグラムのようになる。本発表では、実験と解析、各核種の即発中性子多重度の励起エネルギー依存性について議論する予定である。

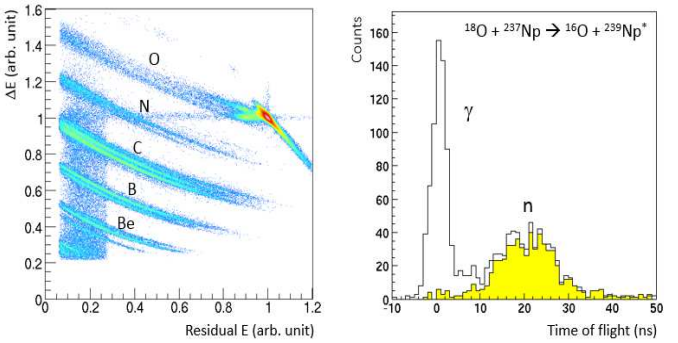


図 1 (左) ΔE-E スペクトル。散乱粒子として酸素、窒素、炭素等の同位体が明確に識別できる。(右)^{239}Np が核分裂したときの中性子飛行時間スペクトル。黄色のヒストグラムは波形弁別により中性子のみを選んだ場合のスペクトル。

本発表は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成２８、２９年度「代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子測定技術開発と中性子エネルギースペクトル評価」の成果を含む。

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hirroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Kean Kun Ratha[2,1] and Satoshi Chiba[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Tech.

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

[3B04-07] Charged Particle Reaction

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyushu Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 10:50 AM - 12:00 PM Room B (A21 -A Building)

[3B04] Measurement displacement cross-section of copper for 3-GeV protons

*Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Matsuda[1], Yosuke Iwamoto[1], Makoto Yoshida[2], Shoichi Hasegawa[1], Tatsushi Nakamoto[2], Fujio Maekawa[1], Hiroki Iwamoto[1], Taku Ishida[2], Shunsuke Makimura[2] （1. J-PARC/JAEA, 2. J-PARC/KEK）

10:50 AM - 11:05 AM

[3B05] Measurement of nuclide production cross sections with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC

*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Hiroki Iwamoto[1] （1. J-PARC/JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3B06] Development of low threshold secondary-particle detector and its application to 70 MeV proton-induced reactions

*Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2], Yusuke Uozumi[1] （1. Kyushu Univ., 2. KEK）

11:20 AM - 11:35 AM

[3B07] α-particle breakup at incident eneregy of several hundreds of MeV/u (2)

*Kazuhito Yoshida[1], Yuji Yamaguchi[1], Motoharu Fuji[1], Toshiya Sanami[2], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Koba[3], Yusuke Uozumi[1] （1. Kyushu Univ., 2. High Energy Accelerator Research Organization, 3. National Institute of Radiological Sciences）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

3 GeV 陽子による銅の弾き出し断面積の測定

Measurement of displacement cross-section of copper for 3-GeV protons

*明午 伸一郎[1], 松田 洋樹[1], 岩元 洋介[1], 吉田 誠[2], 長谷川 勝一[1], 中本 建志[2],
牧村 俊助[2], 前川 藤夫[1], 岩元 大樹[1], 石田 卓[2]
[1]J-PARC 原子力機構, [2]J-PARC KEK

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられるビーム窓の損傷評価の高度化のため、J-PARCセンターの加速器施設において、3 GeV陽子による銅の弾き出し断面積の測定を行った。この結果、世界で初めて 3 GeV 陽子の弾き出し断面積を取得し、実験結果と計算との比較検討を行った。

キーワード： 弾き出し断面積, 3 GeV 陽子, 銅, PHITS, J-PARC

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損傷評価が重要となる。損傷の指標として弾き出し損傷(DPA)が用いられるが、NRT モデルに基づく弾き出し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子の 20 MeV 以上のエネルギ領域では、弾き出し断面積の殆ど測定されていないため、計算モデルの十分な検討がされていない。一方、大強度陽子加速器施設の機器の寿命評価は DPA を基準とするため、大強度陽子加速器において DPA 評価が重要となる。本研究では、J-PARC の加速器施設において 3 GeV 陽子に対する銅の弾き出し断面積の測定を行った。

2. 実験

弾き出し断面積は、試料入射に伴う抵抗率変化を欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより得ることができる。欠損あたり（フランケル対あたり）の抵抗率変化は、電子線を用いた研究により既知となり、抵抗率変化と陽子束の測定により導出することができる。照射による欠損を試料中に留めることが重要となるため、極低温に冷却した状態で測定することが必要となる。4 K まで冷却可能な冷凍機に試料を取り付けた真空装置を製作し、3 GeV 陽子シンクロトロン加速器施設に設置した。試料には抵抗率の低い銅(直径 0.25 mm)を用い、照射前の試料の欠損を無くすため 800℃で焼鈍した。実験に必要なビーム調整時間を減少させるため、RCS の利用運転で用いられる 3 GeV 陽子を試料に照射した。断面積の導出のためには、試料における陽子束が必要となるため、試料位置のビームプロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。試料の温度上昇を抑えることが望ましいものの、微弱なビームではビーム形状が不明となるので、形状が可能となる最弱な強度(3.3×10^{12} 陽子/パルス)のビームを 151 パルス用いた。

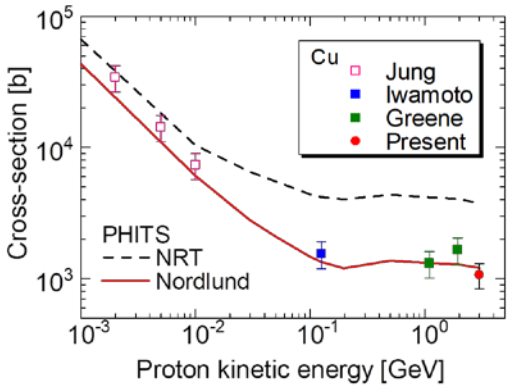


図 1 本実験による銅の弾き出し断面積、他の実験及び計算の比較

3. 結果

実験の結果、ビーム形状は単純なガウス分布となり、ビーム幅と積算電流から試料における陽子束を導出した。この結果、世界で初めて 3 GeV 陽子の弾き出し断面積を取得し、銅の弾き出し断面積は 1070±230 b となった。誤差の殆どは、フランケル対当たりの抵抗率変化の分散によるものである。図 1 に本実験結果、他の実験結果、及び PHITS の計算結果を示す。PHITS の計算には、DPA 評価に一般的に用いられる NRT モデルと Nordlund により最近提案されたモデルを用いた。この結果、NRT モデルによる計算結果は、全ての実験結果において 3～4 倍程度の過大評価が示された。Nordlund によるモデルは実験とよい一致を示すことを示した。今後は、試料と陽子の運動エネルギを変更しシステマティックな測定する予定である。

*Shin-ichiro MEIGO[1], Hiroki MATSUDA[1], Yosuke IWAMOTO[2], Makoto YOSHIDA[2], Shoichi HASEGAWA[2], Tatsushi NAKAMOTO[2], Shunsuke MAKIMURA[2], Fujio MAEKAWA[1], Hiroki IWAMOTO[1], Taku ISHIDA[2]
[1]J-PARC/JAEA, [2]J-PARC/KEK

J-PARC における 0.4GeV – 3.0GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定

Measurement of nuclide production cross sections with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC

*松田 洋樹[1]，明午 伸一郎[1]，前川 藤夫[1]，岩元 大樹[1]

[1]J-PARC/原子力機構

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには高精度な核種生成断面積が必要である。ADS で候補となる 1 GeV 付近のデータ取得のため 0.4 ～ 3.0 GeV 陽子を金箔に照射し、放射性核種をゲルマニウム検出器で同定し核種生成断面積を測定し、測定で得たデータを JENDL-HE/2007 及び PHITS コードと比較検討した。

キーワード：核種生成断面積，J-PARC，PHITS，JENDL-HE/2007，ADS，陽子，GeV

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには高精度な核種生成断面積が必要である。これまで様々な核種に対する生成断面積が測定されてきたが、実験精度が不十分なものもある。さらに評価済み核データライブラリの特定用途向けライブラリが整備されているが、実験データとの乖離が大きいものがある。本研究では ADS で候補となる 0.4 GeV から 3.0 GeV までの陽子ビームを用いて核種生成断面積の測定を行った。

2. 実験

実験は 3 GeV シンクロトロン施設(RCS)から物質・生命科学実験施設(MLF)にビームを輸送する 3NBT 施設にあるビームダンプラインにて行った。そこに真空チェンバーを設置し、遠隔で試料を導入・回収できる装置を 4 つ設けた。これにより一度のマシンタイムにより 4 つのサンプルに照射することができる。試料導入機に取り付けるサンプルは、厚み 0.1 mm（または 0.2 mm）、25 mm 辺に切り出した異なる種類の金属箔を重ねた。金属箔の間にはビームプロファイル計測と試料中での陽子束の減衰測定のため同サイズのアルミニウム箔を挟み込んだ。出射キッカの励磁タイミングを早め、加速途中のビームを取出した 0.8 GeV と加速の終わった 3 GeV 陽子を照射した。照射は 1 パルス当たり約 3.2×10^{12} 陽子のパルスビームを 0.4 Hz 間隔で 30 ショット行い、総照射陽子数は 9.6×10^{13} 陽子であった。約 5 時間の冷却時間を経てからサンプルを取り出しゲルマニウム検出器で測定を行った。いくつかの金属箔に同時に照射を行ったが、ADS 標的に適した重金属の内これまでの実験データが豊富でありモノアイソトープでもある金から解析を始めた。測定で得られたガンマ線スペクトルから核種を同定し、検出効率により生成断面積を求めた。

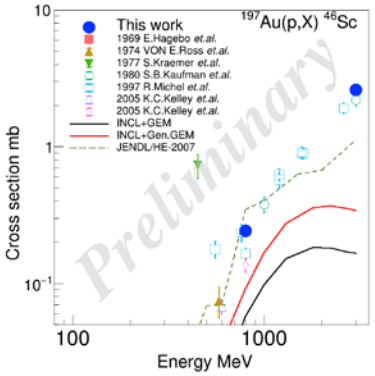


図 1 本実験で得た ^{197}Au(p,X)^{46}Sc 生成断面積

3. 結果

図 1 に本実験で得た ^{197}Au(p, X)^{46}Sc（半減期 83.8 日）の断面積、他の実験及び JENDL/HE-2007 の値を示す。JENDL/HE-2007 は 1.5 GeV 以下の実験値と一致を示すものの、1.5 GeV 以上では約 50%程度過小評価することが示された。図 1 に PHITS [1]、及び蒸発過程を記述する GEM を Furihata のモデル(Gen.GEM [2])を用いた計算結果も示す。PHITS の計算は実験値を大幅に過小評価することが判明し、カスケードモデルまたは蒸発モデルに変更が必要と思われる。本発表では他核種の生成断面積と計算及び評価済みデータとの比較検討を示す予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al., JNST 55 (2018) 684, doi:10.1080/00223131.2017.1419890

[2] S. Furihata, NIM B 171 (2000) 251, doi:10.1016/S0168-583X(00)00332-3

---

*Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Fujio Maekawa[1], Hiroki Iwamoto[1]

[1]J-PARC/JAEA

低エネルギー測定下限二次粒子検出器の開発と 70 MeV 陽子入射反応への応用

Development of Low Threshold Secondary-Particle Detector and its Application to 70 MeV Proton-Induced Reactions

*山口 雄司[1]，佐波 俊哉[2]，魚住 裕介[1]
[1]九州大学，[2]高エネルギー加速器研究機構

陽子入射反応二重微分断面積(DDX)を蒸発過程のエネルギー領域まで取得するために，ブラッグカーブカウンター(BCC)と Si 半導体検出器(SSD)からなる検出器を用いて実験をおこなった. BCC 単体で粒子識別できることを利用して数 MeV の二次粒子を識別し，DDX を得た．取得したデータと先行研究のデータとを比較して妥当性を評価する．また，バックグラウンドの影響について考察する．

キーワード：陽子，二重微分断面積，蒸発過程，ブラッグカーブカウンター，粒子識別

1. 緒言

中間エネルギー陽子入射による荷電粒子生成反応は多くの場合，核内カスケード(INC)模型と一般化蒸発模型(GEM) [1] からなる二段階モデルで記述される．GEM はこれまで様々な核反応に対して蒸発粒子生成二重微分断面積(DDX)を精度よく予測すると考えられてきた．しかし，近年の INC 模型の精度向上によって GEM による計算結果と実験値との不一致が明らかとなった[2]．GEM の実験値再現性の向上には様々な標的，広範な角度について，蒸発粒子の実験データを必要とするが，既存のデータ[3]では不十分である．そこで，Si 半導体検出器(SSD)からなる従来のカウンターテレスコープより低い測定下限エネルギーをもつ検出器として，SSD とブラッグカーブカウンター(BCC) [4]からなる検出器を開発し，実験をおこなう．

2. 実験

放射線医学総合研究所の AVF サイクロトロン施設で実験をおこなった. 散乱チェンバー内に C, Al, Cu, Au 標的を設置し，入射エネルギーE_p = 70 MeV の陽子を照射した．開発した検出器および SSD と BGO シンチレータからなるカウンターテレスコープを用いて標的から放出する荷電粒子のエネルギーを測定した．測定角度は実験室系で 15°, 60°である．

3. 結果・考察

右図に測定角度 60°で取得した ^{27}Al(p,p'x)反応の DDX を，60°での測定の報告例(E_p = 68 MeV)[5]と比較して示す．取得データは，報告例と一致しており，妥当なものであると考える．測定下限エネルギーは，BCC 単体での粒子識別を利用することで，陽子について 1.3 MeV までひき下げられた．

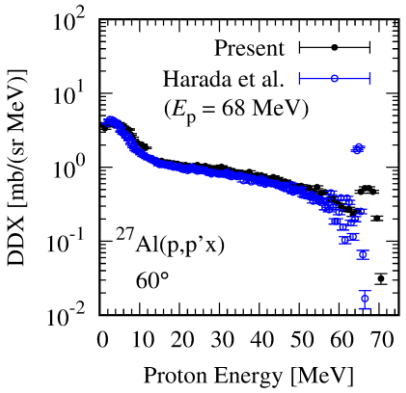


図　測定角度 60°における ^{27}Al(p,p'x)反応の DDX.

参考文献

[1] S. Furihata, Nucl. Instr. and Meth. B 171 (2000) 251.

[2] Y. Uozumi et al., J. Nucl. Sci. Technol. 52 (2014) 264.

[3] F. E. Bertrand and R. W. Peelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045.

[4] T. Sanami et al., Nucl. Instr. and Meth. A 589 (2008) 193.

[5] M. Harada et al., J. Nucl. Sci. Technol. 39:sup2 (2002) 393.

*Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2] and Yusuke Uozumi[1]
[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Res. Org.

数百 MeV/u α粒子入射における分解反応の研究(2)

α-particle breakup at incident energy of several hundreds of MeV/u (2)

*吉田和人[1], 藤井基晴[1], 山口雄司[1], 佐波俊哉[2], 松藤 成弘[3], 古場 裕介[3], 魚住裕介[1]

[1]九州大学, [2]高エネルギー加速器研究機構, [3]放射線医学総合研究所

未測定領域であった 230MeV/u α粒子入射生成二重微分断面積の測定をおこなった。測定には、半導体検出器,GSO シンチレータ,PWO シンチレータを用いた。陽子,重陽子,三重陽子,^{3}He, α粒子を *ΔE-E* 法によって識別して結果を得た。

キーワード: α粒子入射, 荷電粒子, 二重微分断面積, *ΔE-E* 法

1. 緒言

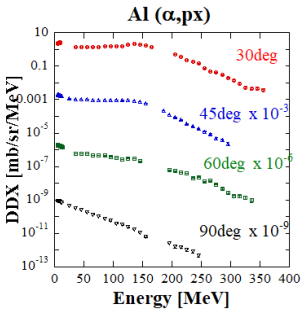
重粒子線がん治療は効果的な治療法であるが，重粒子誘起反応で生じる 2 次粒子による低線量被ばくが問題視されている．2 次粒子は，炭素イオンが形成するブラッグピークより深い領域だけでなく，治療ビームの軌道から離れた健常組織へ線量付与し得る．これが晩発影響として発がんを引き起こすと考えられているため，特に子どもに対する線量の正確な見積りが必要となる．しかし，炭素イオン入射反応のデータは 0°近傍にのみ存在する．見積りには粒子輸送計算が用いられ，一般に核内カスケード(INC)または量子分子動力学模型と一般化蒸発模型(GEM)からなる 2 段階モデルが適用されるが，既存のモデルによる複合粒子生成の記述精度は低い[1]．正確な線量の見積もりには, 核反応模型の改良が必要であるが, そのためには数百 MeV/u での二重微分断面積(DDX)の実験データが必要である. 前回 100MeV/u の結果を報告した。本研究では 230MeV/u α入射反応 DDX の実験データの取得を目指した.

2. 実験

放射線医学総合研究所のHIMAC棟で実験をおこなった．散乱槽内にC, Al, Co試料を設置し，入射エネルギーE_α= 230MeV/uのHeイオンを照射した．散乱槽の30°, 45°, 60°, 90°のポートに，Si半導体検出器，GSO, PWOシンチレータからなる検出器を設置し，標的試料から放出する陽子，重陽子，三重陽子，^{3}He, α粒子のエネルギーを測定した．粒子識別には*ΔE-E*法を用いた．検出器で測定できる陽子の最大エネルギーは約490MeVである．

3. 結果と考察

右図に230MeV/uα粒子入射Al(α,px)反応DDXの結果を示す。30°から90°の幅広い角度で, 最大350 MeV程度の高エネルギー分まで実験データを得ることができた. 得られたDDXは全角度で同様の傾向を示している.その他の検出粒子について,重陽子は最大400MeV程度,三重陽子は最大410MeV程度,^{3}Heは最大400MeV,α粒子は最大300MeV程度の範囲の実験データを得ることができた.



参考文献

[1] J. Dudouet et al.,Phys. Rev. C,89,054616 (2014).

*Kazuhito Yoshida[1], Yuji Yamaguchi[1], Motoharu Fuji[1], Toshiya Sanami[2], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Koba[3], Yusuke Uozumi[1]

[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Organization, [3]National Institute of Radiological Sciences

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

[3B08-11] High Energy Fission, Nuclear Data Validation, Beta Source

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room B (A21 -A Building)

[3B08] Unified description of the fission probability for the high-energy particle transport calculation

*Hiroki Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1] （1. J-PARC Center, JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[3B09] TENDL-2017 Benchmark Test with Iron Shielding Experiments at QST/TIARA

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1], Atsushi Kasugai[1] （1. QST, 2. JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[3B10] MATXS multigroup file problem due to NJOY unresolved resonance processing

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Kenichi Tada[1] （1. JAEA, 2. QST）

3:15 PM - 3:30 PM

[3B11] Output signal increase behavior of electrochemical voltaic device near low-energy large-quantity beta nuclides

*Kenji Ishibashi[1], Shotya Suda[1], Hiroshi Takada[2], Masahide Harada[2] （1. Kyushu Univ., 2. J-PARC）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高エネルギー粒子輸送計算における核分裂確率の統一的記述

Unified description of the fission probability of the high-energy particle transport calculation

*岩元 大樹[1]、明午 伸一郎[1]
[1]原子力機構 J-PARC センター

核内カスケードモデル INCL4.6 及び Prokofiev の陽子入射核分裂断面積系統式をもとに核分裂確率を記述するモデルを提案し、このモデルを粒子輸送計算コード PHITS に組み込まれている脱励起計算コード GEM の高エネルギー核分裂モデルに適用した。

キーワード：高エネルギー核分裂、核分裂確率、核分裂断面積、サブアクチノイド、脱励起モデル、核内カスケードモデル、PHITS

1. 緒言

放射線挙動解析コード PHITS[1]は、加速器駆動核変換システムや核破砕中性子源施設等における放射能・被曝線量評価および施設の遮蔽設計に重要な役割を演じるが、PHITS の核破砕反応を記述するモデル INCL4.6/GEM[3]は核分裂生成物の収量を大幅に過小評価することが知られており[2]、モデルの高度化が求められている。本研究では、核分裂生成物の収量予測に重要なパラメータとなる「核分裂確率」を現象論的に記述するモデルを提案し、このモデルを高エネルギー核分裂モデルに適用した。

2. 提案モデル

高エネルギー核分裂は、脱励起過程を粒子蒸発と核分裂の確率的な競合過程とみなすマルチチャンス核分裂モデルで記述されるが、核分裂確率を求めるための粒子崩壊幅及び核分裂崩壊幅を記述する理論は、複雑な割には確立されたものとは言い難く、崩壊幅理論の複雑さは予測精度の向上を困難にさせている。そこでここでは、崩壊幅ではなく、Prokofiev[4]による陽子入射核分裂断面積系統式に着目し、核内カスケード過程計算コード INCL4.6 及び Prokofiev の系統式をもとに核分裂確率を推定した。具体的には、INCL4.6 から励起エネルギーと入射エネルギー及び放出粒子数の関係式を求め、これと Prokofiev の系統式から、核分裂確率を励起核種(*Z*,*A*)及び励起エネルギーの関数として表し、これを PHITS の高エネルギー核分裂モデルに適用した。図 1 に、陽子入射、中性子入射及び重陽子入射に対する核分裂断面積解析値と実験値の比較の例を示す。

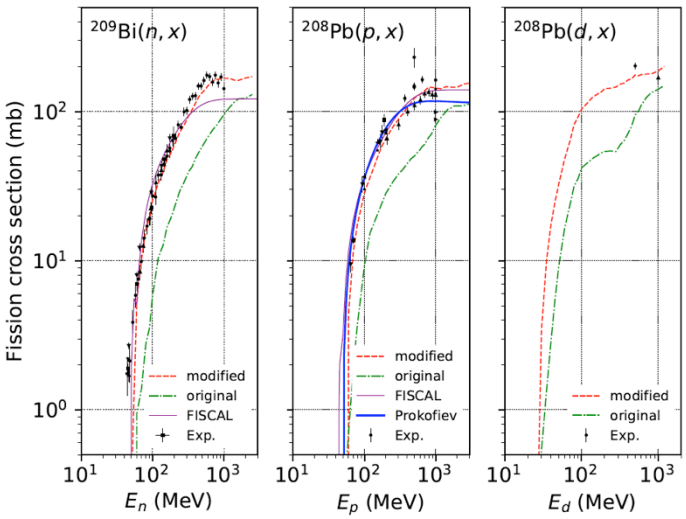


図 1　中性子、陽子、及び重陽子入射核分裂断面積

3. 結言

実験値との比較の結果、提案したモデルは、入射エネルギーが閾値から GeV 領域に対して、広範囲の標的核(*Z*,*A*)にわたり、陽子、中性子、及び重陽子入射核分裂断面積実験値をよく再現し、核分裂収量の予測精度を従来モデルよりも大幅に向上できることが示された。

参考文献

[1] T. Sato *et al.* J Nucl Sci Technol. 2018;**55**:529-533. [2] Y. Iwamoto *et al.* J. Nucl. Sci. Technol. 2017;**54**:617-635. [3]Y. Furihata. Nucl Instr and Meth in Phys Res A 2000;**171**:251-258. [4] A.V. Prokofiev. Nucl Instr and Meth in Phys Res A. 2001;**463**:557-575.

*Hiroki Iwamoto[1] , Shin-ichiro Meigo[1]　[1]J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency

QST/TIARA 鉄遮蔽実験を用いた TENDL-2017 ベンチマークテスト

TENDL-2017 Benchmark Test with Iron Shielding Experiments at QST/TIARA

*権 セロム[1]，今野 力[2]，太田 雅之[1]，落合 謙太郎[1]，佐藤 聡[1]，春日井 敦[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

TENDL-2017 の先進核融合中性子源 A-FNS 核設計への適用に資するために、QST/TIARA の 40 MeV、65 MeV 準単色中性子入射鉄遮蔽実験の解析を、TENDL-2017 を用いて行った。計算で得られた 30 MeV 付近の中性子スペクトルに不自然なこぶが現れ、この原因が 2 次中性子スペクトルデータにあることを明らかにした。

キーワード：先進核融合中性子源 A-FNS, TENDL-2017, QST/TIARA, **鉄遮蔽実験**

1. 緒言

先進核融合中性子源 A-FNS は最大 55 MeV の中性子が発生する大電流重陽子加速器型の原型炉材料照射試験施設で、A-FNS の核設計のためには精度の良い 20 MeV 以上の核データが不可欠である。今回、20 MeV 以上の中性子入射核データを有する核データライブラリの精度検証を目的として、昨年末に公開された TENDL-2017 を用いて QST/TIARA で実施された 40 MeV 及び 65 MeV 準単色中性子入射鉄遮蔽実験の解析を行ったので報告する。

2. 検討手法及び結果

解析は MCNP6.1.1 コード及び TENDL-2017 の公式 ACE ファイルを用いて行った。結果の一部を図 1 に示す（比較のため、以前報告した JENDL-4.0/HE 及び FENDL-3.1d を用いた計算[1]も図 1 にプロットした）。TENDL-2017 を用いた計算結果には、30 MeV 付近に実験データにはない不自然なこぶが見られる。鉄の核データを詳細に調べた結果、TENDL-2017 の ^{54}Fe、^{56}Fe、^{58}Fe の 30 MeV 中性子入射の 2 次中性子スペクトルデータが FENDL-3.1d のデータと大きく異なっていることを見つけた。このような違いは他の中性子入射エネルギーでは見られない（図 2 参照）。これらのデータを FENDL-3.1d のデータと入れ替えてテストしたところ、30 MeV 付近の不自然なこぶはなくなった（図 3 参照）。TENDL-2017 を用いた計算の 30 MeV 付近の不自然なこぶの原因は 30 MeV 中性子入射の 2 次中性子スペクトルデータにあることがわかった。尚、FENDL-3.1d を用いた計算で現れた 20 MeV 付近の不自然なこぶの原因も同様である（20 MeV 中性子入射の 2 次中性子スペクトルデータが問題）。

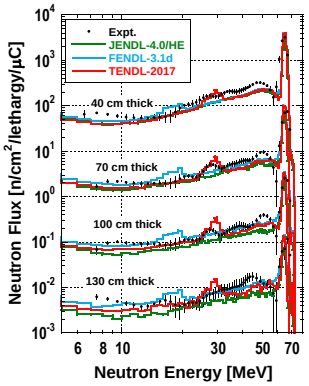


図 1．65 MeV 中性子入射鉄遮蔽実験の中性子スペクトル

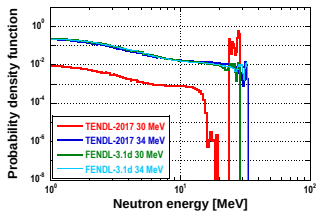


図 2．^{56}Fe の 2 次中性子スペクトル

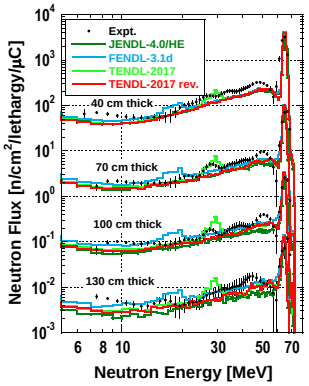


図 3．修正したデータを用いた 65 MeV 中性子入射鉄遮蔽実験の中性子スペクトル

3. まとめ

QST/TIARA の鉄遮蔽実験解析で、TENDL-2017 の ^{54}Fe、^{56}Fe、^{58}Fe の 30 MeV 中性子入射の 2 次中性子スペクトルに問題があり、計算で得られた 30 MeV 付近の中性子スペクトルに不自然なこぶが生じることを明らかにした。TENDL-2017 の多くの核種で同様な問題が起こっているので、TENDL-2017 は大幅な修正が必要である。

参考文献

[1] 今野　力、太田 雅之、権　セロム、佐藤　聡、“原子力機構 TIARA 遮蔽実験を用いた JENDL-4.0/HE ベンチマークテスト”、日本原子力学会 2016 年春の年会 3J17.

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1], Satoshi Sato[1] and Atsushi Kasugai[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

NJOY 非分離共鳴処理に起因する MATXS 多群ファイルの問題

MATXS multigroup file problem due to NJOY unresolved resonance processing

*今野　力[1]、権　セロム[2]、多田　健一[1]

[1]日本原子力研究開発機構、[2]量子科学技術研究開発機構

NJOY コードの非分離共鳴処理で作られる仮想的な断面積セットにおける共鳴間の断面積の非現実的な深い谷が原因で、NJOY で作られた MATXS 多群ファイルを用いた S_N 計算で妥当な結果を得ることができないことを明らかにした。また、NJOY を修正することにより、この問題を解決できることも示した。

キーワード： NJOY2016, 非分離共鳴処理, MATXSLIB-J40, P0 全断面積、P1 全断面積、P0 自群散乱断面積、P1 自群散乱断面積

1. 緒言

JENDL-4.0 の多群ファイル MATXSLIB-J40 を用いて、中心に 20MeV の中性子源を配置し、非分離共鳴データのある単一核種でできた半径 1m の球の中性子スペクトルを 1 次元 S_N コード ANISN で計算したところ、図 1（核種は ^{139}La）に示すように、MCNP 計算結果と大きく異なった。今回、この原因を詳細に検討したので報告する。

2. 検討

MATXSLIB-J40 から TRANSX コードで作成した体系依存の多群ライブラリを調べた結果、S_N 形式の P1 自群散乱断面積$\sigma_{1g\leftarrow g}^{SN}$が非分離共鳴領域で突然大きくなっていた。これは、非分離共鳴領域で、P1 全断面積σ_{1tg}^{PN}の自己遮蔽補正が P0 全断面積σ_{0tg}^{PN}の自己遮蔽補正と比べて非常に大きく、その結果、P1 全断面積が P0 全断面積よりも非常に小さくなるため、P_N 形式の散乱断面積から S_N 形式の散乱断面積を導出する式 $\sigma_{1g\leftarrow g}^{SN} = \sigma_{1g\leftarrow g}^{PN} - (\sigma_{1tg}^{PN} - \sigma_{0tg}^{PN}) - \Delta_g^N$ で（SN、PN はそれぞれ S_N 形式、P_N 形式を表し、Δ_g^Nは Consistent-P 近似で 0 にした）、$-(\sigma_{1tg}^{PN} - \sigma_{0tg}^{PN})$が比較的大きな値（$\sigma_{0tg}^{PN}$に近い値）になったためと考えられる。

非分離共鳴データを処理する NJOY コードの PURR モジュールでは、10000 個のエネルギー点（上限、下限エネルギーは、非分離共鳴データのエネルギーとは無関係に、平均共鳴間隔データから導出）で非分離共鳴データから乱数で設定した仮想的な分離共鳴のある弾性散乱、核分裂反応、捕獲反応の断面積セット（ラダー）を多数作成し、それらの断面積の和（全断面積）を使ってボンダレンコの自己遮蔽係数や確率テーブルを算出している。この時、弾性散乱、核分裂反応、捕獲反応の共鳴間の断面積に深い谷ができることがあり、全断面積にも深い谷ができる（図 2）。バックグランド断面積が 10^{-5}b のように小さい場合、P0 全断面積と比べ、P1 全断面積は小さい全断面積の重みが大きくなり、結果的に P1 全断面積の自己遮蔽補正が大きくなる。現実にはこのような断面積の深い谷ができることはないので、無限希釈全断面積の 1/10 以下の全断面積を無限希釈全断面積の 1/10 になるように NJOY2016 を修正した。修正した NJOY2016 で作成した MATXS ファイルを用いて当初の ANISN 計算を行ったところ、図 3 のように妥当な結果を得ることができた。なお、修正した NJOY2016 で作成した ACE ファイルを用いても、MCNP 計算結果はほとんど変わらなかった。

3. まとめ

NJOY の非分離共鳴処理に起因する MATXS 多群ファイルの問題を明らかにするとともに、その原因を特定した。また、NJOY を修正することにより、この問題を解決することができることも示した。

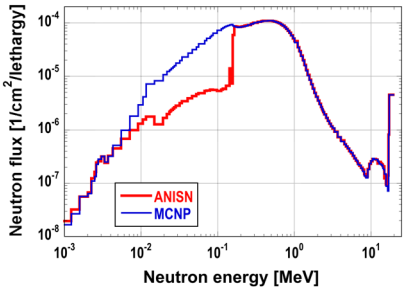


図 1　La 球の中心から 60cm での中性子スペクトル 1

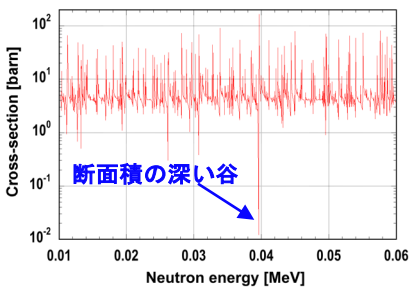


図 2　JENDL-4.0 の ^{139}La の全断面積のラダーの例

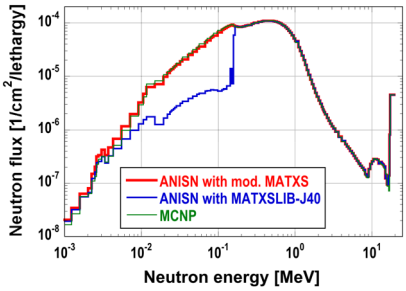


図 3　La 球の中心から 60cm での中性子スペクトル 2

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2], Kenichi Tada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

低エネルギー大強度ベータ線源近傍での電気化学起電力装置の出力信号増加現象 （1）ニュートリノ内部運動とニュートリノ振動実験結果による反応示唆

Output signal increase of electrochemical voltaic device near low-energy large-quantity beta nuclides

(1) Suggestion by neutrino internal motion and neutrino oscillation experiments

*石橋健二[1,2]，須田翔哉[1,3]，高田弘[4]，原田正英[4]

[1]九州大学，[2]現,九州環境管理協会，[3]現,原子力機構，[4]原子力機構

生物起源物質（生糸）を使った電気化学起電力装置は、原子炉の傍だけでなく大強度トリチウム線源の傍でも出力信号の増加を示した。出力増加について、ニュートリノの内部運動の観点から説明を試みる。

キーワード：電気化学起電力装置、弱い相互作用、原子炉、トリチウム

1. 緒言

生物起源物質（生糸）を使った電気化学起電力装置は、原子炉近傍や大強度トリチウム源の近くで、出力信号の増加を示した。この信号増加現象は、大強度トリチウム源の管理モニターに利用できるかもしれない。一方、近年では原子炉ニュートリノν_eや加速器ニュートリノν_μによるニュートリノ振動実験が行われている。ニュートリノ振動距離は、ニュートリノの内部運動の様子を反映している可能性がある。

2.ニュートリノの内部運動

2-1. ニュートリノ振動に整合する内部運動

図１に、ν_eエネルギー3MeV の場合の重心回りの内部運動の例を示す。振動の一周期間に飛行する距離が振動距離となる。外部からの質量生成場$B_{AV}^{(0)ext} = 2\times10^{-23}$V/fm の場合に、振動距離 90km となり、Kamland の実験をほぼ再現する。$B_{AV}^{(0)ext}$を 50 倍にすると、RENO 実験の振動距離 2km に近い。ν_μのスピン状態の仮定を入れると、T2K 実験の振動距離は 360km となりほぼ再現できる。

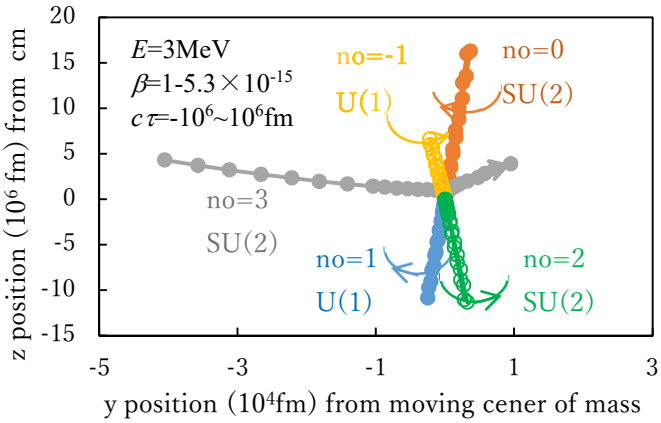


図１　電子ニュートリノ(3MeV)の重心回りの内部運動

2-2.ミューニュートリノの存在領域

太陽からν_eは、半分以上がν_μ（またはν_τ)に変化していることが知られている（SNO 実験)。原子炉の傍では、質量生成場は自然界の$B_{AV}^{(0)ext}$の10^5倍程度と見積もられる。図２に、$B_{AV}^{(0)ext}$が高い場合に予想される電子ニュートリノとミューニュートリノの存在領域を示す。ミューニュートリノの数 keV から 10keV のエネルギー領域では、ν_μがν_eに変化して、スピン移行反応が促進される可能性が示唆される。

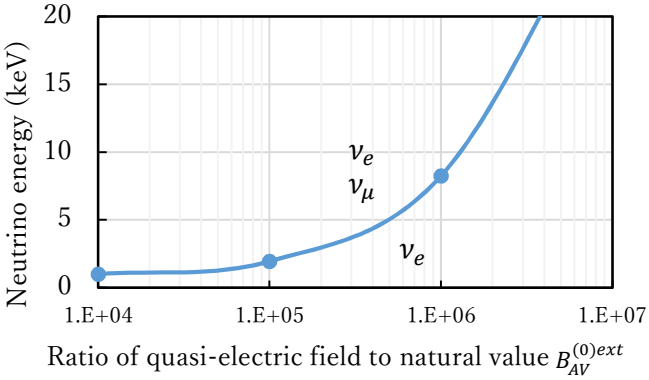


図２　電子及びミューニュートリノの安定存在領域

3. 結論

電子ニュートリノ及びミューニュートリノの長距離実験から得られる振動距離は、ニュートリノの内部運動に起因すると理解できる。数 keV 領域の低エネルギーν_μは、質量生成場$B_{AV}^{(0)ext}$の高い領域で、ν_eに変化してスピン移行反応が促進される可能性がある

*Kenji Ishibashi[1,2], Shoya Sudai[1,3], Hiroshi Takada[3] and Masahide Harada[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyushu Environmental Evaluation Assoc., [3]JAEA

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

[3C01-04] Chemistry of Cesium, Spallation Products

Chair:Kazushige Ishida(Hitachi)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room C (B21 -B Building)

[3C01] Degradation by moisture absorbent of Cs compounds formed in LWR severe accident

*Shunichiro Nishioka[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Thermodynamic properties of silicon-cesium compounds at high temperature

*Rizky Dwi Septian[1], Yoshinao Kobayashi[1], Isamu Sato[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Tokyo City University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS

*Fujio Maekawa[1], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Toshinobu Sasa[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2], Naoya Odaira[2] (1. JAEA, 2. Fukui Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS

*SHINYA MIYAHARA[1], NAOYA ODAIRA[1], YUJI ARITA[1], TOSHINOBU SASA[2], FUJIO MAEKAWA[2], HIROKI MATSUDA[2], SHIN-ICHIRO MEIGO[2] (1. UNIVERSITY OF FUKUI, 2. JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

軽水炉シビアアクシデント時に生成されるセシウム化合物の吸湿による変性

Degradation by moisture absorbent of Cs compounds formed in LWR severe accident

*西岡俊一郎[1]，中島邦久[1]，鈴木恵理子[1]，井元純平[1]，逢坂正彦[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント(SA)時に鋼材などの構造材に付着した Cs の経年変化挙動評価に資するため、各種 Cs 化合物の吸湿による変性挙動に関する基礎データを取得した。吸湿性は Cs の化学形によって大きく異なることが分かった。

キーワード：セシウム化合物，吸湿

1. 緒言

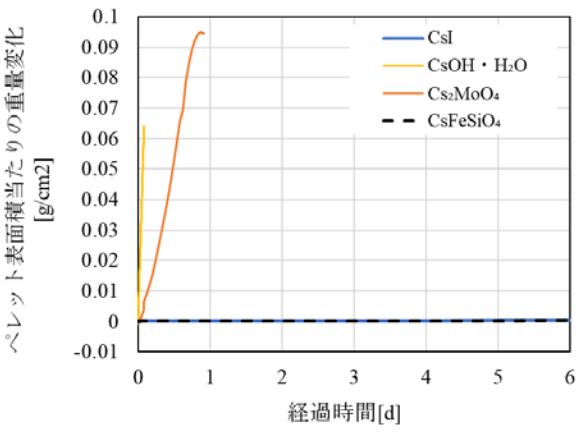
福島第一原子力発電所の廃炉に際して、炉内の Cs の分布および化学性状を把握することが重要である。Cs はシビアアクシデント(SA)時に燃料から放出された後、気相で CsOH、CsI、Cs_2MoO_4などの化学形で移行し[1]、一部は圧力容器内部に沈着したと考えられる。また、CsOH は高温でステンレスに化学吸着して$CsFeSiO_4$などの化合物が生成することが分かっている[2]。これらの Cs 化合物の事故直後の炉内各部への沈着・化学吸着量は SA 解析コードを用いてある程度見積もることができる。しかし、事故後何年にも亘る時間経過により、これらの Cs 化合物が水蒸気の吸湿等により変性し、脱着や水への浸出等により Cs の分布に影響を与えることが考えられる。そこで、構造材等に吸着した Cs 化合物の長期間の吸湿による変性の影響評価に資するため、SA 時に生成される各種 Cs 化合物の大気中での吸湿による変性を測定するための試験（以下、吸湿試験）を行った。

2.実験方法

吸湿試験に供する試料として、CsI(99.9%)、$CsOH・H_2O$(99.95%)、Cs_2MoO_4(99%)の粉末約 0.5g を 200MPa で 6mmφのペレット状に成型したものを用いた。また、$CsFeSiO_4$については、Cs_2CO_3、SiO_2、Fe_2O_3粉末を所定のモル比にて混合後、大気中にて 1100℃で 10 時間加熱することによりペレット状にし、一旦粉砕して XRD により不純物のピークのないことを確認した後、再度 6 ㎜φのペレットに成型して大気中 1000℃で 2 時間加熱し乾燥させたものを用いた。吸湿試験では、作製したペレット試料を大気中(湿度 65-71%)に静置し、定期的に室温・湿度並びに重量とペレット径を測定することにより、吸湿による変性を測定した。

3. 結果

吸湿試験の結果を図 1 に示す。$CsOH・H_2O$ は吸湿速度が非常に速く、試験開始後約 2 時間でペレットの潮解に至った。Cs_2MoO_4についても、同様に約 1 日で潮解に至った。一方、CsI および $CsFeSiO_4$は一週間程度の経過時間での吸湿による重量変化は殆ど無く、Cs の化学形により吸湿挙動が大きく異なることがわかった。



図．Cs 化合物の吸湿による重量変化

参考文献
[1] S. Miwa et al., Progress in Nuclear Energy, 92, 254-259 (2016)
[2] F.G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des., 305, 411-420 (2016)

*Shunichiro Nishioka[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1]　[1]JAEA

Thermodynamic properties of silicon-cesium compounds at high temperature

*Rizky Dwi Septian[1], Isamu Sato[2], Yoshinao Kobayashi[1]

1) *Department of Materials Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, Japan*
2) *Department of Nuclear Safety Engineering and Cooperative Major in Nuclear Energy, Tokyo City University, Japan*

Thermodynamic properties of SiO_2 and Cs_2O have been investigated to elucidate the formation mechanism of insoluble radioactive particles. The experimental condition of chemical equilibrium technique has been established to determine the activities and activity coefficients of SiO_2 and Cs_2O to understand the affinity between these two components.

Keywords: *Insoluble cesium particles, cesium silicate, chemical equilibrium technique, thermodynamic properties*

1. Introduction

Satou *et al.*[1] investigated the radioactive particle obtained from a heavily contaminated surface soil which was found 20 km northwest from FDNPP. They observed that the particle mainly composed of SiO_2 and other compound such as radioactive Cs_2O. Based on this knowledge, chemical properties of this radioactive particle should be clarified to elucidate the formation mechanism of how this particle could be formed. Therefore, thermodynamic data such as activity and activity coefficient are necessary to solve this problem and chemical equilibrium technique will be performed to derive the activity and activity coefficient of SiO_2 and Cs_2O in the binary system of Cs_2O-SiO_2.

2. Experimental

Graphite was used as a crucible to hold 2 g of the Cu shots with 2 g of the mixture of reagent grade SiO_2 (99.9%) and Cs_2CO_3 (99.9%) powder at a controlled temperature (1623 K) inside an electric resistance furnace. CO-Ar gas mixture was used to control the partial pressure of oxygen (P_{O_2}= 2.87 x 10^{-17}). Molten sample was held for several hours until equilibrium is reached. From preliminary experiment, about 48 h of holding time should be enough to make the system to be equilibrium. Then, the crucible was withdrawn from furnace and cooled down by flushing it with Ar gas. Copper sample was separated from slag and analyzed by ICP-OES in order to find the Si concentration.

3. Results and Discussion

From the analytical result of Si content in the copper, activity and activity coefficient of SiO_2 were derived according to Eq. (1) and Eq. (2) respectively.

$$a_{SiO_2} = X_{Si} \cdot \gamma_{Si} \cdot P_{O_2} \cdot K \quad (1)$$

$$\gamma_{SiO_2} = \frac{a_{SiO2}}{X_{SiO_2}} \quad (2)$$

Where X_{Si} is Si molar fraction, γ_{Si} is activity coefficient of Si in liquid copper, K is equilibrium constant, a_{SiO_2} and γ_{SiO_2} are activity and activity coefficient of SiO_2 respectively. The experimental results for equilibrating molten copper with Cs_2O-SiO_2 slag at 1623 K are listed in Table 1, where the value for SiO_2 saturated composition (95%SiO_2-5%Cs_2O), which a_{SiO_2} is unity at 1623 K was employed to determine the activity coefficient of Si in liquid Cu (γ_{Si}) at 1623 K, in which the γ_{Si} value is 0.06.

Table 1. Activity and activity coefficient of SiO_2 for various composition at 1623 K

SiO_2-Cs_2O / mole%	X_{Si}	X_{SiO_2}	a_{SiO_2}	γ_{SiO_2}
80-20	0.0415	0.8	0.74	0.93
70-30	0.0318	0.7	0.57	0.81
60-40	0.0298	0.6	0.53	0.89

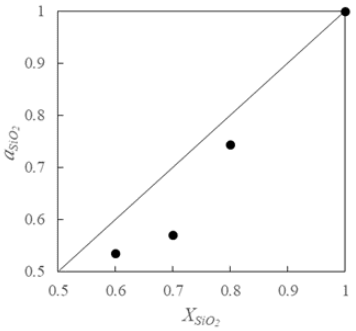


Fig. 1 The activity curve of SiO_2 in the binary system of Cs_2O-SiO_2 at 1623 K

4. Conclusion

From the experimental results shown in Table.1, we can see the activity coefficients of SiO_2 in the binary system of Cs_2O-SiO_2 at 1623 K are less than unity, which means the large affinity between Cs_2O and SiO_2 supports preferable reaction between these two components during formation of insoluble cesium particles.

Reference

1. Y. Satou *et al*: *Anthropocene* Vol. 14 pp.71-76 (2016)

ADS における鉛ビスマス中の核破砕生成物の物理化学形態に関する研究 （1）核破砕生成物量の評価

Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS
(1) Estimation of Inventories of Spallation Products

*前川 藤夫[1]，松田 洋樹[1]，明午 伸一郎[1]，佐々 敏信[1]，宮原 進哉[2]，有田 裕二[2]，大平 直也[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

加速器駆動核変換システム（ADS）の核破砕ターゲット兼冷却材である鉛ビスマス共晶合金（LBE）中の核破砕生成物の物理化学形態評価のため、J-PARC の ADS ターゲット試験施設（TEF-T）の LBE ループについて、PHITS コードにより核破砕生成物量を評価した。

キーワード：加速器駆動システム，鉛ビスマス共晶合金，核破砕生成物，物理化学形態，J-PARC，ADS ターゲット試験施設，TEF-T，PHITS

1. 緒言

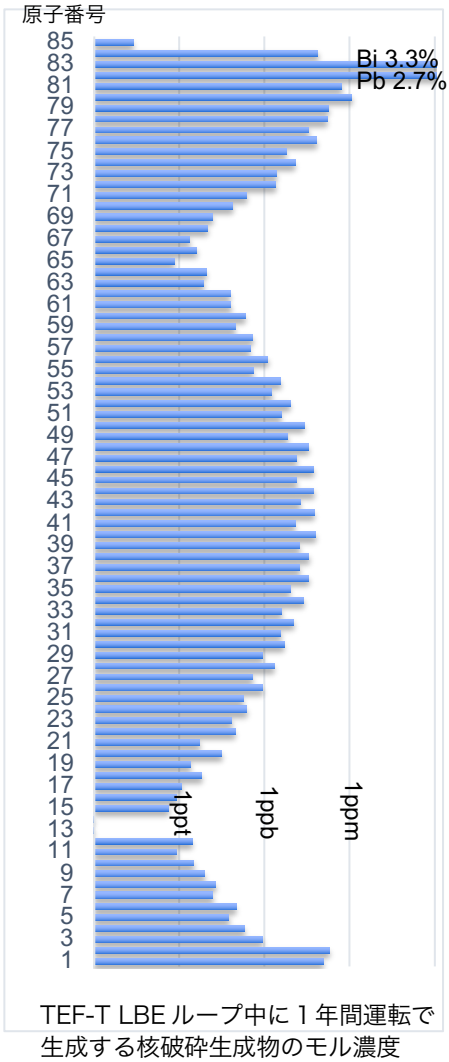
加速器駆動核変換システム（ADS）の核破砕ターゲット兼冷却材である鉛ビスマス共晶合金（LBE）中に生成する核破砕生成物（SP）の挙動は、ADS 構成機器の保守や安全性評価で重要である。そこで本研究では、LBE 中における SP 元素の物理化学形態を評価した。本報告では、これに必要な SP 元素生成量評価結果について述べる。

2. 計算方法

原子力機構の大強度陽子加速器施設 J-PARC で計画している ADS ターゲット試験施設（TEF-T）の LBE ループを評価対象施設とした。400 MeV、250 kW の陽子ビームを LBE 標的に入射し、1 年間（5,000 時間）運転時に生成する SP 元素量を、重イオン粒子輸送コード PHITS により計算した。LBE 循環系の LBE インベントリを 3,000 kg と仮定し、SP 元素の濃度を算出した。なお、高エネルギー陽子入射に伴う SP 量計算には倍半分以上の誤差が含まれることがあり、留意する必要がある。

3. 結果

結果を右図に示す。標的元素である Pb と Bi が突出しているが、この 2 元素を除いた総量は 0.045 モル、LBE 系統中のモル濃度は 3.1ppm であった。Pb と Bi に近い Hg（原子番号 80, 1.2 ppm）、Tl（同 81, 0.5 ppm）、Po（同 84, 0.08 ppm）等の元素が多く生成する。また、Pb と Bi の核分裂反応により原子番号 40 を中心とする元素が数 10 ppb、水素、ヘリウムが 100 ppb 程度生成することが分かった。生成核種の大部分が安定または半減期が年以上の長寿命であるため、仮に施設を 30 年間運転する場合には、SP 元素生成量は本結果の概ね 30 倍となる。



TEF-T LBE ループ中に 1 年間運転で生成する核破砕生成物のモル濃度

*Fujio Maekawa[1], Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], Toshinobu Sasa[1], Shinya Miyahara[2], Yuji Arita[2] and Naoya Odaira[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Fukui

ADS における鉛ビスマス中の核破砕生成物の物理化学形態に関する研究 （2）核破砕生成物の物理化学形態に関する熱力学的検討

Research on Physicochemical Composition of Spallation Products in Lead-Bismuth Eutectic in ADS
(2) Thermodynamic Study of Physicochemical Composition of Spallation Products

*宮原 信哉[1]，大平 直也[1]，有田 裕二[1]，佐々 敏信[2]，前川 藤夫[2]，松田 洋樹[2]，明午 伸一郎[2]
[1]福井大学，[2]日本原子力研究開発機構

加速器駆動核変換システム（ADS）の核破砕ターゲット及び冷却材である鉛ビスマス（LBE）中で生成する代表的な核破砕生成物（SP）元素の物理化学形態とその濃度を、J-PARC の TEF-T・LBE ループを対象として統合型熱力学計算システムである Thermo-Calc、**熱力学データベース** SSUB5 を用いて評価した。

キーワード：加速器駆動核変換システム，鉛ビスマス共晶合金，核破砕生成物，物理化学形態，J-PARC，ADS ターゲット試験施設，TEF-T，Thermo-Calc

1. 緒言

ADS の核破砕ターゲット及び冷却材である LBE 中で SP として生成される各種放射性物質の挙動を把握することは、原子炉構成機器のメンテナンスや冷却材漏えい事故を想定した設計や安全評価の観点から重要であるため、挙動を支配する LBE 中での SP の物理化学形態とその濃度を明らかにすることを試みた。

2. LBE 中における SP の物理化学形態に関する検討結果

2-1. 代表的な SP 元素の選定

原子力機構にて実施した SP の種類と量に関する調査・検討結果[1]と文献[2]に記載された海外の ADS ターゲット試験施設で問題が認識された放射性核種を基に、各々の SP 元素が所属する周期律表の同族元素から各 1 元素を抽出し、水素を除いた 18 元素を代表元素として選定した。

2-2. LBE ループ運転条件[3]における SP の物理化学形態

LBE 温度(300～500℃)と LBE 中酸素濃度(0.01～10 at ppm)をパラメータとした。代表的な SP 元素のうち、Rb, Tl, Tc, Os, Ir, Pt, Au, Hg の 8 元素は特別な条件を除いて LBE や他の SP 元素と化合物を形成せず、LBE の液相に溶解することが示唆された。Sr, Sn, Y, Zr, Nb, Mo の 6 元素は、酸素濃度に応じて酸化物を形成し、残りは LBE に溶解する。Mo は酸素濃度が高くなると $PbMoO_4$ の複合酸化物を形成する。I はいずれの条件においても PbI_2 の化合物を形成する。Sb と Ce はいずれの条件においても Sb_2O_3 と CeO_2 の酸化物となる。Po はいずれの条件においても LBE と分離・液相として存在する結果となったが、文献[1]では PbPo として存在すると報告されおり、SSUB5 に該当するデータが含まれていないことが推測された。

2-3. 構造材腐食生成物の影響

各種酸化物の生成のし易さを標準生成エネルギー変化⊿G から検討した。TEF-T・LBE ループの構造材ステンレス鋼（SUS316L）表面の酸化物は、Cr_2O_3 が最も生成しやすく LBE の酸化物である PbO や Bi_2O_3 よりも安定である。Cr_2O_3 より更に生成しやすく安定な SP 酸化物は CeO_2, ZrO_2, Y_2O_3 の 3 種類であった。

3. 結論

多くの SP 化合物の生成可能性を予測できたが、融点や LBE 中溶解度等の基礎物性データの取得が必要である。特に Hg は SP 元素の中でも生成量が多く、蒸気圧が高いので揮発性であることから重要である。

参考文献

[1] 本報告(1)　[2] OECD NEA No. 7268, 2015　[3] JAEA-Technology 2017-003, March 2017

---

*Shinya Miyahara[1], Naoya Odaira[1], Yuji Arita[1], Toshinobu Sasa[2], Fujio Maekawa[2], Masaki Matsuda[2] and Shinichiro Meigo[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[3C05-09] Radiolysis 1

Chair:Ryuji Nagaishi(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room C (B21 -B Building)

[3C05] Development of Fuel Debris Canister

*Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Yuuichi Matsushita[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Development of Fuel Debris Canister

*Kazushige Ishida[1], Hideaki Uchiyama[4], Toshihiro Matsuoka[2], Tomoya Iwashima[3], Nodoka Miyamoto[1], Yuuichi Matsushita[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 4. International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Development of Fuel Debris Canister

*Yuuichi Matsushita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:05 AM - 11:20 AM

[3C08] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Yusuke Horayama[1], Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1], Junichi Takagi[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:20 AM - 11:35 AM

[3C09] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

*Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ用収納缶の開発
（11）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の測定（その 2）

Development of Fuel Debris Canister

(11) Measurement of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water (2)

*宮本 和[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，岩嶋 智也[4]，松下 雄一[1]，石田 一成[1]，上野 学[1]

[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／三菱重工，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

気液二相がある密閉容器にγ線を照射して，気相部ガスが水の放射線分解による水素発生に及ぼす影響を調べた。γ線照射下では試験水中にヨウ化物イオンが存在しない場合，気相部ガスを窒素およびアルゴンに置換することにより見かけの G 値が低下することが分かった。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，γ線，放射線分解，水素発生，G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に，収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。これまでの試験[1]では，試験容器の液相部体積に対する気相部体積の比率（気液比）が 900 %の場合，気相部窒素が放射線下で酸化されて生成された硝酸による液相部の pH 低下が水素発生を促進する可能性を示した。本研究では，収納缶内の水を模擬した試験水および気相部ガスを封入した試験容器に対して，γ線を照射し，試験容器内の圧力変化から算出した水素発生の見かけの G 値の大小を比較することにより，γ線照射下での気相部ガス種による硝酸生成低減効果および水素発生低減効果を確認した。

2. 試験方法

燃料デブリは密閉した条件で移送することを想定しているため，密閉可能な試験容器（図 1）を用い，気相部ガス種をパラメータ（空気，窒素，アルゴン）として，γ線照射（1 MGy 程度）による水素発生を試験容器内の圧力変化として測定した。試験は，収納缶内の水質を模擬して，希釈海水（塩化物イオン濃度 2.8×10^{-3} mol/L 相当），ヨウ化物イオン（濃度 1×10^{-4} mol/L，0 mol/L）を添加した試験水を，気液比 900 %で封入し，実施した。試験容器内の圧力変化と水の吸収線量を用いて見かけの G 値を算出した。

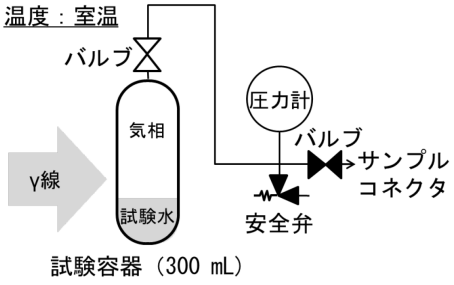
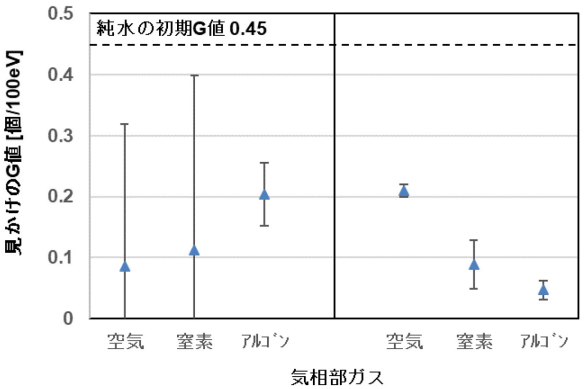


図 1　γ線照射試験の概略

3. 結果および考察

気相部ガス種による水素発生の見かけの G 値を図 2 に示す。試験水中のヨウ化物イオン濃度が 1×10^{-4} mol/L の場合（ケース(a)），気相部ガスが空気および窒素のケースでは誤差を考慮すると，いずれも同程度の見かけの G 値と推定された。ヨウ素濃度が 0 mol/L の場合（ケース(b)），空気，窒素，アルゴンの順で見かけの G 値が低下した。

これらの結果から，γ線照射下では試験水中のヨウ化物イオン濃度が 1×10^{-4} mol/L の場合，水素発生はヨウ素の反応に支配され気相部ガスの影響は小さいことが推定された。一方，ヨウ化物イオン濃度が 0 mol/L の場合，気相部ガス種によって液相部の硝酸生成量に違いが見られ，気相部ガスのアルゴンガス置換により液相部の硝酸生成および pH 低下がほとんどなかったことから，水素発生が低減したと推定された。



ケース(a):ヨウ化物イオン濃度 1×10^{-4} mol/L　ケース(b):ヨウ化物イオン濃度 0 mol/L

図 2　気相部ガス種による水素発生の見かけの G 値

この成果は，経済産業省／平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1]技術研究組合 国際廃炉研究開発機構，（2017）：“平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」最終報告”，平成 29 年 3 月

* Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Yuuichi Matsushita[1], Kazushige Ishida[1] and Manabu Ueno[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ用収納缶の開発
（12）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の解析的評価（その２）

Development of Fuel Debris Canister

(12)Analytical Evaluation of Hydrogen Production Amount by Gamma-Radiolysis of Water (2)

*石田 一成[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，岩嶋 智也[4]，宮本 和[1]，松下 雄一[1]，上野 学[1]
[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／三菱重工，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

気液二相がある密閉容器内での水の放射線分解による水素発生量を，液相中での水の放射線分解とヘンリー則による気液分配の 2 段に分けた解析モデルにより検討した。水素発生の G 値を純水の初期 G 値 0.45 を用いて評価することにより燃料デブリ用収納缶の開発(11)の実験値を保守的に評価できることが分かった。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，γ線，放射線分解，水素発生, G 値

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶の開発を行なっている。収納缶を移送する際に，収納缶内の水の放射線分解による水素への対策が課題となっている。本研究では，気相部ガス種，水質，放射線の種類，吸収線量率を考慮した解析方法により算出した容器内圧力変化の解析値と実験値（燃料デブリ用収納缶の開発（11）で測定した容器内圧力変化値）を比較評価した。

2. 計算方法

液相中での水の放射線分解とヘンリー則による気液分配の 2 段に分けた解析モデルにより，水素発生量を評価した（図 1)。気相部ガス種，水質，放射線の種類, 吸収線量率の影響を考慮して液相だけでのγ線による水の放射線分解を水の放射線分解モデル[1]で計算して液相の水素平衡濃度を計算した。ここで，気相に空気や窒素が存在する場合には放射線分解により生成した硝酸による液相 pH の変化を考慮した。次に，吸収線量と G 値を用いて水素発生量を時間比例で計算し, 平衡濃度になるまで状態方程式とヘンリー則により発生水素を気液分配することで気相の水素分圧を計算した。この際, 水素と酸素が 2 : 1 で気相に移行すると仮定して容器内圧力変化を求めた。液相での水素発生の G 値は純水の初期 G 値 0.45 とした。

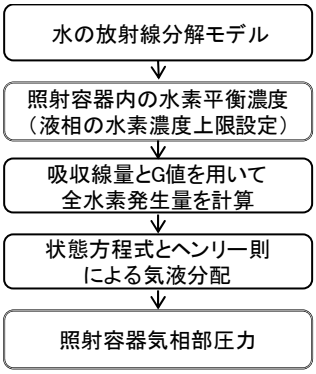


図1 水素発生量評価の流れ

3. 結果及び考察

水素発生による容器内圧力変化の解析値と実験値(試験開始時大気圧を基準とした内圧変化値)を比較した。図 2 に一例として，海水成分が溶解した水（塩化物イオン濃度 2.8×10^{-3} mol/L，ヨウ化物イオン濃度 0 mol/L）と窒素置換した気相が気液比で 900%存在する場合の解析値と実験値(燃料デブリ用収納缶の開発（11）のケース(b)における気相部ガスが窒素のケース）を示す。ここで，試験後の液相の pH が 3.1 であったことを考慮して水素平衡濃度を計算した。吸収線量が 1MGy 以下の領域では，容器内圧力変化の解析値は実験値より大きくなり，本解析方法により保守的に水素発生量を評価できることが分かった。他のケースについても同様に保守的に評価された。

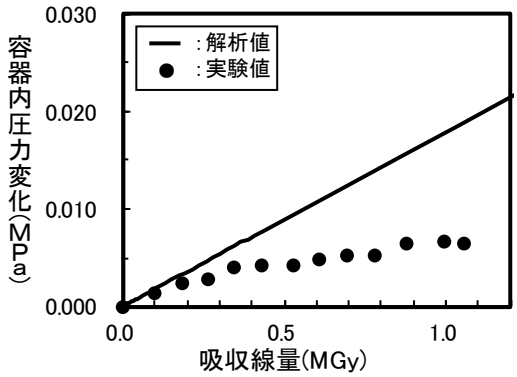


図2 水素発生に伴う容器内圧力変化の解析値と実験値の比較例
（塩化物イオン 2.8×10^{-3} mol/L、気相部窒素置換、ヨウ化物イオン 0 mol/L、気液比900%）

この成果は，経済産業省／平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Wada Y., *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., 53, p.809 (2016)
[2] 和田 陽一 他, “密閉容器内の放射線分解による水素発生”, 日本保全学会 第 12 回学術講演会予稿集, 1-D-1-4

*Kazushige Ishida[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Yuuichi Matsushita[1]and Manabu Ueno[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ用収納缶の開発
（13）使用済燃料を用いた水素発生試験によるα線の影響検討

Development of Fuel Debris Canister

(13) Effect of Alpha-rays on Hydrogen Production using Spent Fuel

*松下 雄一[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，岩嶋 智也[4]，宮本 和[1]，石田 一成[1]，上野 学[1]

[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／三菱重工，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

水の放射線分解による水素発生におけるα線の影響をα線の有無をパラメータとした使用済燃料を用いた水素発生試験により検討した。本試験の結果から，300μm 以下の粒子径を含む燃料デブリでは，水素発生量の評価にα線照射の影響を考慮する必要性が示唆された。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，α線，放射線分解，水素発生，G 値，使用済燃料

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶の開発を行っている。収納缶を移送する際に，収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が課題となっている。これまでγ線照射下における水素発生量評価[1]を行ってきたが，1F 燃料デブリでは被覆管による遮蔽が期待できないことから，使用済燃料ペレット片を用いた試験により，α線照射による水素発生量への影響を確認した。

2. 試験内容

試験容器内に使用済燃料ペレット片（放射能 2.1×10^{7}GBq/tU，約 80g，粒径 20～300μm）と 1F の水質を考慮した試験水（水分量 100mL（ケース 1～ケース 3）または 8mL（ケース 4），海水成分（塩化物イオン濃度で 5.6×10^{-4}mol/L）およびヨウ化物イオン（濃度 1.0×10^{-4}mol/L）を添加）を入れて，α線を遮蔽しない条件（ケース 1，ケース 2，ケース 4）とα線を遮蔽した条件（ケース 3）で試験を実施した（図 1，表 1）。ケース 1，ケース 2 およびケース 4 の試験は，ペレット片を試験水中に浸漬させることでα線を遮蔽しない条件としたが，この際，水分量が多い条件（100mL（ケース 1，ケース 2））および水分量が少ない条件（8mL（ケース 4））で試験を実施した。ケース 3 の試験は，ペレット片を SUS316L 箔（厚さ約 20μm）に包んで気相部に設置することでα線を遮蔽した条件とした。約 20 日間の照射試験後，気相部の水素濃度を測定し，水素濃度に気相部の体積，ペレット片の放射能および重量，照射時間等を考慮し水素発生速度を算出した。

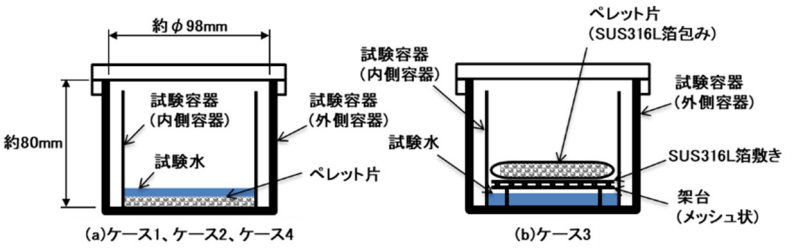


図 1　水素発生試験の試験体系

3. 結果および考察

試験結果を表 1 に示す。水素発生速度は，α線を遮蔽した条件（ケース 3）よりもα線を遮蔽しない条件（ケース 1，ケース 2，ケース 4）の方が 10 倍以上速くなった。また，水分量が多い条件（ケース 1，ケース 2）と水分量が少ない条件（ケース 4）でほぼ同程度の水素発生速度となった。

本試験の結果から，300μm 以下の粒子径を含む燃料デブリでは，水素発生量の評価にα線照射の影響を考慮する必要性が示唆された。

表 1　水素発生試験の試験条件および試験結果

項目	試験条件			試験結果	
	α線遮蔽の有無	試験水の水分量	気相部の体積	水素濃度（測定値）	水素発生速度（評価値）
		mL	mL	%	L/(h･Bq)
ケース1	無（水中浸漬）	100	約500	約0.73	約4.0×10^{-18}
ケース2	無（水中浸漬）			約0.51	約3.2×10^{-18}
ケース3	有（気中、箔包み）			約0.04	約0.2×10^{-18}
ケース4	無（水中浸漬）	8	約600	約0.78	約5.9×10^{-18}

この成果は，経済産業省／平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構，(2017)：“平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)」最終報告”，平成 29 年 3 月

* Yuuichi Matsushita[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazushige Ishida[1] and Manabu Ueno[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化
（1）全体計画

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant
(1) Overview of the Research Project

*洞山　祐介[1]，原　宇広[1]，柴崎　理[1]，山本　誠二[1]，高木　純一[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

沸騰水型原子炉で懸念される応力腐食割れ対策として、炉内腐食電位分布の解析評価に取り組んでいる。今回、解析に用いる炉内腐食環境評価モデルを高度化し、解析精度の向上、新たな水質環境改善技術の反映、福島第一原子力発電所の廃炉作業における水素発生量評価への応用を図った。

キーワード：応力腐食割れ，放射線分解，腐食電位，熱流動，線量率分布，水素発生，酸化チタン

1. 背景

沸騰水型原子炉では応力腐食割れ（SCC）対策として、水素注入、貴金属注入、酸化チタン注入等の予防保全水化学技術が適用されている。適用にあたっては構造材表面の腐食電位を指標とした腐食環境緩和効果を定量的に評価する必要があり、炉内の腐食電位分布を精度よく評価するためには、「炉内腐食環境評価モデル」[1,2]による解析評価が有効である。本モデルは図 1 に示すように「流動解析」「線量率解析」「ラジオリシス解析」「薬剤付着量解析」「光強度解析」「腐食電位解析」の 6 種類の解析の組合せで構成されている。

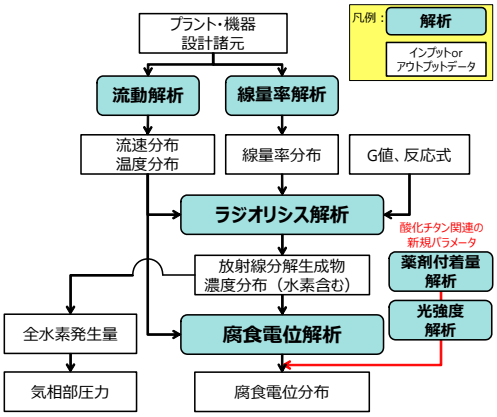


図 1　炉内腐食環境評価モデルの全体フロー

2. モデルの高度化方針

炉内腐食環境評価モデルの高度化方針を以下に 3 点示し、全体スケジュールを表 1 に示す。

①ラジオリシス解析の精度向上：SCC 対策上の重要部位である下部ダウンカマ領域などのメッシュを細分化し、解析のインプットデータとなる流速分布・線量率分布を精緻に与えることで放射線分解生成物濃度分布の評価結果の改良を図る。

②酸化チタン注入技術の反映：薬剤付着量や光強度といった新規パラメータをモデルへ追加し、腐食電位分布の評価結果の改良を図る。

③水素発生量評価への応用：福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業における水素発生対策として、従来は炉内評価用であったラジオリシス解析を応用させることで、1F 特有の環境を考慮した水素発生量評価を行う。

表 1　全体スケジュール

No.	高度化方針	実施項目	2017	2018		2019		2020
			下期	上期	下期	上期	下期	以降
1	①ラジオリシス解析の精度向上	流動解析	■	■				
2		線量率解析	■	■				
3		ラジオリシス解析		■	■			
4	②酸化チタン注入技術の反映	薬剤付着量解析	■	■	■			
5		光強度解析			■	■		
6		腐食電位解析				■		
7	③水素発生量評価への応用	水素発生量評価	■					
8	-	実機適用提案					■	■

3. 結論

本報告では既存の炉内腐食環境評価モデルにおける実機適用に向けた高度化方針として、上記①～③を含んだ研究の全体計画を示す。なお、③についてはシリーズ発表の（2）で報告する。

参考文献 [1] N. Ichikawa, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.40, No.8, p.583-590(2003)
[2] N. Ichikawa, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.40, No.11, p.941-950(2003)

*Yusuke Horayama[1], Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1], and Junichi Takagi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化
（2）海水および核分裂生成物共存下における水素発生量評価

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant
(2) Evaluation of Hydrogen Production under the Condition Containing Sea Water and Fission Products

*原宇広[1]，洞山祐介[1]，　柴崎理[1]，山本誠二[1]，高木純一[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の事故以降、海水や核分裂生成物等の不純物を含む環境では純水系と比較して水の放射線分解による水素発生量が増大することが指摘されている。特に燃料デブリ取り出し作業に当たっては、γ線だけではなくα線による放射線分解も考慮する必要があり、安全評価上の重要な課題となっている。本発表では、水の放射線分解モデルを用いて不純物を含む系における水素発生量を体系的に評価した。

キーワード：放射線分解、水素発生、アルファ線、海水、核分裂生成物

1. 緒言

これまで水の放射線分解による生成物量評価は主に炉内腐食環境評価に用いられてきた。しかし、震災以降、炉内腐食環境評価に限らず、事故炉の安全管理のために水の放射線分解による評価が注目されるようになった。そこで水の放射線分解モデルの実機適用の一環として不純物を含む系における水素発生量評価への適用を試みた。水素発生評価では炉内環境と異なり、水素発生への寄与が高いとされる海水や核分裂生成物中のハロゲンや、燃料デブリから生じるα線の影響を考慮する必要がある。本研究ではこれらを含む系における反応速度定数等の各種パラメータを整理し、流動を伴わない系での液相水素濃度を水の放射線分解モデルにより求め、ヘンリー則に従い気相中の水素濃度を評価した。

2. 解析結果および考察

本解析では塩素、臭素、ヨウ素を不純物の代表物質として、γ線照射、α線照射、γ・α線混合照射それぞれの環境下における水素発生量を水の放射線分解モデルにより評価した。一例として純水系での解析結果を右図に示す。純水へのγ線照射では時間経過とともに液相水素濃度が増加し、10^4～10^6秒程度で平衡濃度へ到達し、気相水素濃度は約 1.6%であった。一方、α線照射では同等の線量率でも水素濃度は単調増加し、平衡濃度には至らなかった。また、混合照射では 10^5～10^7秒程度で平衡に達したが、気相水素濃度は 18%とα線単独よりも低い結果となった。α線照射では水素の G 値が大きく、水素分子を消費する OH ラジカルの G 値が低いことから水素発生量が増加し、混合照射ではγ線の照射により OH ラジカルが多く生成されることで水素分子が消費され、水素発生が抑制されたと考えられる。

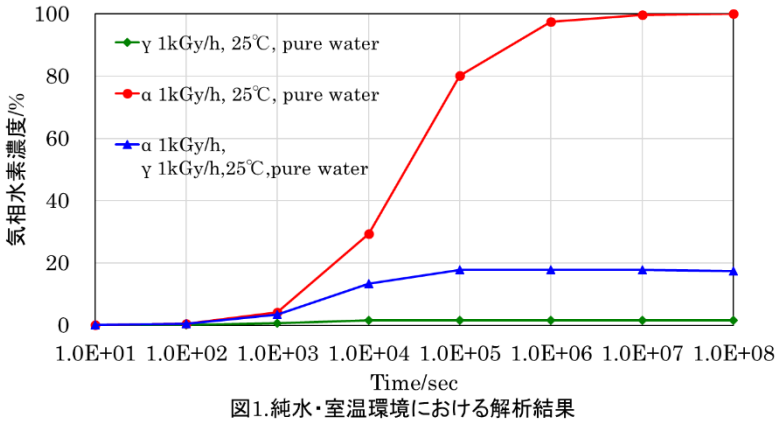


図1.純水・室温環境における解析結果

不純物を含む系では、ハロゲン存在下における水素発生量を評価し、全条件において水素発生量が増加することを確認した。ハロゲンは水中で OH ラジカルと反応し、その反応速度が水素分子との反応よりも早いことから OH ラジカルが消費され、水素発生量が増加したものと推測される。

3. 結言

水の放射線分解モデルを用いて、水素発生における放射線種類および不純物の寄与について評価し、α線、ハロゲンが水素発生量の増加因子になること、γ線・α線混合照射ではα線単独照射よりも水素発生が抑制されることを確認した。

参考文献　[1]J.Takagi, et al., “Alpha-radiolysis Simulation to Predict Hydrogen Accumulation under Fuel Debris Condition”, NPC2014, Sapporo, 2014

* Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Osamu Shibasaki[1], Seiji Yamamoto[1] and Junichi Takagi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

[3C10-13] Radiolysis 2, Corrosion Chemistry

Chair:SHINYA MIYAHARA(Univ. of Fukui)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room C (B21 -B Building)

[3C10] Study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution by pulse radiolysis and gamma radiolysis methods

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Takahiro Kozawa[1] （1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[3C11] Estimation of Dependence of OH Scavenging by Halide Ions in Seawater Systems on Salt Concentrations

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

3:00 PM - 3:15 PM

[3C12] Effect of crevice geometry on corrosion environment within crevice of stainless steel in high temperature water

*Yasutaka Soma[1], Fumiyoshi Ueno[1], Hiromitsu Inagaki[2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Chubu Electric Power Company）

3:15 PM - 3:30 PM

[3C13] Corrosion Property of PCV Equivalent Material under Simulated Severe Accident Condition Containing Iodine Gas

*Hiroko Nakano[1], Tomoaki Takeuchi[1], Noriaki Hirora[1], Kunihiko Tsuchiya[1] （1. JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

パルスラジオリシス法及びガンマラジオリシス法による有機物フリーな白金水溶液中におけるナノ粒子形成過程研究

Study on formation process of nanoparticles in organics-free platinum aqueous solution by pulse radiolysis and gamma radiolysis methods

*仮屋 深央[1]，室屋 裕佐[1]，石田 一成[2]，和田 陽一[2]，伊藤 剛[2]，太田 信之[3]，古澤 孝弘[1]
(1.阪大産研，2.日立・研開，3.日立 GENE)

パルスラジオリス法及びガンマラジオリシス法を用いて、ヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液から生成するナノ粒子の生成過程を調べた。ナノ粒子が生成する条件では水和電子との反応による生成物ラジカルと OH ラジカルとの反応による生成物ラジカルが相互作用して長寿命のラジカルペアを形成することが分かった。

キーワード：放射線化学反応、ヘキサヒドロキソ白金酸、ナノ粒子形成過程、パルスラジオリシス、ガンマラジオリシス

1. 緒言

BWR の再循環系配管や炉内構造物等の応力腐食割れ抑制技術として貴金属注入の技術開発が進められている[1]。近年、ヘキサヒドロキソ白金酸の懸濁液（$H_2[Pt(OH)_6]$）へのガンマ線照射から有機物等不純物を含まない白金ナノ粒子を形成できることが報告され[2]、実機への適用が期待されている。しかしその生成過程については明らかではない。そこでガンマラジオリシス法及びパルスラジオリシス法を用いてナノ粒子生成過程に関わる活性種の特定や、生成物ラジカルの挙動からナノ粒子生成過程について検討を行った。

2. 実験

水和電子(e^-_{aq})、OH ラジカル(OH)、及び両活性種存在の 3 条件において $H_2[Pt(OH)_6]$懸濁液にガンマ線照射を行い(線量：2～15 kGy)、ナノ粒子生成に関わる活性種を特定した。さらに、同様の系においてナノ秒電子線パルスラジオリシスを行い、生成物ラジカルの長時間挙動を直接追跡した。

3. 結果・考察

ナノ粒子が形成する条件（pH>8.3）では、最初期過程（＜マイクロ秒）において e^-_{aq} と OH が共に懸濁粒子と速やかに反応する[3]。そこで、いずれの活性種がナノ粒子生成に寄与するか、ガンマ線照射実験より調べた。その結果、e^-_{aq} と OH の両種が存在する系において目的のナノ粒子が最も良く生成したことから、e^-_{aq} との反応による生成物ラジカルのみならず、OH との反応による生成物ラジカルもナノ粒子生成に関わる事が分かった。次に e^-_{aq} のみ、OH のみ、両種共存の 3 つの系における生成物ラジカルの長時間挙動をパルスラジオリシスにより追跡した（図 1）。線量率によっても変化するが、e^-_{aq} との反応による生成物ラジカル又は OH との反応による生成物ラジカルが単独で存在する場合、生成物ラジカルの寿命は 1ms 以下であった。一方、両生成物ラジカルが共存する系では生成物ラジカルが長寿命化した。この結果より、両生成物ラジカルは相互作用によりラジカルペアを形成していると考えた。ナノ粒子の生成収率は線量率に依存しにしないことから[2]、この長寿命のラジカルペアの生成がナノ粒子生成反応を律速していると推定した。

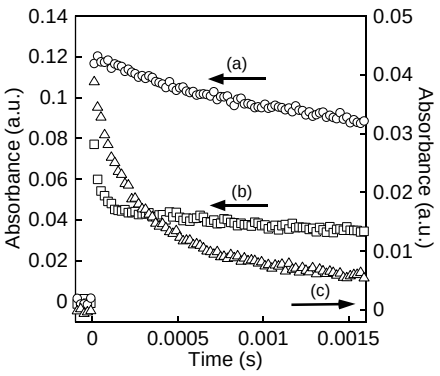


図 1. パルスラジオリシスによる生成物ラジカルの長時間挙動測定
(a)両種存在、(b) e^-_{aq} のみ、(c)OH のみの系 (pH 8.9, [Pt]＝3 mM)

参考文献

[1] Y.J. Kim, NPC2010, Oct 3-7, Quebec City, CNS (2010).

[2] K. Ishida, *J. Nucl. Sci. Tech.*, **54**, 356-364, (2017).

[3] M. Kariya, 原子力学会 2018 春の年会, 2M05 (2018).

*Miou Kariya[1], Yusa Muroya[1], Kazushige Ishida[2], Yoichi Wada[2], Tsuyoshi Ito[2], Nobuyuki Ota[3], Takahiro Kozawa[1]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., [3]Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.

海水由来のハロゲン化物イオンによる•OH ラジカル捕捉の塩濃度依存性の評価

Estimation of Dependence of OH Scavenging by Halide Ions in Seawater Systems on Salt Concentrations

*永石 隆二[1,2]，桑野 涼[1]，近藤 孝文[2]，神戸 正雄[2]，吉田 陽一[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 大阪大学

海水由来の塩分が水の放射線分解に起因する水素発生及び腐食に重大な影響を及ぼすことは福島第 1 原発（1F）事故以降，実験化学的に明らかとなっているが，純水や希薄水溶液系でのデータを入力した反応計算で，これらの影響を矛盾なく予測するのは依然として困難である。これは，計算の入力値である分解生成物のプライマリ G 値と同様に，水溶液中で起きる全ての反応（速度）が水溶液の塩濃度に依存するためである。本研究では，海水中のキー反応であるハロゲン化物イオンによる水酸化（•OH）ラジカル捕捉を対象に，この塩濃度依存性を速度論的に評価して，ハロゲン化物の種類の影響や，イオン雰囲気での反応の律速（補正）因子等について議論した。

キーワード：水の放射線分解，海水，ハロゲン化物イオン，水酸化ラジカル（OH ラジカル），捕捉反応，塩濃度

1. 緒言

水の放射線分解のための均一反応計算は，反応の開始剤・駆動力である分解生成物の収量データを入力値として，生成物同士，生成物と溶質等の反応速度式データベースから構成されている。海水でのプライマリ収量（G 値）は均一計算で扱われない，分解直後に生成物が存在する不均一領域（スパー）等でハロゲン化物イオン（X^-: Cl^-, Br^-）が水酸化（•OH）ラジカルと反応するために純水とは異なる値となり，一部はハロゲン化物由来の生成物になっていることを明らかにしてきた [1-2]。一方，高い塩濃度（0.5 mol/L 程度）の海水に対して反応速度の補正が古典論では適用外なこともあって，上記データベースの補正が進んでおらず，海水やその濃厚系での計算は未だ困難である。

そこで本研究では，上記のように海水中のキー反応である X^-イオンによる•OH ラジカルの捕捉を対象に，この塩濃度依存性を速度論的に評価して，捕捉の反応メカニズム，塩濃度補正のプロセス [3]等について検討した。

2. 実験

試料には，純水，海水，塩化物や臭化物を溶解した水等の水溶液を用いた。試料中の反応の塩濃度（イオン強度）依存性には，観測する反応に直接関与しない過塩素酸塩（$NaClO_4$, $Ca(ClO_4)_2$ 他）を用いた [3]。また，Cl^-イオンによる•OH ラジカル捕捉は水中の水素イオン（H^+）の存在で進行するため，過塩素酸（$HClO_4$）を試料に添加した。

パルス照射実験 [1-3]では，試料を石英セル（光路長 1 cm）に封入してアルゴン（Ar）や一酸化二窒素（N_2O）のガスバブリングによって雰囲気を調整した後，線形加速器（LINAC，阪大 ISIR）からの電子線パルス（エネルギー 28 MeV，パルス幅 8 ns，線量 ＜100 Gy/pulse）で照射しながら，それと同期した参照光（Xe フラッシュランプ）を電子線と同軸に入射して，水溶液中に生成した水和電子（e_{aq}^-）等の分解活性種や溶存種の過渡吸収を測定した。

3. 結果・考察

X^-イオンの•OH ラジカル捕捉（$X^- + •OH \rightarrow •X + OH^-$）に続いて，光吸収で観測可能な二量体ラジカルイオン（X_2^-）が生成する。この生成は擬 1 次反応（X^-過剰な条件）として測定できて [1-2]，この速度を海水と同等な（過塩素酸）塩濃度の水溶液（希釈・濃厚系）中で調べたハロゲン化物濃度[X^-]依存性の結果を図 1 に示す。それぞれが明らかな直線関係となっていて，その傾きは 2 次反応の速度定数 k ($M^{-1}s^{-1}$)として表すことができる。どちらの X^-イオンでも，その傾きはほぼイオン強度の増加に伴い小さくなっているが，Br^-イオンでは大幅に変化する一方，Cl^-イオンではほとんど変化していないことがわかる。この捕捉での反応物の一方が中性分子（•OH）であるにも関わらず塩濃度に依存するのは，主に塩濃度の変化に伴う粘性（図中のη (mPa·s)）の変化が拡散律速の捕捉に影響していることを示している [3]。塩濃度に対する傾きの変化の大きさが X^-イオンの種類で異なるのは，捕捉が 3 段階の素過程の連続で起きていること（全体反応）に起因しているが，詳細については本報告で述べる。

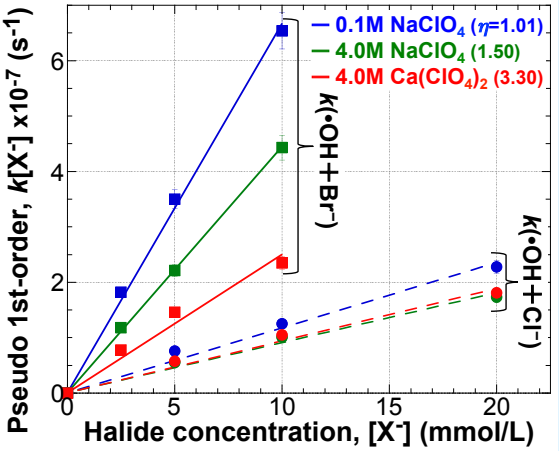


図 1 ハロゲン化物による·OH 捕捉の擬 1 次反応度速度（光路長 1 cm，室温，脱気，0.1M $HClO_4$ 添加）

参考文献

[1] 永石隆二，近藤孝文ら，「海水及び濃厚系でのプライマリ収量の評価」, 2016 年秋の大会, 3C04 (2016); 2017 年春の年会, 2I07 (2017) .

[2] R. Nagaishi, “Evolution of water radiolysis studies for measures against post-severe accidents”, RADIOISOTOPES, 66(11), 601-610 (2017).

[3] R. Nagaishi *et al.*, “Consideration of radiolytic behavior in diluted and concentrated systems of seawater”, NPC 2014, #10242 (2014) 他.

* Ryuji Nagaishi[1,2], Ryo Kuwano [1], Takafumi Kondoh[2], Masao Gohdo[2] and Yoichi Yoshida[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] Osaka University

高温水中におけるステンレス鋼すき間内環境のすき間形状因子による整理

Effect of crevice geometry on corrosion environment within crevice of stainless steel in high temperature water

相馬　康孝*[1]，上野　文義[1]，稲垣　博光[2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 中部電力株式会社

沸騰水型軽水炉模擬環境における SUS316L ステンレス鋼のすき間内環境情報（すき間内酸化物と導電率）をすき間形状因子（すき間ギャップ g および奥行き d）で整理した“g-d 腐食・環境図”を作成した。

キーワード：軽水炉，高温水，SUS316L ステンレス鋼，すき間，すき間形状。

1. 緒言

沸騰水型軽水炉環境に代表される溶存酸素を含む高温高圧高純度水中においては，低炭素ステンレス鋼に局部腐食が発生する[1]。これまでに，すき間腐食に及ぼすすき間形状因子の研究は行われてきた[2]が，すき間内環境因子に関しては不明な点が多い。本研究ではすき間内の酸化皮膜と導電率を測定し，すき間形状因子で整理することにより，すき間内環境と形状因子との関係把握を行った。

2. 実施内容

試験片には SUS316L ステンレス鋼（固溶化熱処理，鏡面研磨仕上げ）を使用した。すき間は一面のみ開放した直方体型のすき間（奥行き d = 23 mm，幅 w = 10 mm，ギャップ g = 5, 9, 16, 25, 40, 60, 80, 100 (公差± 2 μm)とし，温度 288℃，溶存酸素濃度 8 ppm の高純度水に 100, 300, および 1000 h 浸漬した。浸漬試験中に，すき間内溶液の導電率を，著者らが開発した電気化学センサー法[3]によりその場測定した。試験後にすき間内の表面酸化皮膜の組成分析をレーザーラマン分光法により分析し，結果を g-d 平面において整理した。

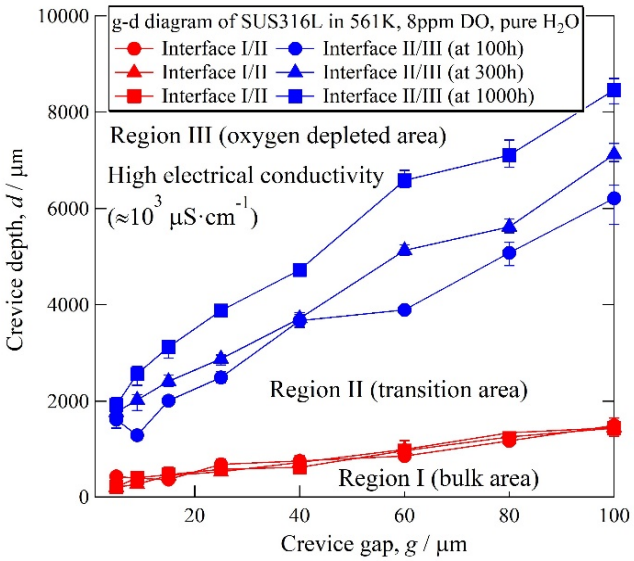


図 1 SUS316L ステンレス鋼の g-d 腐食・環境図（温度 288℃，DO 濃度 8ppm，高純度水中）

3. 結論

2.の実施結果を図 1 にまとめた。すき間内環境は，溶存酸素が枯渇し，溶液導電率がバルク水よりも 2 桁程度高くなる領域 III，バルク環境とほぼ同じ酸化膜と導電率となる領域 I，および I から III への遷移領域となる領域 II の計 3 領域に分類された。各領域の境界線は，時間およびバルク水の溶存酸素濃度の影響を受けることが分かった。なお，実用上問題となる局部的な腐食は見られなかった。

参考文献

[1] 相馬康孝，上野文義，材料と環境，67（2018）222-228.
[2] 大中紀之，庄司三郎，菊池英二，湊昭，第 48 回腐食防食シンポジウム資料，1983.
[3] 相馬康孝，小松篤史，上野文義，材料と環境，accepted.

*Yasutaka Soma[1], Fumiyoshi Ueno[1] and Hiromitsu Inagaki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Chubu Electric Power Co..

ヨウ素ガスを含んだ過酷事故模擬環境における格納容器相当材の腐食特性

Corrosion Property of PCV Equivalent Material under Various Gas Conditions Containing Iodine Gas

*中野寛子、武内伴照、広田憲亮、土谷邦彦

日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)事故後の格納容器内の模擬環境において、1F格納容器相当材の炭素鋼SPV355及びオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304 について、腐食性の高いヨウ素ガスを含んだ過酷事故模擬環境での腐食特性を調べた結果、表面には酸化物の形成及び析出の他、部分腐食も観測された。

キーワード：過酷事故環境、格納容器、炭素鋼、ヨウ素ガス、腐食特性

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）事故では、冷却機能を喪失した炉心で、核燃料が溶融・落下したと推測され、格納容器内は、窒素、水蒸気、酸素及び核分裂生成物の混合ガス等で暴露されたことから、格納容器材料の腐食が懸念される。しかしながら、これらの雰囲気に暴露された1F格納容器材料の表面状態はまだ詳細に観察されていない。本研究では、1F格納容器相当材として炭素鋼SPV355及びオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304 について、燃料破損時に放出された腐食性の高いヨウ素ガスに着目し、ヨウ素ガスを含んだ過酷事故模擬環境での腐食特性を調べた。

2. 実験方法

1F格納容器相当材としてSPV355及び参照材としてSUS304を選定した。試験片を管状石英容器（容積:234ml）内に設置し、各雰囲気に調整したガスを連続流入させた状態で電気炉内での加熱試験（1000℃×96h）を行った。各雰囲気条件のガス成分量を表1に示す。

試験後、試験片の光学顕微鏡観察、SEM観察、EDX元素分析及びX線回折を行い、腐食生成物の同定を行った。

表1　各雰囲気条件のガス成分量(%)

ガス種	I_2	O_2	H_2O	N_2
I_2/H_2O	0.0017	−	1.4	Bal.
$I_2/O_2/H_2O$	0.0017	2.0	1.4	Bal.

3. 結果及び考察

ヨウ素ガスを含んだ過酷事故模擬環境に暴露した各試験片のSEM/EDXによる断面観察結果を図1に示す。

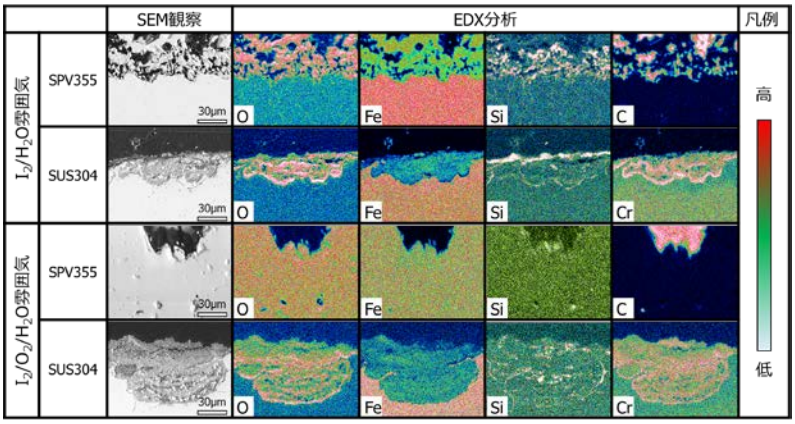


図1 試験前後の各試験片のSEM/EDXによる断面観察結果

I_2/H_2O雰囲気では、両材料ともに、表面に厚みの不均一な腐食生成物が形成され、特定の部分は深く腐食生成物が形成されていることが観察された。また、EDX分析を行った結果、SPV355表面にFe-Oの形成及びCの析出、SUS304表面にCr-Oの形成、両材料の表面近傍の粒界にSi-Oの析出が確認された。

$I_2/O_2/H_2O$雰囲気では、SPV355の試験片全体が腐食により体積が膨張し、試料台と固着し、SUS304はI_2/H_2O雰囲気と同様に試験片表面に厚みの不均一な腐食生成物が形成されていることが観察された。また、EDX分析を行った結果、SPV355ではFe-Oの形成及びCの析出が確認され、SUS304では表面にCr-Oの形成及び表面近傍の粒界にSi-Oの析出が確認された。

以上より、ヨウ素ガスを含んだ模擬環境において、両環境で暴露されたSPV355表面にFe-Oの形成及びCの析出が確認されたが、O_2が含有することにより腐食量は増大していることが分かった。一方、SUS304表面にはCr-Oからなる部分腐食が観測され、SPV355とは腐食形態が異なることが示唆された。

*Hiroko Nakano, Tomoaki Takeuchi, Noriaki Hirota and Kunihiko Tsuchiya

Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E01-07] MA-Zr Hydride

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 11:25 AM Room E (A34 -A Building)

[3E01] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

Kenji Konashi[1], *Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Atsushi Ohuchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Mutsumi Hirai[2], Atsushi Outi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3] (1. Tohoku University, 2. NFD, 3. Osaka University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3E04] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3] (1. Osaka University, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD, 3. Tohoku University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3E05] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], Kenji Konashi[3] (1. MFBR, 2. NDC, 3. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3E06] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Daisuke MORIGUCHI[1], Kazuo IKEDA[1], Kunihiro ITOH[1], Koki HIBI[2], Kenji KONASHI[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3E07] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

*Kunihiro Itoh[1], Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Koki Hibi[2], Kenji Konashi[3] (1. NDC, 2. MFBR, 3. Tohoku Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 (1)MA-Zr 水素化物の作製計画

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(1) Experimental plan of MA-Zr hydride fabrication

小無健司[1]，*平井　睦[2]，牟田浩明[3]，黒崎　健[3]
[1]東北大学，[2]日本核燃料開発，[3]大阪大学

マイナーアクチノイド（MA-Zr）水素化物ターゲットを用いた核変換処理の早期実現を目指した研究を進めている。希土類元素を用いた基礎技術開発並びに特性傾向の知見を活かして、ロシアの国立原子炉科学研究所(RIAR)において Am-Zr 水素化物ターゲットの作製試験を開始した。第一段階として、Am 酸化物から高温熱化学還元法により Am 金属を得た。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、アメリシウム、ジルコニウム

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減に向けて検討が進められている種々の核変換技術の内、MA-Zr 水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置する技術は、核変換効率が高いばかりでなく、多くの既存技術を利用できることから、早期実現を目指して、水素化物ターゲット開発、安全性技術開発、システム評価を進めている。MA-Zr 水素化物ターゲット開発では、MA の内、特に蒸気圧の高い Am に着目し、Am-Zr 合金並びに水素化物の作製試験準備を進めるとともに、特性を考慮した希土類元素を用いて製造に関する基礎技術開発、特性・物性傾向の把握を行っている。

2. 計画概要

MA-Zr 水素化物ターゲット開発では MA-Zr 水素化物作製技術の確立および特性評価を、安全性技術開発では定常運転時及び事故時における MA-Zr 水素化物からの水素放出挙動評価を、システム評価では設計研究による核変換処理方法の成立性と有効性の評価、並びに核燃料システムに適用した場合の評価を行う。

3. Am 酸化物の還元試験

Am を用いた試験はロシア RIAR 研究所で実施した。AmO_2 を圧粉成型して得た直径 5mm の成型体を、試料強度を高める目的で 1000℃で焼き固め、酸素、並びに水分濃度を十分に低く抑えた Ar グローブボックス中における Li 溶融塩による高温熱化学還元[1]に供した。650℃の $LiCl/Li_2O$ 溶融塩中に Am 酸化物ペレットを装荷し、Li による AmO_2 の還元を進めると同時に、還元により発生する Li_2O を電気分解により Li に還元して、溶融塩中の Li 濃度の低下を防止し、反応を継続させて図 1 に示す Am 金属を得た。

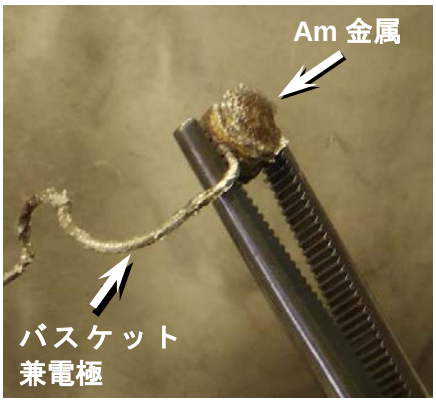


図 1　Am 酸化物を還元して得た Am 金属

※　本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] T. Usami et al., J. Nucl. Mater., 300 (2002) 15-26.

Kenji Konashi[1], *Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[3]
[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]Osaka Univ..

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 （2）アトライターおよびホットプレスを用いた(Ln,Zr)ペレットの作製

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(2) Preparation of (Ln, Zr) mixed powder with the attritor and hot press

*大内敦[1]，水迫文樹[1]，平井　睦[1]，小無健司[2]，牟田浩明[3]，黒崎健[3]
[1]日本核燃料開発，[2]東北大学，[3]大阪大学

マイナーアクチノイド（MA）の核変換に用いる MA-Z r 水素化物ターゲット製造のための金属ペレット作製技術開発の一環として、Nd や Am より高温における蒸気圧が高い Sm を用いてアトライター及びホットプレスにより Sm-Zr 金属ペレットを試作し成功した。これにより、Am-Zr 金属の作製に見通しを得た。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、希土類、ジルコニウム、ネオジム、サマリウム

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減を目的とした、MA-Zr 水素化物ターゲットの核変換技術開発において、水素化物ターゲット作製のための金属ペレット作製技術開発を進めている。これまでに、アトライター及びホットプレスを用いた Nd-Zr 金属ペレットの作製方法について報告した[1]。今回は、Am-Zr 金属ペレット作製の見通しを得るために、Nd 並びに Am に比べて高温における蒸気圧が高い Sm を用いて同様のプロセスにより Sm-Zr 金属ペレットの作製を行った

2. 実験方法

Zr 粉末に 10at%の Sm 粉末を添加した試料約 35g をクロム鋼球とともにアトライターに装荷し、既報[1]と同様に混合粉末を得た。混合粉末について、760MPa までの冷間プレス、850℃、1 時間の焼結、750℃－130MPa のホットプレスを行い、密度、および SEM/EDS による元素分布を測定した。同様にして得た Nd-Zr 混合粉末について、X 線回折を行った。

3. 結果

アトライターによる混合粉末を種々の条件で処理して得られた金属ペレットの密度を既報[1]の Nd-Zr の結果とともに図 1 に示す。冷間プレスや焼結では十分な高密度化は達成できなかった。一方、ホットプレスでは 94%TD の金属ペレットが得られた。蒸気圧の高い Sm について高密度金属ペレットが得られたことから、実際の Am-Zr 金属の作製に見通しを得た。発表では、Nd-Zr 混合粉末の X 線回折による合金化の評価も示す。

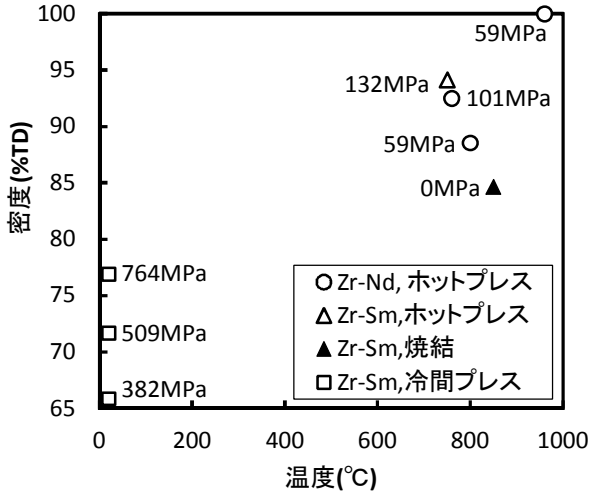


図 1　冷間プレス、焼結、ホットプレスで得られたペレットの密度

※　本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 大内敦、水迫文樹、平井睦、牟田浩明、黒崎健、小無健司、日本原子力学会 2018 年春の年会、2D09

*Atsushi Ouchi[1], Fumiki Mizusako[1], Mutsumi Hirai[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[3]
[1] NFD, [2] Tohoku Univ., [3]Osaka Univ..

早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 （3）高温での水素放出に及ぼす酸素雰囲気の影響

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(3) Effect of oxygen partial pressure on hydrogen release

*小無 健司[1]，八登 唯夫[1]，平井 睦[2]，牟田 浩明[3]，黒崎 健[3]
[1]東北大学，[2]NFD，[3]大阪大学

MA-Zr水素化物の母材であるZr水素化物を対象に、高温での水素放出速度を酸素分圧をパラメータとして測定した。四重極質量分析計による放出水素の直接測定に加えて、酸素分析計による間接測定を実施した。酸素分圧が上昇するにつれて水素放出速度が減少することが分かった。

キーワード：核変換処理，マイナーアクチノイド，水素化物，水素放出

1. 緒言

Zr 水素化物は、定常運転時の使用温度で平衡水素分圧が低くなるように水素-金属比を調節している（H/Zr=1.6）。事故状態では、短時間ではあるが温度が高くなる場合が想定されるため、高温での水素放出挙動を調べることは重要である。水素放出現象には、Zr 水素化物の表面状態が大な影響を及ぼすことが知られている。本研究では、Zr 水素化物表面の酸素分圧が水素放出に及ぼす影響を調べた。

2. 実験

ジーベルツ型水素吸収装置を用いて作製した Zr 水素化物を石英容器に入れて、酸素を含んだ Ar ガスフロー下で加熱した。放出された水素は四重極質量分析器を用いて測定した。

3. 結果

図１に試料の温度履歴と水素検出結果の例を示す。試料は室温から900℃まで加熱され30分間保持された後に冷却された。四重極質量分析器で検出された放出水素は図１中の青い線で表される。大きなピークは、フローガスの酸素分圧を 7×10^{-5}atm で実験を行った場合であり。小さなピークは酸素分圧を 4×10^{-3}atm で行った場合である。2×10^{-1}atm では放出水素は観測されなかった。

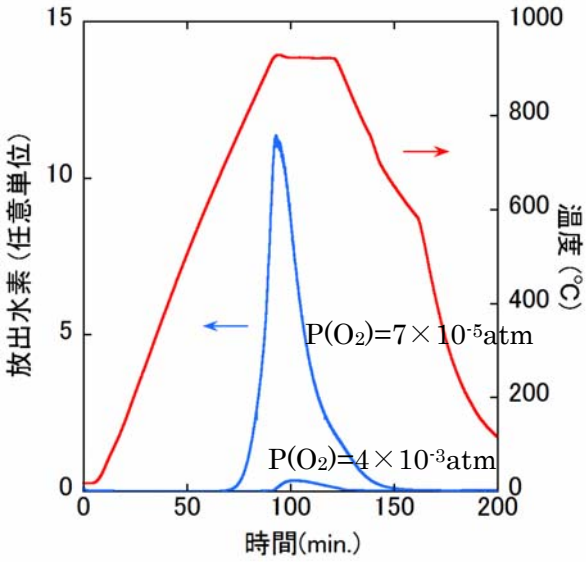


図１ Zr 水素化物からの水素放出

4. 結論

酸素分圧が上昇するにつれて水素放出速度が減少することが分かった。ここで得られた知見を用いれば、水化物開発の課題の一つであった高温での物性測定が可能になる。

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] K. Konashi, K. Ikeda, K. Itoh, M. Hirai, T. Koyama, K. Kurosaki, “Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA, Zr)Hx in FBR Blanket Region”, Proc. Global 2015, Sept. 20-24, 2015, Paris (France), Paper 5383.

*Kenji Konashi[1], Tadao Yato[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[3]
[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]Osaka Univ..

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 （4）Nd-Zr 水素化物の高温熱拡散率測定

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes

(4) Thermal diffusivity measurement of Nd-Zr hydride at high temperature

*中山 恭輔[1]，牟田 浩明[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，平井 睦[2]，小無 健司[3]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]東北大学

Am-Zr 水素化物ターゲット材料の模擬材料 Nd-Zr 水素化物材料を作製し、熱拡散率測定を行った。実験では水素放出を起こさずに高温での熱拡散率を測定することができた。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，水素化物，熱物性

1. 緒言

Am 核変換処理に用いられる Am-Zr 水素化物ターゲット材料の熱的特性の傾向を、模擬材料を用いて調べた。模擬材料 Nd-Zr 水素化物を作製し、SEM/EDS 観察にて Am-Zr 水素化物と類似する 2 相分離の微細組織をもつことを昨年の学会にて報告した[1]。今回はレーザーフラッシュ法にて高温領域（1073 K）における熱拡散率測定を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験方法

アーク溶解装置にて作製した Nd_x-Zr_{1-x} 試料を高真空ジーベルツ装置にて水素化した。導入水素量は Zr 相が H/Zr = 1.6、Nd 相が H/Nd = 2.0 となるように調節した。Nd-Zr 水素化物試料の熱拡散率をレーザーフラッシュ法にて測定した。測定は 1%O_2+Ar の混合ガスフロー条件下で行い、試料に含まれる水素が高温（1073 K）にて放出されるのを抑制した。測定中の水素放出の有無は酸素分圧測定器でのモニターによって確認した。得られた熱拡散率と示差走査熱量計（DSC）を用いて得られた定圧比熱、試料密度を用いて熱伝導率を算出した。

3. 結果

実験では水素放出を起こさずに高温での熱拡散率を測定することができた。熱拡散率の温度依存性を図 1 、組成依存性を図 2 に示す。図 2 のように Nd-Zr 水素化物の熱拡散率は各温度にて Nd 含有率依存性を示し、線形的変化をする傾向があることを確認した。組織状態の類似する Am-Zr 水素化物も同じ傾向をとると考えられる。

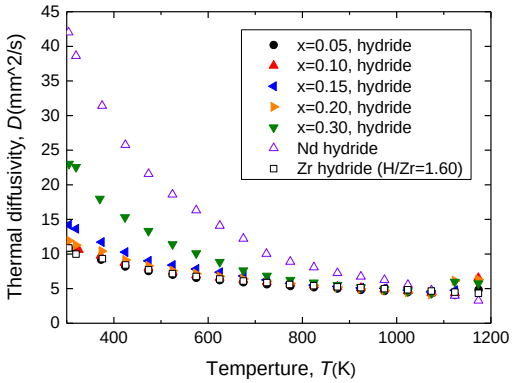


図 1　熱拡散率の温度依存性

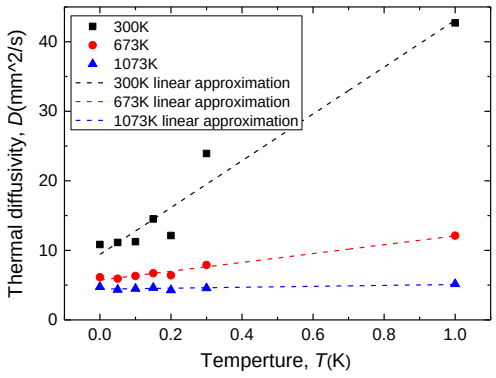


図 2　熱拡散率の組成依存性

※　本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1]　中山恭輔，牟田浩明，平井睦，小無健司，他，日本原子力学会 2017 年秋の大会　2P12

*Kyosuke Nakayama[1], Hiroaki Muta[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Mutsumi Hirai[2], Kenji Konashi[3]

[1]Osaka University, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [3]Tohoku University

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 (5) 設計研究による成立性と有効性に関する研究（I）

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(5) Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride (I)

*日比 宏基[1]，池田 一生[2]，伊藤 邦博[2]，小無健司[3]
[1]MFBR，[2]NDC，[3]東北大学

MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理の早期実用化に向けて、核変換対象核種をアメリシウムに限定した場合に対し、設計実績のある原型炉仕様で要求される制限条件を満足できるターゲット候補組成として$(Am_{0.08}, Zr_{0.92})H_{1.4}$を得、MA 核変換の有効性が高い炉心概念を構築できることを定量的に確認した。

キーワード：MA、核変換、アメリシウム、ジルコニウム水素化物燃料

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減に向けて、MA-Zr 水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置し、核変換の効率化と早期実現を目指した研究を進めている。そのためには、設計実績のある高速炉仕様で要求される制限条件を満足でき、MA 核変換の有効性が高い炉心概念を構築する必要がある。

2. 早期実用化を可能とする炉心概念の構築

表 1 に示す前提条件及び制限条件を適用する場合について、MA 分離核変換の効用を最大化する観点から、アメリシウム(Am)のみを核変換させる場合の炉心概念を構築した。

表 1　ﾀｰｹﾞｯﾄ装荷炉心構築での前提条件及び制限条件

項目			値
前提条件	炉心/ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ燃料ペレット		中実ペレット(93 %TD)
	集合体配列ピッチ		115.6 mm
	集合体数(内側炉心/外側炉心/ﾀｰｹﾞｯﾄ/径ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ)		108/90/54/120 体
	燃料ピン本数(内側炉心/外側炉心/ﾀｰｹﾞｯﾄ/径ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ)		169/169/61/61 本/集合体
	燃料ピン径(内側炉心/外側炉心/ﾀｰｹﾞｯﾄ/径ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ)		6.5/6.5/11.6/11.6 mm
	ﾀｰｹﾞｯﾄのH/(Zr+MA)比		1.7以下
制限条件	炉心燃料のPu富化度 (Pu/(Pu+U))		31.5 wt%以下
	最大線出力(炉心燃料/ﾀｰｹﾞｯﾄ)		375/500 W/cm以下
	崩壊熱	未照射材	3 kW/集合体以下
		炉心停止10日後	40 kW/集合体以下
		Na洗浄時	7 kW/集合体以下

2-1. 水素化物燃料装荷に対する非均質効果

水素化物燃料装荷炉心に特有な非均質効果で有意な項目は①ターゲットとそれに隣接する外側炉心燃料の集合体内発熱密度分布と、②ターゲットの取出時 Am 量であることを確認し、非均質効果による核変換諸量への影響は出力分布誤差 5%の範囲内であること、及び最大線出力評価は 54 メッシュ/集合体以上のメッシュ分割で問題ないことを確認した。

2-2. 平衡炉心での MA 核変換性能の評価

年間の MA 核変換量を多くして必要な高速炉基数を削減することを優先した炉心を構築し性能評価した。

1) MA 年間核変換量を最大化する条件はターゲットの炉内滞在期間を Cm-242 半減期の約 3 倍にすることであり、定期検査による炉停止期間(30 日)を考慮して照射期間は 117EFPD×3 サイクルを選定した。
2) ターゲット装荷によって外側炉心燃料の発熱寄与が低下するため、内側炉心燃料の最大線出力が設計成立性に対する決定因子となり、原型炉仕様で候補となるターゲット組成として$(Am_{0.08}, Zr_{0.92})H_{1.4}$を得た。
3) 上記 2)のターゲット組成の場合、ターゲットによる Am 装荷量は 96.4 kg/サイクルで、ターゲット単独での Am 変換率は約 24%、稼働率 100%とした場合の年間 Am 変換量は 73.4 kg/EFPY となった。

3. 今後の課題

Am 装荷量・年間変換量の向上に向けて水素比 1.6 を目標に炉心仕様の見直しを行うとともに、MA 核変換炉向けに提案されている種々の方策に対し、同一条件下での MA 核変換の観点からの性能比較を行う。

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

---

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], and Kenji Konashi[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Nuclear Development, [3]Tohoku Univ..

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発 (6) ターゲット集合体取扱い時の冷却性検討

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(6) Examination of cooling capability during handling of MA-Zr hydride target assembly

*森口 大輔[1]、池田 一生[1]、伊藤 邦博[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3]（1.NDC、2.MFBR、3.東北大学）

MA-Zr 水素化物ターゲット集合体の組立・輸送等の取扱い時、発熱による被覆管損傷防止のため、空気による除熱が必要となる。ターゲット集合体の定常冷却時及び冷却機能喪失時の温度評価を実施し、必要となる冷却設備要件を明らかにした。

キーワード：MA-Zr 水素化物、MA 核変換、被覆管許容温度、ターゲット集合体、Na ボンド、ラッピングワイヤ、空気冷却、熱流動解析

1. はじめに　MA-Zr 水素化物ターゲット要素は発熱しており、ターゲット集合体として構成した場合、被覆管温度が高温となる。ターゲット要素は被覆管と水素化物との間隙を液体の Na で充填する Na ボンド型要素のため、ターゲット集合体の組立・輸送等の際には、集合体を立てた状態で取り扱い、送風空気による除熱を行う。本研究では、ラッピングワイヤを付したターゲット集合体を対象に熱流動評価を行い、高温損傷防止、水素解離、燃料と被覆管との共晶防止の観点から規定した被覆管許容温度を満足する冷却設備要件を示すことを目的とする。

2. ターゲット集合体冷却性検討のための熱流動評価　冷却設備（空気送風機）の仕様を検討するため、ターゲット集合体（1 kW 及び 6 kW 発熱）の組立・輸送過程を対象とした定常熱流動解析を STAR-CCM+を用いて実施した。もんじゅブランケット燃料仕様[1]を参考にターゲット集合体に対する解析モデルを作成した。また、定常熱流動解析結果を基に、冷却機能喪失時の過渡温度評価を行い、冷却機能が喪失した際の定常状態から被覆管許容温度に到達するまでの時間を算出した。

3. 評価結果　定常冷却時の熱流動解析結果の一例として集合体内の温度分布を図 1 に示す。集合体内の単位流路面積当たりの入熱量の相違や径方向空気流速分布の影響で集合体外周部は空気温度が低下し、中央部に高温領域が形成されている。また、空気流量に対する感度解析を実施し、定常冷却時の被覆管許容温度を満足できる空気流量を求めた。これらの結果から、組立・輸送時等取扱い時の空気送風機の流量に対する要件として以下の点を明らかにした。

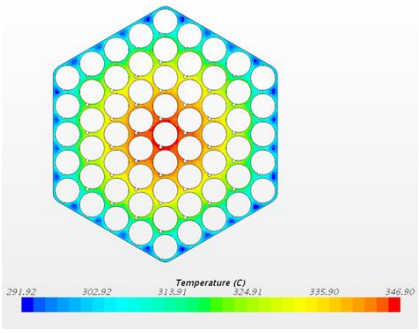


図 1 定常熱流動解析結果の一例
径方向温度分布（集合体発熱 1 kW 時）

①集合体発熱 1 kW 時　バンドル入口部空気流量　1.0m/s 以上の送風機
②集合体発熱 6 kW 時　バンドル入口部空気流量　3.5m/s 以上の送風機

また、過渡温度評価結果から送風機故障、外部電源喪失等の事故事象への対応として、200 秒以内に起動する予備送風機及びバックアップ電源が必要となることが明らかとなった。これらの具体的な設備仕様検討については今後実施予定である。

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献　[1] 青木成文、能澤正雄、「高速増殖炉（FBR）開発実用データ集」、Nuclear Industry Clearinghouse（1984）

*Daisuke MORIGUCHI[1], Kazuo IKEDA[1], Kunihiro ITOH[1], Koki HIBI[2] and Kenji KONASHI[3]
[1]NDC　[2]MFBR　[3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発
(7)軽水炉運転を継続した場合のマテリアルバランス(MB)評価

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes
(7)Material balance (MB) evaluation in case of continuing the LWRs operation

*伊藤 邦博[1]、向井 悟[1]、池田 一生[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3](1.NDC、2.MFBR、3.東北大学)

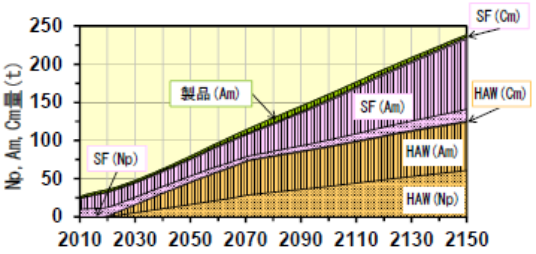
国の政策に沿って軽水炉を順次再稼働した場合の核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の計算を実施し、2150 年時点で超長寿命の Np が約 80 トン、長寿命の Am が 160 トン蓄積すること、Pu については 2070 年代に入ると、2010 年時点で累積していた使用済み燃料の再処理が終了し、貯蔵量が減少するとの結果を得た。

キーワード： MA-Zr 水素化物、核変換、小型高速炉、軽水炉運転、マテリアルバランス

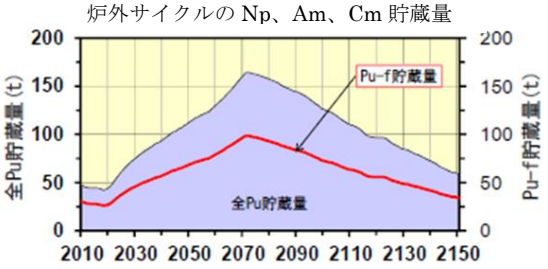
1. 緒言 国の政策[1]に沿って軽水炉のみを順次再稼働した場合の核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の評価を実施した。この結果は小型高速炉のブランケット領域等に MA-Z r 水素化物を装荷して核変換処理を行う場合の長期的な放射性廃棄物の低減効果を把握するための基礎データとなる。

2. 評価条件 2015 年から軽水炉を順次再稼働し、2030 年に総発電量が 24GWe に到達、2030 年以降は同規模の発電量を維持するとし、2150 年まで計算を行った。ここで、2018 年より六ヶ所再処理施設を立上げその後同規模プラントにより再処理を継続し、軽水炉発電量全体の 1/3 を Pu サーマル運転することとした。

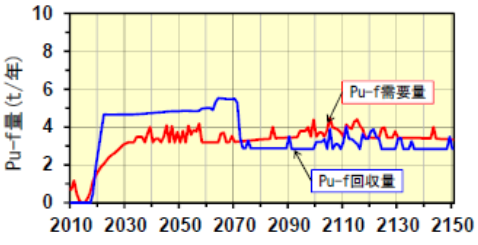
3. 評価結果 2150 年時点で、超長寿命の Np 約 80 トン、長寿命の Am 約 160 トンが、高レベル廃棄物（廃液、ガラス固化体）に蓄積する。Pu は 2070 年代以降順次減少する。これは、2010 年時点で累積していた使用済み燃料の再処理が終了して運転中のプラントの使用済み燃料の再処理量まで減少し、Pu サーマルによる核分裂性 Pu（Pu-f）需要量が回収量を上回るためである。
等、廃棄物処分に影響の出る核種の累積推移状況が明かになり、目標とすべき核変換処理量が定まった。今後、効率的核変換のために導入する小型高速炉の、使用可能な Pu 量に応じた導入計画を立案し、廃棄物の低減効果を評価する。



炉外サイクルの Np、Am、Cm 貯蔵量



全 Pu 貯蔵量、Pu-f 貯蔵量



Pu-f 需要量、Pu-f 回収量

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 長期エネルギー需給見通し 経済産業省 平成 27 年 7 月

*Kunihiro Itoh[1], Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Koki Hibi[2] and Kenji Konashi[3]

[1]NDC [2]MFBR [3]Tohoku Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E08-09] FP Behavior 1

Chair:Mutsumi Hirai(NFD)

Fri. Sep 7, 2018 11:25 AM - 12:00 PM Room E (A34 -A Building)

[3E08] Measurement of ruthenium activity in ruthenium-palladium-rhodium alloys

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

11:25 AM - 11:40 AM

[3E09] Distribution measurement at microlevel of Cs chemisorbed compounds onto stainless steel under LWR severe accident

*Eriko Suzuki[1], Hiroaki Ogawa[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Masahiko Osaka[1], Shinichiro Yamashita[1], Ryoko Kurishiba[2], Takashi Endo[2], Shigehito Isobe[2], Naoyuki Hashimoto[2] （1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Measurement of ruthenium activity in ruthenium-palladium-rhodium alloys

*Jiazhan Liu[1], Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Masahide Takano[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: For improvement of the existing ruthenium (Ru) release model from fuel under a severe accident, Ru activity (a_{Ru}) of Ru-palladium (Pd)-rhodium (Rh) alloys was experimentally determined by a new method using thermogravimetric analysis (TGA).
Keywords: Ru-Pd-Rh, Thermogravimetric analysis, Oxidative vaporization, Ruthenium activity

1. Introduction

Due to the potentially high radiological impact of Ru under a severe accident, several simulation models for its release from a nuclear fuel have been proposed during the past decade [1]. However, all these models neglect the effect of molybdenum (Mo)-Ru-Pd-Rh-technetium (Tc) alloys on Ru release, namely taking the a_{Ru} in alloys as unity. On the other hand, the a_{Ru} of Ru-containing alloys cannot be evaluated by the traditional methods, such as Knudsen cell mass spectrometry, due to the difficulty to measure vapor pressures of gaseous Ru oxides (RuO_x). Therefore, the objective of present study is to develop a new method for determining a_{Ru} in Mo-Ru-Pd-Rh alloys using TGA. Since the oxidative vaporization of Ru mainly occurs after the total oxidation of Mo in alloys [2], a_{Ru} in Ru-Pd-Rh was investigated in the present study. The evaluation result of a_{Ru} was validated by comparing the thermodynamic calculation result.

2. Experimental procedure

The Ru-Pd-Rh alloy powders with the mole fraction ratio of 0.726/0.160/0.114 were prepared by powder a metallurgy method as a typical elemental ratio of Ru, Pd and Rh in alloys formed in an irradiated LWR fuel [3]. The Ru and alloy powder specimens were subjected to the TGA. During the temperature rising process, Ar-5% H_2 was introduced to avoid the oxidation of specimens. After reaching the equilibrium condition with no change in weight at predetermined temperatures, the atmosphere was changed to Ar-1.0% O_2 or Ar-3.0% O_2 or Ar-4.5% O_2. The predetermined temperatures were from 1483 to 1673 K to simulate the initial temperatures of fuel under accidents.

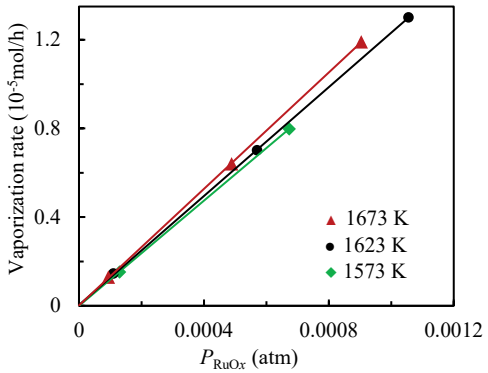


Fig. 1. Relationship between vaporizing rate of Ru powders and P_{RuOx} at different temperatures.

3. Determination of the Ru activities in the alloys

It is well known that under the same temperature and oxygen partial pressure, the a_{Ru} of alloys is proportional to the equilibrium vapor pressures of various RuO_x gases (P_{RuOx}). Figure 1 shows the correlation between the vaporizing rate of solid Ru and P_{RuOx} [4] over powders. This result shows that there is a linear relationship between them. On the other hand, the phase diagram of Ru-Pd-Rh system [5] shows that the composition of alloy powders during TGA changed along the tie line emanated from vertex of Ru in the (α + ε) coexistence phase in this temperature condition. This indicates the a_{Ru} of alloy powders should be constant during vaporization of Ru in this phase. Therefore, as a new method, the a_{Ru} of alloys were calculated by using the ratio of vaporization rate of alloy powders to that of Ru powders under same experimental condition.

Figure 2 compares the calculated a_{Ru} for the Ru-Pd-Rh system (Pd/Rh = 1.4, molar ratio) in (α + ε) phase with thermodynamic calculation results [5]. The measured a_{Ru} slightly increases with an increase in temperature and is just a little smaller than the values obtained by thermodynamic calculation. This result indicates that the new methods for Ru activity in this condition is valid.

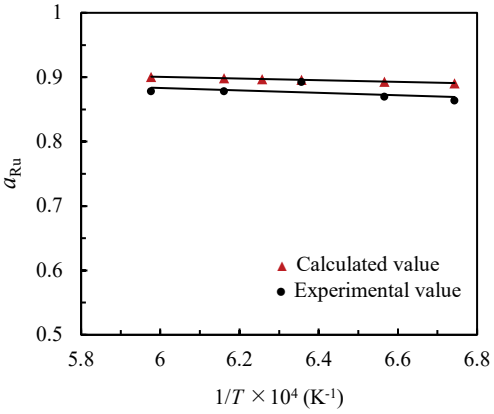


Fig. 2. Dependence of a_{Ru} on temperature for the Ru-Pd-Rh system (Pd/Rh = 1.4, molar ratio) in (α + ε) phase.

4. Conclusions

A simple method has been developed to experimentally determine the a_{Ru} in the Ru-Pd-Rh system, which has been confirmed to slightly increase with increasing temperature from 1483 to 1673 K as expected by the thermodynamic calculation.

Reference

[1] G. Brillant, C. Marchetto, and W. Plumecocq, Ann. Nucl. Energy, 61 (2013) 88-95.
[2] J. Liu, et al., AESJ Spring Meeting (2018) 2D20.
[3] H. Kleykamp, J. Nucl. Mater., 131 (1985) 221-246.
[4] E.T. Turkdogan: Physical Chemistry of High Temperature Technology, Academic Press, New York, (1980).
[5] M.H. Kaye, B.J. Lewis, and W.T. Thompson, J. Nucl. Mater., 366 (2007) 8-27.

軽水炉シビアアクシデント時に構造材へ化学吸着した セシウム化合物の微細分布評価

Distribution measurement at microlevel of Cs chemisorbed compounds onto stainless steel under LWR severe accident

*鈴木 恵理子[1]，小河 浩晃[1]，中島 邦久[1]，西岡 俊一郎[1]，逢坂 正彦[1]，山下 真一郎[1]，
栗芝 綾子[2]，遠堂 敬史[2]，　礒部 繁人[2]，橋本 直幸[2]
[1]原子力機構，[2]北海道大学

軽水炉シビアアクシデント時に生じるセシウムの構造材への吸着現象を詳細に調べるため、XPS や TEM によるミクロレベルでの元素分布測定を行った。その結果、化学組成が異なる Cs-(Fe)-Si-O 化合物が分布していることが明らかとなった。

キーワード：セシウム化学吸着，微細組織，ステンレス鋼

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時、原子炉内の構造材にセシウムが高温で化学反応を生じて強固に固着する化学吸着により、Cs 化学吸着生成物としてセシウムシリケートが生成することが明らかとなっている[1,2]。Cs 化学吸着・再蒸発挙動の反応メカニズムの解明のためには、Cs 化学吸着生成物の詳細な化学形態や分布に関する知見が必要となるが、これまでの X 線回折法や走査型電子顕微鏡による分析では、微細に生成した Cs 化学吸着生成物のミクロレベルでの同定や分布の把握には至っていない。そこで本研究では、Cs 化学吸着生成物の化学形態や分布を評価することを目的として、X 線光電子分光装置（XPS）や透過型電子顕微鏡（TEM）を用いた微視的な元素分析を行った。

2. 実験方法

元素分析に供する Cs 化学吸着試験片は、試験温度 800～1000℃、試験雰囲気 Ar-5%H_2-(0, 5)%H_2O として、304 ステンレス鋼に CsOH 蒸気を作用させて作製した。XPS（ESCA210）測定では、分析領域を約 500μm Φとし、イオンエッチング（Ar+、加速電圧 3kV）との併用により深さ方向の元素分析を行った。また、TEM/EDS（JEM-2010X）観察では、集束イオンビーム装置（FIB：JIB-4600F/HKD）を用いて目的箇所から観察用微小試験片を取出すことで、局所的な組織観察及び元素分析を行った。

3. 結果

Fig.1 に、XPS により測定した深さ方向の元素分析結果から、特に生成の可能性の高いセシウムシリケートの構成元素 Cs、Fe,Si について元素比で表したものを示す。反応層において、母相と比較して Si/Fe 比が大きくなっていることから、高温酸化により Si が偏析し、シリケートを形成していると考えられる。また、深さ 15～30μm 程度において、Cs/Fe 比が上昇している一方で、Cs/Si 比は表面近傍（1～4μm 程度）及び母相（40～μm）と比較して、有意な変動がみられなかった。表面近傍では $CsFeSiO_4$（Cs：Si＝1：1）の形成が観察されていること[1]から、反応層内部においても Cs：Si＝1：1 の Fe を含まないセシウムシリケートの形成が支配的である可能性が示唆された。

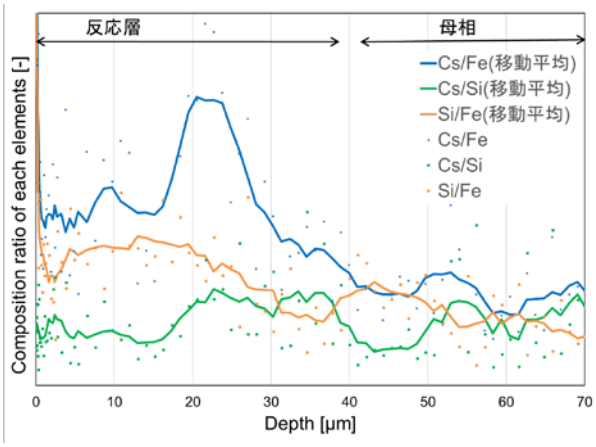


Fig.1 深さ方向の元素分布測定結果

参考文献

[1] F. G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des. 305(2016)411　[2] F. G. Di Lemma et al., J. Nucl. Mater. 484(2017)174

*Eriko Suzuki[1], Hiroaki Ogawa[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Masahiko Osaka[1], Shinichiro Yamashita[1], Ryoko Kurishiba[2], Takashi Endo[2], Shigehito Isobe[2], Naoyuki Hashimoto[2]
[1]JAEA, [2]Hokkaido University

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-1 Basic Properties

[3E10-12] FP Behavior 2

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:35 PM Room E (A34 -A Building)

[3E10] Local structure analysis of Cs and I dissolved in molten alkali halide salts by molecular dynamics calculations

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] （1. UTokyo, 2. CRIEPI, 3. Titech）

2:45 PM - 3:00 PM

[3E11] Comparative study of Cs silicates properties between DFT calculation and experimental data

*Faoulat Miradji[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Thi-Mai-Dung Do[2], Masahiko Osaka[1], Yuji Ohishi[3], Hiroaki Muta[3] （1. JAEA, 2. Nagaoka Univ., 3. Osaka Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

[3E12] Chemical interaction between Sr compounds and Zircaloy

*Afiqa Mohamad[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1] （1. JAEA, 2. Osaka University ）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

分子動力学法によるアルカリハライド溶融塩中の Cs、I の局所構造分析

Local structure analysis of Cs and I dissolved in molten alkali halide salts by molecular dynamics calculations

*関口 裕真[1]，魚住 浩一[2]，河村 雄行[3]，寺井 隆幸[1]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所，[3]東京工業大学

乾式再処理や溶融塩原子炉の事故時挙動に関する基礎研究として、溶媒であるアルカリハライド溶融塩中の Cs, I の局所構造を分子動力学(MD)計算によって実施した。その結果、Cs と I の結合頻度は特にフッ化物溶融塩中で高く、既往の蒸気圧測定試験でこれらの元素が高い活量係数を示したことと整合した。

キーワード：溶融塩、分子動力学計算、セシウム、ヨウ素

1. 緒言

アルカリハライド溶融塩は乾式再処理や溶融塩原子炉の溶媒としての利用が検討されているが、塩に溶解した放射性物質の事故時の放出を検討する必要がある。報告者らはフッ化物溶融塩中の Cs, I の蒸気圧測定を実施し、両元素が塩中で高い活量係数を示すと共に、相互に作用していることが示唆された[1]。そこで高い活量係数や相互作用が塩中での Cs, I のミクロな偏在によるものと推測し、局所構造を MD により分析した。

2. 実験

MD ソフトウェアとして MXDORTO[2]を用い、溶媒である LiF-NaF-KF(46.5-11.5-42.0mol%: FLiNaK)塩もしくは LiCl-KCl(60-40mol%)塩中に溶解した Cs および I について、1000K においてそれぞれの濃度を 0～5mol%の範囲で変化させた際の配位数や二体相関関数の変化を調べることで局所構造を評価した。

3. 結果・考察

LiCl-KCl 塩中では Cl^-に対する K^+, Cs^+の配位数は I 濃度上昇に伴い減少した一方で Li^+の配位数は上昇た(図１)。また、Li^+, K^+に対する Cl^-と I^-の配位数の Cs 濃度上昇に伴い、特に I^-の配位数が減少していることが示された(図２)。なお図２では 0%Cs を基準とする変化率を示す。また FLiNaK 塩中においても同様の効果が確認された。

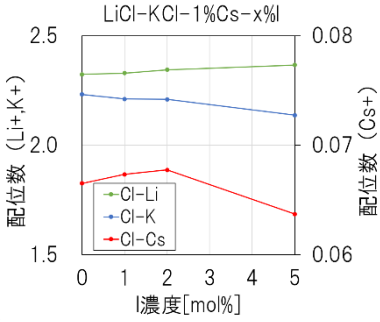


図１ Cl^-に対する Li^+, K^+, Cs^+配位数の I 濃度による変化

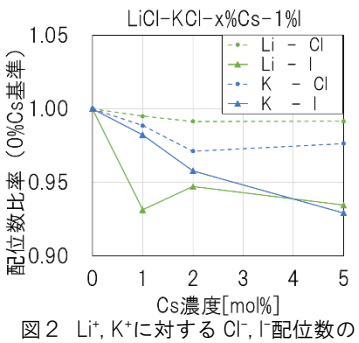


図２ Li^+, K^+に対する Cl^-, I^-配位数の Cs 濃度による変化率

また FLiNaK 塩中と LiCl-KCl 塩中における I を中心とする二体相関関数を比較したところ(図３)、I-Cs の第一ピークは LiCl-KCl 塩中よりも FLiNaK 塩中で大きく、一方で I-Li, I-K ピークは LiCl-KCl 塩中の方が大きかった。従って、Cs-I の結合頻度は FLiNaK 塩中において特に高いと言える。これは蒸気圧測定[1]における Cs, I の高い活量と矛盾しない。

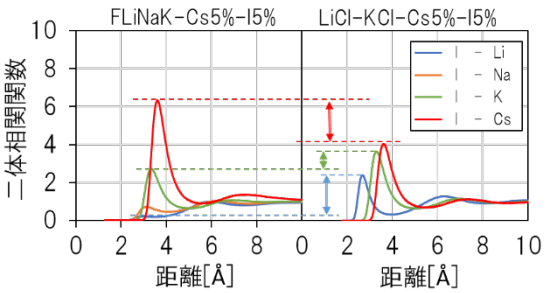


図３ I 中心の二体相関関数の比較
（左：FLiNaK 塩中、右：LiCl-KCl 塩中）

参考文献

[1] Y. Sekiguchi, et al., LiF-NaF-KF Salt, Proc. AMS6, Gyeongju, Korea (2017).

[2] 河村雄行, MXDORTO, Japan Chemistry Program Exchange, #029 (1996)

---

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], and Takayuki Terai[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Tokyo Institute of Technology,

Comparative study of Cs silicates properties between DFT calculation and experimental data

*Faoulat Miradji[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Chikashi Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1,2],
Yuji Ohishi[3], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3], Thi Mai Dung Do[4] and Masahiko Osaka[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning,
[3]Osaka University, [4]Nagaoka University of Technology

Abstract

For the construction of the Cs chemisorption model on the stainless steel surfaces under LWR severe accident, the structural and thermodynamic properties of potentially formed Cs chemisorbed species were estimated theoretically and compared with experimental data in order to reduce the uncertainties in Cs-(Fe)-Si-O thermodynamic database. The DFT predicted values allowed to reduce drastically the uncertainties on $Cs_2Si_2O_5$ substance and agreed in overall for other ones.

Keywords: Cesium, silicates, chemisorption, DFT, thermodynamic, LWR

1. Introduction

Estimation of cesium distribution in the reactor pressure vessels of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station by the present severe accident analysis codes causes large uncertainties. A major source of the uncertainties originates from the implemented models. A mass transfer type model [1] is being developed for the reduction of uncertainties. This model treats the chemical features of the Cs chemisorption process, which requires accurate thermodynamic data for the Cs chemisorbed compounds. For this purpose, we compared thermodynamic properties of major formed/predicted Cs silicates, Cs-(Fe)-Si-O, obtained from DFT calculations with ones from experimental data to mutually estimate the accuracy of both methodologies.

2. Methodology

Density Functional Theory (DFT) was applied to obtain the structural and energetic properties of the target species coupled with statistical physics to predict the thermodynamic properties [2]. The experimental data were derived from low-temperature heat-capacity measurements by using PPMS device [3].

3. Results and discussion

Table 1 shows comparison of thermodynamic properties between the DFT predicted values, experimental measurements and literature references. The mean absolute error for heat capacities (C_p) is 0.74-3.9% between literature and DFT, while 18.7% between literature and experiments. As for entropies (S), it is about 3.9-8.7% between literature and DFT, while 15.7% between literature and experiments.

Table 1 Comparison of the values of Heat capacity, Cp(T), Entropy, S(T), and Enthalpy increment, H(T)-H(0)

Properties	$Cs_2Si_2O_5$			Cs_2Si4O_9			$CsFeSiO_4$	
	DFT	Exp.[3]	Lit.[4]	DFT	Exp.[3]	Lit.[5]	DFT	Exp.[3]
Cp (298 K) [J/mol. K]	163	231	165	238-253*	249	239	133	144
S (298 K) [J/mol. K]	241	308	230	303-277*	321	313	177	188
H (298K) -H(0) (kJ/mol)	32	43	-	43	46	-	24	26

** Two crystal structures were found stable*

It appears that experimental evaluation of $Cs_2Si_2O_5$ would require further certification considering the large discrepancies from others. A great accordance is found for the thermodynamic assessment of $Cs_2Si_4O_9$ and $CsFeSiO_4$ substances from all sources.

Acknowledgement

The content of this material partially includes output of the METI subsidy for Project of Decommissioning and Contaminated Water Management (upgrading level of grasping state inside reactor).

References

[1] S. Nishioka et al, AESJ Fall meeting, 2P09, 2017. [2] F. Miradji et al, AESJ Spring meeting, 2M14, 2018. [3] E. Suzuki et al, AESJ Spring meeting, 2D18, 2018. [4] Spencer, NPL report, 1973. [5] R. Ball et al., J.Nucl. Mater. 201 (1993) 81.

Chemical interaction between Sr compounds and Zircaloy

*Afiqa Mohamad[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1]

[1] JAEA [2]Osaka University

Abstract

In the accident of Fukushima Daiichi nuclear power station, release of Sr from fuel would be enhanced by formation of volatile $SrCl_2$, and thus chemical reaction of Sr onto reactor structural material such as Zircaloy (Zry) would occur. Chemical interaction between Sr related compounds and Zry were therefore investigated to elucidate such a chemical behavior. As a result, $SrCl_2$ vapor does not directly react with Zry.

Keywords: Chemisorption, Strontium, Zircaloy

1. Introduction

Strontium (Sr) source term is one of the most important issues for the decommissioning and dismantling of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station (1F-NPS) in views of its abundance and lasting radioactivity. The accident of 1F-NPS shows the possibility of Sr release from the fuel, although Sr is categorized to non-volatile fission product under steam atmosphere [1]. One of the possible reason is the changes in volatility of Sr compounds in fuel pellet to a high volatility by specific conditions in 1F-NPS: reduction of Sr oxide to Sr metal in steam-starvation atmosphere [2], and/or the formation of $SrCl_2$ by a reaction with sea water [3]. However, if these Sr vapor species released from fuel pellets react with Zircaloy (Zry) cladding to form stable compound such as strontium zirconate, the Sr release behavior into Reactor Pressure Vessel (RPV) should be altered. In this study, we therefore carried out two kinds of basic interaction tests between Sr compounds (SrO, $SrCl_2$ and $Sr(OH)_2$) and Zry.

2. Experimental

The materials used for Sr compounds/vapor species were powders of $SrCl_2$ (99.5%), SrO (98%) and $Sr(OH)_2$ (99%). For the vapor-solid reaction test, $SrCl_2$ vapor was reacted with the Zr-liner Zry-2 tube at 1273 K for 2h under H_2/H_2O/Ar atmosphere. On the other hand, solid phase reaction tests were carried out using SrO and $Sr(OH)_2$ with the Zry-2 tube. Thermogravimetric (TG) and differential thermal analysis (DTA) analysis was carried out at 1373 K under Ar/4.5%O_2 and Ar/4.5%O_2/H_2O for the solid phase reaction test. The reacted Sr compounds onto Zry were characterized by using XRD and SEM/EDX to identify the chemical form.

3. Results and discussion

SEM/EDX analysis for the surface of Zry specimen of the vapor-solid test was shown in the Figure 1. The mapping analysis shows Sr and Cl rich region onto the matrix phase. This result indicates that $SrCl_2$ vapor did not react directly with Zry at this temperature. On the other hand, according to the thermodynamic calculation, SrO/$Sr(OH)_2$ solid will react with Zry. These solid reaction results will be discussed in the presentation.

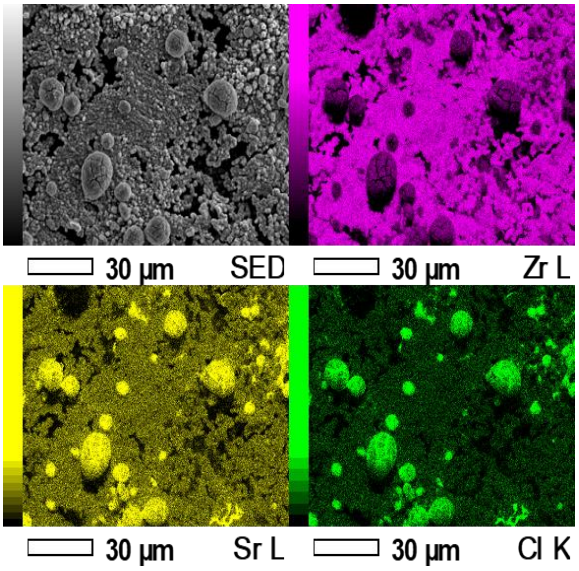


Figure 1 SEM/EDX analysis of $SrCl_2$ deposited onto Zry surface specimen.

References

[1] Miwa et al., Energy Procedia, 71 (2015) 168-181.

[2] Miwa et al., Nuclear Engineering and Design, 326 (2018) 143-149

[3] Kurata et al., 日本原子力学会和論文誌, 12 (2013) 286-294.

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

[3F01-04] Standard Related to Decommissioning Plan

Chair:Haga Kazuko(Taiheiyo Consultant)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room F (A36 -A Building)

[3F01] Developing safety standard for decommissioning

*Ken-ichi Tanaka[1], Seiichi KUdo[2], Takehiro Iwata[3], Muneyuki Nakada[4] (1. The Institute of Applied Energy, 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 3. The Japan Atomic Power Company, 4. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Developing safety standard for decommissioning

*Seiichi Kudo Kudo[1], Takehiro Iwata[2], Muneyuki Nakada[3], Ken-ichi Tanaka[4] (1. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 4. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Developing safety standard for decommissioning

*Takehiro Iwata[1], Muneyuki Nakada[2], Ken-ichi Tanaka[3], Seiichi Kudo[4] (1. The Japan Atomic Power Company, 2. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 3. The Institute of Applied Energy, 4. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Developing safety standard for decommissioning

Ken-ichi Tanaka[2], Seiichi Kudo[3], Takehiro Iwata[4], *Muneyuki Nakada[1] (1. Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., 2. The Institute of Applied Energy, 3. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd, 4. The Japan Atomic Power Company)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

廃止措置時の安全確保に係る標準類の整備

（1）安全確保の基本的な考え方の個別評価作業への実装

Developing safety standard for decommissioning

(1) Implementation of basic safety measures on planning and practice of decommissioning

*田中健一[1]，工藤 清一[2]，岩田 竹広[3]，仲田宗生[4]

[1]IAE，[2] MHI NSeng，[3]JAPC，[4]日立 GE

廃止措置分科会が制定を進めている廃止措置計画立案に係る標準類における安全評価の位置づけ及び安全対策を確実にする計画のあり方の概要及び検討の進め方について紹介する。ここでは、廃止措置の計画、実施及び終了について、共通して必要となる技術分野及び認可申請上の共通事項並びに個別に必要となるものをどのように区別し、それぞれの段階で適用するかを説明する。

キーワード：廃止措置、学会標準類、安全評価、安全対策、計画立案

1. 背景及び目的

日本原子力学会　標準委員会　廃止措置分科会（以下、「分科会」という。）は、廃止措置の効率的及び効果的な廃止措置の計画、実施及び終了を達成するために必要となる技術分野及び規制への要件を学会標準類として発行する作業を進めている。この一連（本発表を含め 4 件のシリーズ発表）では、廃止措置の計画段階で実施する安全評価及び安全対策について規定する「安全標準」の検討状況について発表する。この発表では、学会標準の策定にあたり、廃止措置の期間を通して必要となる技術事項と安全評価の位置づけを紹介する。

2. 廃止措置における技術事項

2-1. 廃止措置の期間の区分（段階）

分科会では、廃止措置は「準備（計画)」、「実施」及び「終了」の 3 つの段階で構成されると定義する。現在、分科会では、「準備の段階」で実施する準備作業に関わる標準類の整備を行っている。

2-2. 廃止装置の準備の段階

準備（計画）の段階は、原子力施設のライフサイクルの立地、設計、建設、試運転/運転という廃止措置以前の段階であり、廃止措置を効果的かつ効率的に実施するための準備を行う段階である。この段階で実施する準備作業では、最初に廃止措置対象施設（以下、「施設」という。）の特性を調査し、廃止措置の基本的な方策を策定する。これらに基づき、廃止措置の活動（除染工事、解体工事、廃棄物の処理及び施設の維持）の計画を立案する。立案された計画は、安全に実施し完了できること及び合理的な費用で完了することが可能であることを実証し、計画として取り纏めを行う。この計画から法令の要求事項に従い廃止措置計画書を作成し、認可申請を行い、認可を得る。

2-3 準備作業における安全評価の位置づけ

準備作業における安全評価は、施設の特性調査の結果及び廃止措置の活動の計画を参照し、活動に関わるパラメータ（工事パラメータ）及び施設の周辺の環境と公衆に与える影響を評価する（環境パラメータ）を用いて実施する。活動において講ずる安全確保のための対策を考慮に入れても安全要件が満たされない場合は、活動の計画の見直しを行い、安全評価を繰り返す。この際、安全確保に対して過度な対策を講じるのではなく、リスクに応じた適切な対策を講ずること（グレーデッドアプローチの適用）が求められる。

3. まとめ

廃止措置の計画の立案では、施設の特性に対して信頼性の高い情報を得て、これに基づき活動を計画する。その活動に対して安全評価を行い、活動が安全に実施可能であることを実証する。この際、安全の確保に関わる対策は、グレーデッドアプローチを適用して活動のリスクに応じたものとすべきである。本シリーズ発表では、この適用に係る判定条件の検討状況について、続く 3 件の発表で紹介する。

参考文献

[1] IAEA, Decommissioning of Facilities, IAEA GSR.Part.6 (2016)

*Ken-ichi Tanaka[1], Seiichi Kudo[2] Takehiro Iwata[3], Muneyuki Nakada[4]
[1]IAE, [2]MHI NSeng[3]JAPC, [4]HITACHI GE.

廃止措置時の安全確保に係る標準類の整備
（2）廃止措置時の潜在被ばくに係る検討

Developing safety standard for decommissioning

(2) Study on potential exposure during decommissioning activities

岩田 竹広[1]，仲田 宗生[2]，田中 健一[3]，*工藤 清一[4]

[1]日本原電，[2]日立 GE，[3]エネルギー総合工学研究所，[4]MHI NS エンジニアリング

廃止措置時の潜在的な公衆被ばく線量を、従来用いている廃止措置時環境影響評価手法の援用により概算して、2014 年パリ勧告[1]の内容と照合し、廃止措置時のインベントリと潜在被ばくの関係を説明する。

キーワード：廃止措置、標準、安全評価、潜在被ばく

1. 緒言　廃止措置時において、ある一定の段階まで進捗すれば、原子力安全規制は不要とする提言[2]が 2018 年 5 月に英国で出されている。この提言の裏付けを得るため、廃止措置時の公衆に対する潜在被ばくの程度を把握し、どの程度まで進捗すればこの提言の条件に適合するかを確認する。

2. 方法　従来の手法[3]では、事故時には長期的に被ばくする経路は、付近の立ち入り制限や土地表面の除染、農畜産物の出荷制限等の措置により適切に制限することが可能であると考えられるため、短期的に影響を受ける被ばく経路を想定している。一方、平常時は考えられる経路を一通り評価している。潜在被ばく線量の評価では、長期的な経路である地表沈着外部被ばく、農作物摂取等について、平常時の手法を援用し、平常時の 1 年間から短時間放出に置き換えたもので概算した。評価にあたっては、支配的な核種となる Co60 を採り上げ、この核種はガス状のものに比べ飛散しづらい粒子状であることから、屋内から屋外への放出割合は、英国提言のベースとなっている 2014 年パリ勧告と同じ 1%として概算を行った。

3. 結論　上記により、廃止措置時の公衆に対する潜在的な被ばく線量は、屋内に放散する可能性がある Co60 が 10TBq のとき、気象等について平均的な条件を用いた場合、成人 70 歳までの被ばく量が約 4mSv、冒頭の 1 年では約 0.6mSv と概算された。2014 年パリ勧告は、同じ量での保守的な事故評価で 10mSv/年としており、条件を平均的にした場合には概ね近しい値になると想像されることから、双方ともに妥当なものであると考えられる。また、英国提言では事故を含む、いかなる状況でも 1mSv/年を超えないことをもって原子力安全規制から除外するとしており、Co60 の場合、施設内に残存する放散の可能性がある量を、平均的には 10TBq、保守的には 1TBq 以下にするまで廃止措置を進捗させることで、この条件に適合するものと考えられる。これは、IAEA がハザード区分の指標に用いている D_2 値[4]の 30TBq 近しいものとなっている。

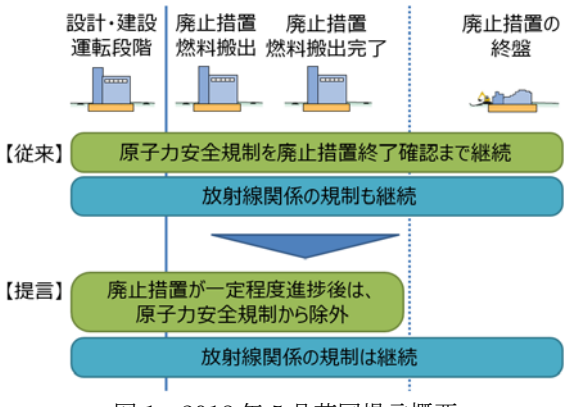


図 1.　2018 年 5 月英国提言概要

参考文献

[1] NEA “Decision and Recommendation of the Steering Committee Concerning the Application of the Paris Convention to Nuclear Installations in the Process of Being Decommissioned”

[2] BEIS “Nuclear Decommissioning Consultation on the Regulation of Nuclear Sites in the Final Stages of Decommissioning and Clean-UP”

[3] 電中研“廃止措置工事環境評価ハンドブック”　[4] IAEA “Dangerous quantities of radioactive material”

Takehiro Iwata[1], Muneyuki Nakada[2], Ken-ichi Tanaka[3] and *Seiichi Kudo[4]

[1]Japan Atomic Power Company, [2]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., [3]The Institute of Applied Energy, [4]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd

廃止措置時の安全確保に係る標準類の整備
（3）廃止措置のための安全評価におけるクライテリアに係る検討

Developing safety standard for decommissioning

(3) Study on criteria referred to in safety assessment for decommissioning

*岩田 竹広[1]，仲田 宗生[2]，田中 健一[3]，工藤 清一[4]

[1]日本原電，[2]日立 GE，[3]エネルギー総合工学研究所，[4]MHI NS エンジニアリング

ICRP pub64[1]を踏まえ、頻度と限度的な線量の関係について検討し、IAEA SRS-77[2]が示す、リスクのクラス分けと頻度-線量の関係と比較し、廃止措置のための安全評価におけるクライテリアを提案する。

キーワード：廃止措置、標準、安全評価、潜在被ばく、判定条件

1. 緒言　潜在被ばくについては、通常被ばくに対する線量限度 1mSv/年に対して、線量限度にがん死亡リスク係数 0.05/Sv を乗じて得られる、5×10^{-5}/年という頻度で与えられるリスク限度の概念があるものの、一定の頻度で起こる潜在的なリスクに対する限度的な線量の関係（便宜的に“リスク線量限度”と呼称）は明らかになっていない。この関係に相当する安全評価のクライテリアを、廃止措置に対して提案する。

2. 方法　リスク線量限度の検討においては、ICRP pub64 を参考にした。潜在被ばくは線量限度の意味する健康リスクと同程度とすることが勧告されているが、確定的影響を生ずる線量の場合は、リスクに対して高い荷重を適用すべきとされている。ここで、約 100mSv 以下のレベルでは、確率的影響のみと予想されるため、荷重の設定は不要であり、1/100 年でのリスク線量限度は 1 年に 1mSv を 100 年にわたり受けた場合と同等とし、100mSv とする。一方、短期間に約 0.5Gy よりも大きい吸収線量を受けた場合には確定的影響が起こり始め、およそ 3Gy の吸収線量を全身に受けたとき、医療措置が行われない場合に死に至る確率は約 0.5 とされている。そのため、1 年間に 1mSv の線量を 1000 年にわたり受けた 1Sv と、1/1000 年の頻度で 1Sv の線量を 1 回だけ受けたものは、同程度と考えることはできない。このことを踏まえ、リスク限度の 5×10^{-5}/年に近しい頻度の 10^{-4}/年＝1/10000 年のリスク線量限度は、10 倍の荷重をかけた 1Sv とする。

3. 結論　上記によりリスク線量限度を導出した。この方法は原子力安全規制の基準に相当する限度値のみならず、放射線防護の最適化努力目標や、放射性物質の規制免除レベルにも適用できる。これらは潜在被ばくから、廃止措置計画で従来用いられる事故評価に対してのものに変換すると、SRS-77 が示すリスクのクラス分けと概ね同等であり、廃止措置の安全評価におけるクライテリアとして妥当なものと考えられる。

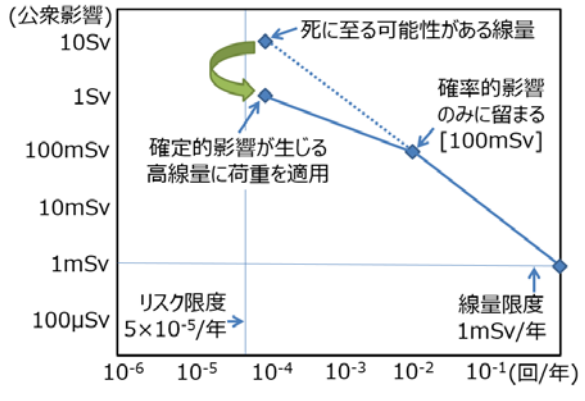


図１．潜在被ばくのリスク線量限度の導出

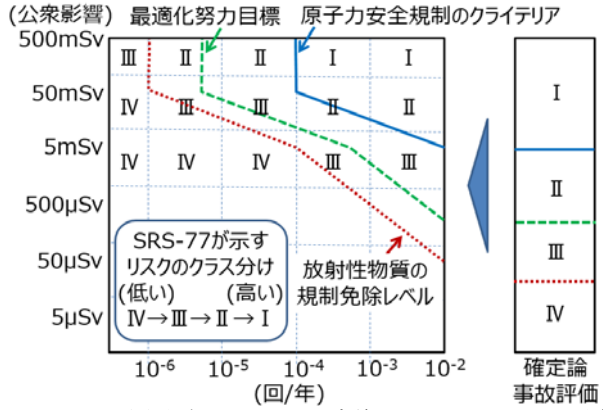


図 2. 従来評価ベースへの変換及び SRS-77 との照合

参考文献　[1] ICRP pub64“潜在被ばくの防護：概念的枠組み”　[2] IAEA SRS-77“廃止措置のための安全評価”

*Takehiro Iwata[1], Muneyuki Nakada[2], Ken-ichi Tanaka[3] and Seiichi Kudo[4]

[1]Japan Atomic Power Company, [2]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., [3]The Institute of Applied Energy, [4]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd

廃止措置時の安全確保に係る標準類の整備
（4）廃止措置時におけるグレーデッドアプローチのあり方に係る検討

Developing safety standard for decommissioning
(4) Study on applying Graded-Approach to safety measures on decommissioning activities

岩田 竹広[1]，*仲田 宗生[2]，田中 健一[3]，工藤 清一[4]
[1]日本原電，[2]日立 GE，[3]エネルギー総合工学研究所，[4]MHI NS エンジニアリング

廃止措置に対して、確定論による公衆被ばく評価及び部分的リスク分析を行い、SRS-77[1]が示すものと類似のクライテリアと比較して、廃止措置時のグレーデッドアプローチのあり方について提案する。
キーワード：廃止措置、標準、安全評価、潜在被ばく、判定条件

1. 緒言　廃止措置においては、計画時の安全評価で裏付けられる設備による安全対策はほとんどの施設で不要とする SRS-77 の考え方の妥当性及び廃止措置時のグレーデッドアプローチのあり方を検討した。

2. 方法　SRS-77 の Annex I,Part A では、廃止措置の安全評価を順序立てて行う概念が示されており、確定論による評価結果がクライテリアの 1/10 を超過する場合には、部分的なリスク分析を行うとしている。確定論のクライテリアとしては、我が国の廃止措置計画審査基準に示されている参考値 5mSv/Event と同じものが SRS-77 で示されており、この 1/10 にあたる 0.5mSv/Event を上回る場合、部分的リスク分析に移行するものと考えられる。公衆影響が 0.5mSv/Event となる Co60 の放出量は、廃止措置計画で従来用いられる事故評価で約 0.2TBq である。一方、廃止措置時の作業でその都度取り扱う放射性物質量は少ないため、原則としては確定論のみで十分に下回ると判断できる。部分的リスク分析を要するような量が飛散するのは、多数の機器が衝突落下して破損するような特殊なケースに限られる。ここでは保守的に、解体片ひとつを運搬している最中に落下させてしまい、それが多数の機器に衝突して全て破損するという極端な仮定をおく。運搬作業の失敗に伴う落下の頻度は、英国において用いられているパラメータ[2]等を踏まえると 10^{-3}/年前後と考えられる。この頻度での SRS-77 と類似の部分的リスク分析クライテリアは、計画時安全評価から生じる対策無しの場合 5～50mSv/Event 程度であるため、Co60 の放出量は約 2～20TBq となるが、この規模の被ばく影響は、典型的な原子力発電所の廃止措置における施設と活動のリスク特性からは考えにくい。

3. 結論　衝突落下を例とした上記の保守的な検討を踏まえると、計画時の安全評価における規制上のクライテリアから特定される安全対策は、廃止措置ではほとんどの施設で不要となる。これは SRS-77 と同じ見解であり、当該検討及び SRS-77 の考え方は双方ともに妥当と考えられる。但し、事業者におけるグレーデッドアプローチの取組みとしては、廃止措置実施時における放射線防護の最適化のための努力目標を達成するにあたっては、放出量の合理的な抑制などが対策としてあり得ることに留意を要する。

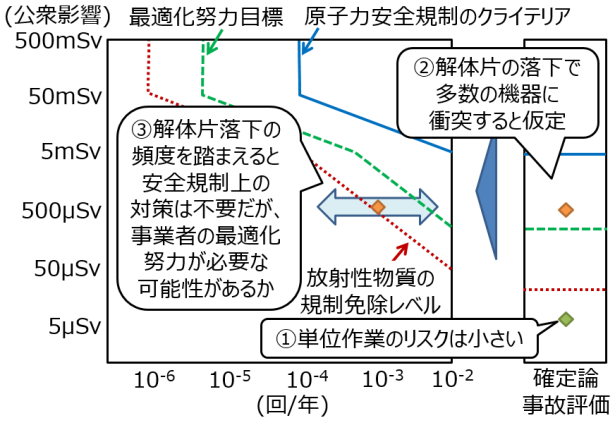


図 1. SRS-77 類似クライテリアと頻度の関係
(公衆影響が 0.5mSv/Event に至る仮定での例)

参考文献　[1] IAEA SRS-77 “廃止措置のための安全評価”
[2] Foden R.W. Level 1 PSA Fault Sequence Assessment for Decommissioning Nuclear Power Stations NNC Report C5609/TR/002, Issue 02, June 1998

Takehiro Iwata[1], *Muneyuki Nakada[2], Ken-ichi Tanaka[3] and Seiichi Kudo[4]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Hitachi-GE nuclear energy,Ltd., [3]The Institute of Applied Energy, [4]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co.,Ltd

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

[3F05-09] Dismantling and Decontamination Technology 2

Chair:Eisuke John Minehara(LDD)

Fri. Sep 7, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room F (A36 -A Building)

[3F05] Evaluation of the Cutting and Dust Generation of Simulant Material of Reactor Pressure Vessel by 30 kW Fiber LASER

*Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1], Goro Soejima[2], Hiroki Iwai[2], Yasuyuki Nakamura[2] （1. WERC, 2. JAEA）

10:35 AM - 10:50 AM

[3F06] Evaluation of leaching behavior of Cs from contaminated concrete.

*Haga Kazuko[1], Tsuneki Ichikawa[2], Kazuo Yamada[3] （1. Tiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. Hokkaido univ., 3. National Industrial For Environmental Studies）

10:50 AM - 11:05 AM

[3F07] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

*Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] （1. JAEA, 2. JNFL, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation）

11:05 AM - 11:20 AM

[3F08] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

*Mita Yutaka[1], Mitsuo Nomura[1], Takuya Nakayama[1], Noritake Sugitsue[1], Hitosh Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] （1. JAEA, 2. JNFL, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation）

11:20 AM - 11:35 AM

[3F09] A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride

Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], *Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3], Katsumi Hosaka[3] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Nuclear Fuel Limited, 3. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

30 kW ファイバーレーザを用いた原子炉圧力容器模擬材の切断と粉じん発生の評価

Evaluation of the Cutting and Dust Generation of Simulant Material of Reactor Pressure Vessel by 30 kW Fiber LASER

*門脇 春彦[1]，石神 龍哉[1]，副島 吾郎[2]，岩井 紘基[2]，中村 保之[2]
[1]若狭湾エネ研，[2]原子力機構

国内軽水炉の原子炉圧力容器と同材質の低合金鋼（Mn-Mo-Ni 合金鋼）を試験体とし、気中雰囲気において 30 kW ファイバーレーザで板厚 300mm まで試験体を切断できることを確認した。また、切断時に試験体の切断部背面に水スプレーを吹き付けることで、粒径 0.06 μm 程度の分布が減少することを確認した。

キーワード：廃止措置，レーザ切断，粉じん

1. 緒言

レーザ切断工法は、ファイバーによりレーザ光を 100 m 以上の距離を導光でき、遠隔操作性に優れ、また比較的速い速度で切断が可能なため、原子炉施設の廃止措置への適用が期待される。この工法の原子炉圧力容器等への切断適用性を検討するため、国内軽水炉の原子炉圧力容器と同材質である低合金鋼（Mn-Mo-Ni 合金鋼）を試験体として、切断試験を実施した。また、切断時に発生する粉じんの粒径分布を測定するとともに、粉じんの低減案として水スプレー吹付による効果を確認した。

2. 実験

発振波長 1,070 nm のファイバーレーザを用いて、厚さ 50 ~ 300 mm の低合金鋼を出力 10 ~ 30 kW、切断速度 10 ~ 60 mm/min で切断した。アシストガスは Air 600 L/min、スタンドオフは 50 mm とした。切断時の粉じんはロープレッシャーインパクターLP-20 を用いて 13 段階の粒径に分級して捕集した。水スプレー吹付試験では、試料背面のスパッタが飛び出る箇所に流量 0.17 L/min の水をフラット状に吹き付けた。

3. 結果・考察

出力 30 kW で切断速度 10 mm/min とした場合に、厚さ 300 mm の低合金試験体を切断できることを確認した。

また、切断時に発生する粉じんの粒径分布を測定した。出力 10 kW の場合では粒径 0.13 ~ 0.33 μm の分布が高かったが、30 kW の場合では 0.06 以下~ 0.22 μm の分布が高くなり、レーザ出力が高いほど粒径分布のピーク位置が微小となる傾向が分かった。これに対し、水スプレーを吹き付けることで、粒径 ~0.06 μm の範囲の粉じんが顕著に減少した（図 1）。

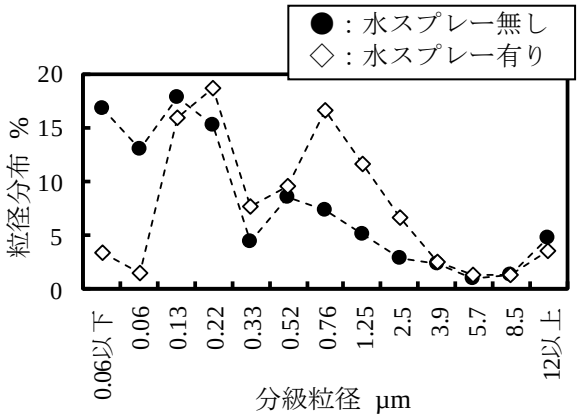


図 1 30 kW レーザ切断における粉じんの粒径分布

4. 結言

30 kW ファイバーレーザにより厚さ 300 mm の低合金鋼が切断できることを確認した。この際、出力が高くなるほど微小粉じんが多くなること、また、切断時に水スプレーを吹き付けることにより微小粉じんの粒径分布を低減する効果があり、微小粒子の捕集に効果が期待できることが分かった。

---

*Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1], Goro Soejima[2], Hiroki Iwai[2] and Yasuyuki Nakamura[2]
[1]WERC, [2]JAEA

汚染コンクリートからの Cs の溶出挙動の評価

Evaluation of leaching behavior of Cs from contaminated concrete

市川 恒樹[1], *芳賀 和子[2], 山田一夫[3]
[1]北海道大学, [2](株)太平洋コンサルタント, [3]国立環境研究所

骨材種類，試料状態を変えたモルタルに ^{137}Cs を浸透させた試験体を用いて蒸留水への溶出試験を行った。骨材種類により ^{137}Cs の浸透溶出挙動は異なったが，いずれの試験体からも溶脱が確認された。溶脱，炭酸化した試料からの溶出率は低かった。

キーワード：福島第一原子力発電所，汚染コンクリート，^{137}Cs，溶出，収着

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故によって飛散した放射性 Cs を含む雨水の浸透によって放射能汚染されたコンクリートの除染や安全保管のためには，放射性 Cs の浸透挙動だけでなく，浸透した放射性 Cs がその後の水の侵入によって外部に溶脱する挙動を明らかにする必要がある。そこで，^{137}Cs（5 kBq/cm^3，^{133}Cs = 1.88 μM）を浸透させたコンクリート試料を水に浸漬したときの試料の放射能強度の時間変化を測定することにより，放射性 Cs の溶脱挙動を明らかにすることを試みた。

2. 実験　溶脱試験に用いた ^{137}Cs を浸透させたモルタル試料を表 1 に示す。4 側面を防水塗料で被覆し，湿度 100%RH のもとで重量が一定となるまで放置した後，浸透面を蒸留水に接触させた。所定時間、溶脱させた後，放射線強度を測定し，繰り返すことにより溶脱量の時間変化を追跡した。溶脱実験終了後（598 時間）の蒸留水にフェロシアン化カリウム，塩化ニッケルを加えてフェロシアン化ニッケルを作り，これに Cs を吸着させた後，分離して γ 線強度を測定することにより溶出 Cs 量を求めた。

表 1　溶出試験に供したモルタル

骨材	状態	試料名
石灰石＋真砂土	健全(未処理)	真砂土−1
	炭酸化	真砂土−2
	溶脱	真砂土−3
石灰石	健全(未処理)	石灰石−1
	炭酸化	石灰石−2
	溶脱	石灰石−3

3. 結果　セメント系材料中で Cs は，間隙水と主要な鉱物であるカルシウムシリケート水和物(C-S-H)のシラノール基に吸着していると考えている。図 1 に溶出試験時のモルタルの γ 線，β 線強度の変化の一例（石灰石-1）を示す。全ての試料において，放射線強度は時間の平方根に比例し低下することから，Cs が拡散で溶出していると考えた。図 2 に各試料の Cs の溶出率を示す。健全試料は，C-S-H の C/S 比が高く，吸着サイトであるかい離シラノール基が少なく，浸透した多くの Cs は間隙水に存在していると考えられることから，溶出率が高い。一方，真砂土を添加したモルタルは，真砂土への吸着により石灰石モルタルよりも溶出率が低かったと考えられる。溶脱試料は溶脱により C-S-H の C/S 比が低下することで吸着サイトが増加し，シラノールと吸着した Cs とイオン交換するアルカリイオン(Na，K)もないので，Cs の溶出が強く抑制されており，溶出率が低くなったと考えた。炭酸化試料は炭酸化による C-S-H の分解により吸着サイトは増加したが，イオン交換するアルカリイオンがあるので溶脱試料よりは溶出したと考えた。

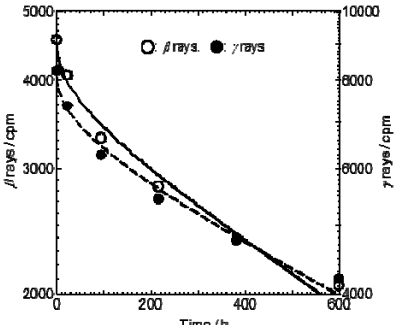


図 1　放射線強度変化（石灰石−1）

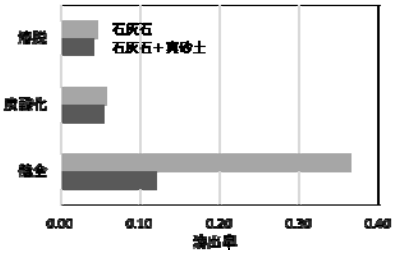


図 2　各試料の溶出率

謝辞　本研究の一部は、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」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

Tsuneki Ichikawa [1], *Kazuko Haga[2], Kazuo Yamada[3]
[2] Hokkaido University,[2]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [3]National Institute for Environmental Studies

六フッ化ウランで汚染した金属表面の除染特性
（1）模擬試料を使った基礎試験

A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride
(1) Basic test used simulation sample

*中山　卓也[1]，野村　光生[1]，美田　豊[1]，杉杖　典岳[1]，米川　仁[2]，分枝　美沙子[2]
矢板　由美[3]，村田　栄一[3]，保坂　克美[3]
[1]原子力機構，[2]日本原燃㈱，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

六フッ化ウラン(UF_6)に曝露された金属を対象として、大気開放後に生成する腐食層や母材に付着した放射性物質を、合理的に除染する方法の研究として、腐食層を模擬した試料を使って、水、希釈酸、酸性機能水(電解生成水)による除染特性を評価した。その結果、酸性機能水の特徴である高い酸化還元電位が除染性能に影響することが分かった。

キーワード：六フッ化ウラン、炭素鋼、腐食、除染、水、希釈酸、機能水、次亜塩素酸、二次廃棄物

1. 緒言

放射性物質で汚染した金属を対象とした除染技術において、多様な形状・表面状態に対応できる湿式法は重要な除染技術と位置付けられている。一方で、湿式法は乾式法と比較して、相対的に二次廃棄物量が多く発生する傾向がある。本研究は、湿式法の欠点とも言える、二次廃棄物発生量の最小化を目的としている。

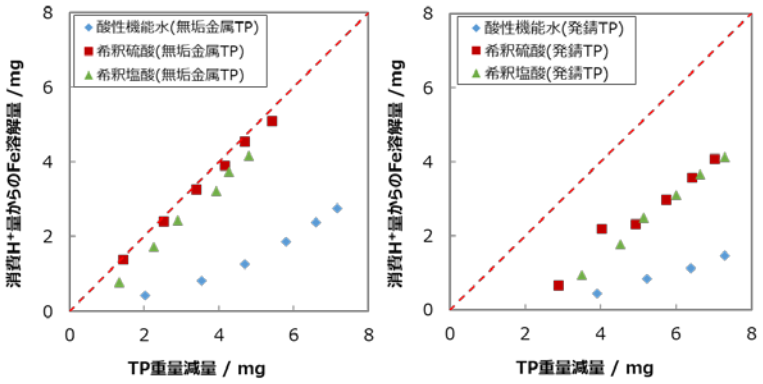
2. 方法

除染に使用する液性として、酸性機能水(pH=2.6、ORP=1000mV)、希釈硫酸(pH=2.6)、希釈塩酸(pH=2.6)の 3 種類を使用し、除染性能を評価するための基礎特性の一つとして、定時間浸漬による模擬試料の溶解量を求めた。なお、試験には、表面未処理（「無垢金属 TP」という）および表面をフッ素曝露・発錆処理（「発錆 TP」という）した炭素鋼を用いた。

3. 結果

発錆 TP では、定時間浸漬による溶解量は、酸性機能水、希釈塩酸、希釈硫酸の順であった。

H^+による鉄の溶解形態を酸性機能水は Fe^{3+}(鉄溶解量の 3 倍モルの H^+を消費)、希釈硫酸、希釈塩酸は Fe^{2+}(鉄溶解量の 2 倍モルの H^+を消費)であると仮定し、H^+消費量に相当する鉄溶解量と試験結果を比較した結果を図 1 に示す。この図から、希釈硫酸、希釈塩酸の鉄溶解は酸溶解による反応が主体と推測される。一方、酸性機能水は、1:1 線より TP 重量減量が大きく、また溶解鉄量の実測値が H^+消費からの鉄溶解量評価値より高いことから、酸溶解以外の溶解機構の存在が示唆される。酸溶解以外の機構として、酸化力による酸化溶解が考えられる。



(1)無垢金属 TP　　(2)発錆 TP

図 1　金属および腐食層溶解特性の比

*Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3] and Katsumi Hosaka[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Fuel Limited, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

六フッ化ウランで汚染した金属表面の除染特性
（2）実試料を使った基礎試験

A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride
(2) Basic test used actual sample

中山　卓也[1]，野村　光生[1]，*美田　豊[1]，杉杖　典岳[1]，米川　仁[2]，分枝　美沙子[2]
矢板　由美[3]，村田　栄一[3]，保坂　克美[3]
[1]原子力機構，[2]日本原燃㈱，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

六フッ化ウラン(UF_6)に曝露された金属を対象として、大気開放後に生成する腐食層や母材に付着した放射性物質を、合理的に除染する方法の研究として、実試料を用いて、酸性機能水浸漬+超音波洗浄による除染特性試験を実施した。その結果、放射性物質が残留する大気解放後の腐食層および母材表面を効果的に除去できることを確認した。

キーワード：六フッ化ウラン、炭素鋼、腐食、除染、水、希釈酸、機能水、次亜塩素酸、二次廃棄物

1.　緒言

放射性物質で汚染した金属を対象とした除染技術において、多様な形状・表面状態に対応できる湿式法は重要な除染技術と位置付けられている。一方で、湿式法は乾式法と比較して、相対的に二次廃棄物量が多く発生する傾向がある。本研究は、湿式法の欠点とも言える、二次廃棄物発生量の最小化を目的としている。

2. 方法

除染に使用する液性として、純水および酸性機能水(pH=2.6、ORP=1000mV)を使用し、表面汚染密度が約10Bq/cm^2 の実試料により、①純水浸漬＋超音波洗浄→酸性機能水浸漬＋超音波洗浄、②酸性機能水浸漬＋超音波洗浄の 2 ケースの試験を実施し、UF_6 に曝露された炭素鋼表面の除染特性を確認した。

3. 結果

表1 実試料を用いた除染試験結果

測定項目等 ＼ 状態	除染前	機能水1回目	機能水2回目	機能水3回目
重量(g)	65.8898	65.8226	65.8194	65.8163
重量変化(g)	-	0.0672	0.0704	0.0735
各回の重量変化(g)		0.0672	0.0032	0.0031
^{238}U (Bq/cm^2 at 25mmφ)	7.496	0.031	0.010	0.008
^{238}U除去率(%)	-	99.6	99.9	99.9
表面観察写真				

純水浸漬・超音波洗浄により、残留ウランの約 96%が除染されたが、表面汚染密度の目標値(0.04 Bq/cm^2)までは除染できなかった。ケース①②共に、酸性機能水浸漬＋超音波洗浄を行うことで目標値以下となった。

一連の実試料を用いた試験結果から、UF_6 曝露により付着した放射性物質及び大気解放により生成された腐食層は、液性（純水、酸性機能水）に依存することなく、超音波洗浄により大半は比較的容易に除去できた。しかし、腐食層を完全に除去するためには、実試料の表面構造から、母材金属表面の溶解が必要であった。さらに、腐食層下の母材表面にウランが存在(母材と反応している可能性も考えられる)しており、目標とする表面汚染密度まで除染するためには、母材の溶解が必要である。これらを考慮すると、酸性機能水の使用は有効であり、実プロセスの簡素化の観点から、酸性機能水を初期から使用することは有効である。

Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], *Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3] and Katsumi Hosaka[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Fuel Limited, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

六フッ化ウランで汚染した金属表面の除染特性
（3）除染手法としての合理性評価

A decontamination characteristic of the metal surface with Uranium hexafluoride
(3) Evaluation of rational for decontamination technique

中山　卓也[1]，野村　光生[1]，美田　豊[1]，杉杖　典岳[1]，米川　仁[2]，分枝　美沙子[2]
*矢板　由美[3]，村田　栄一[3]，保坂　克美[3]
[1]原子力機構，[2]日本原燃㈱，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

六フッ化ウラン(UF_6)に曝露された金属を対象として、大気開放後に生成する腐食層や母材に付着した放射性物質を、合理的に除染する方法の研究として、模擬試料および実試料を使った除染試験結果から、除染効率、二次廃棄物発生量等の評価を実施した。その結果、酸性機能水除染は他の希釈酸除染と比較して総合的に優れていることを確認した。

キーワード：六フッ化ウラン、炭素鋼、腐食、除染、水、希釈酸、機能水、次亜塩素酸、二次廃棄物

1. 緒言

放射性物質で汚染した金属を対象とした除染技術において、多様な形状・表面状態に対応できる湿式法は重要な除染技術と位置付けられている。一方で、湿式法は乾式法と比較して、相対的に二次廃棄物量が多く発生する傾向がある。本研究は、湿式法の欠点とも言える、二次廃棄物発生量の最小化を目的としている。

2. 評価方法

2-1. 評価対象

主に、除染液性をパラメータとし、廃液中の溶解元素、二次廃棄物量を評価した。液性は、純水+酸性機能水、酸性機能水、希釈塩酸(pH2.6)、希釈硫酸(5%)、希釈硫酸(pH2.6)、の 5 種類とした。除染工程は浸漬+超音波洗浄を基本とし、希釈硫酸(5%)は浸漬のみのケースも加え、全 6 ケースを評価した。

2-2. 評価モデル

大気解放により腐食層が生成した状態での U、Fe、F のインベントリと組成、これらの除染液への溶解度と、金属母材の除染液への溶解速度を文献および試験結果から設定し、このデータと、目標表面汚染密度まで除染するために必要な時間から、廃液中の溶解元素濃度、二次廃棄物量を評価した。図 1 に、除染廃液中の溶解元素濃度評価結果を示す。なお、純水+酸性機能水の場合は、純水中と機能水中の元素濃度の合算値を示す。

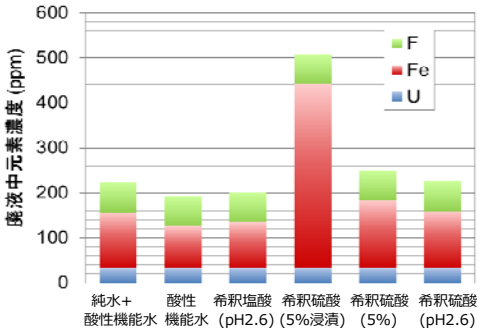


図 1 除染廃液中の元素濃度比較

3. 評価結果

除染液中に溶解した鉄成分は、除染廃液の中和処理により水酸化物($Fe(OH)_3$)となり、二次廃棄物源となる。金属母材の溶解が進むほど溶解鉄量は増加するため、$Fe(OH)_3$ 量は除染液の酸性度(pH)と除染に要する時間に依存することとなる。本評価で二次廃棄物発生量が最も少ないのは酸性機能水であり、次いで希釈塩酸(pH2.6)、純水+酸性機能水、希釈硫酸(pH2.6)、希釈硫酸(5%)、希釈硫酸(浸漬のみ)の順となった。

Takuya Nakayama[1], Mitsuo Nomura[1], Yutaka Mita[1], Noritake Sugitsue[1], Hitoshi Yonekawa[2], Misako Bunbai[2], *Yumi Yaita[3], Eiichi Murata[3] and Katsumi Hosaka[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Fuel Limited, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

[3F10-12] Dismantling and Decontamination Technology 3

Chair:Ken-Ichi Tanaka(IAE)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:35 PM Room F (A36 -A Building)

[3F10] Development of Practical Realization for Laser-Gouging Decontamination Method

*Yuki Hashikawa[1], Shoya Honda[2], Takehisa Okuda[2], Takashi Nakano[2], Yasutoshi Ueda[2], Kazuhiro Yoshida[2] （1. NUSEC, 2. MHI）

2:45 PM - 3:00 PM

[3F11] Simplified Designs and their Consignment Production of the Fully-automated Laser Decontamination Device

*Eisuke John Minehara[1], Hisashi Imai [2], Atsuo Yamada[2] （1. LDD Corporation, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION）

3:00 PM - 3:15 PM

[3F12] Simulated decontamination on non-RI field using motion capture technique

*Ryuichiro Yamagishi[1], Naotoshi Kuwamuro[1] （1. The Wakasa Wan Energy Research Center）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果

Development of Practical Realization for Laser-Gouging Decontamination Method

*橋川 雄樹[1]，本田 翔也[2]，奥田 剛久[2]，中野 貴司[2]，上田 泰稔[2]，吉田 和弘[2]

[1]原子力サービスエンジニアリング，[2]三菱重工業

原子炉の保守・改造及び廃止措置時に発生する放射性廃棄物量低減のため、放射能レベル区分ダウングレードやクリアランスレベル（汚染レベルを低減させ、取扱いを容易にする）を目的とし、ラインレーザを用いたガウジング除染工法の開発を進めている。ここでは、PWR プラントの実汚染サンプルを用いた除染性能評価試験（Hot 試験）の成果について報告する。

キーワード：物理除染，レーザ，廃止措置，クリアランスレベル，ガウジング

1. 緒言

原子力発電設備において、廃止措置に限らず放射性廃棄物の物量低減は、大きな課題であり、除染による放射能レベル区分ダウングレードやクリアランスレベルが効果的である。高い除染能力を有し、高速処理が可能で再汚染（Cross-contamination）を起こさない除染工法が必要であり、除染による二次廃棄物発生量が少ないことも重要である。これらの条件を満足させるためにレーザガウジング除染工法の開発を進めている。

2. 工法の概要

レーザガウジング除染工法は、レーザ照射により除染対象表面を溶融させると同時に高圧アシストガスを用いて、放射性（汚染）物質を含む溶融層を吹き飛ばし除去する工法である。

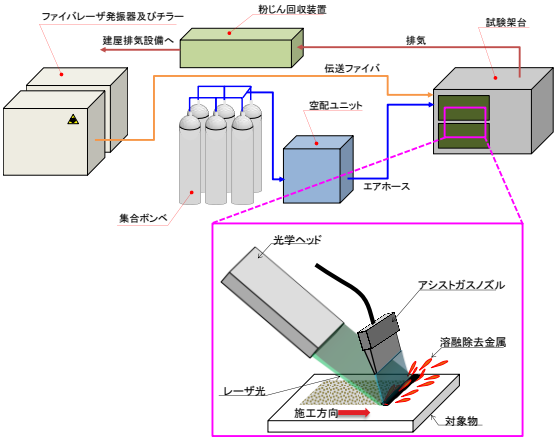


図-1 試験設備の概要

3. 除染性能評価試験（Hot 試験）

3-1. 試験概要

これまでの研究では、模擬汚染サンプル（模擬汚染膜厚 100μm）を用いた Cold 環境下にて試験を行い、実用化への目途付けを完了した状態にあったが[1]、今回、PWR の実汚染サンプルを用いて除染性能評価試験(Hot 試験)を実施した。施工は、高い除染能力に特化させた能力優先条件（想定 DF≧1000，施工能率：0.19 ㎡/h@2 層施工）及び、施工能率に特化させた速度優先条件（想定 DF≧100，施工能率：0.90 ㎡/h@1 層施工）で実施した。今回の Hot 試験で使用した試験設備の概要を図－1 に示す。試験片は、入手した実汚染サンプルから約 90mm×100mm×20mm 厚に切り出した。

3-2. 試験結果

除染係数(DF)は、Ge 半導体検出器の計測結果（counts）及び、電離箱式サーベイメータの計測結果(μSv/h)から、試験片の放射能密度(Bq/㎠)評価を行い、除染前後での放射能密度の比率から算出した。試験結果を表－1 に示す。

能力優先条件においては、約 9000 以上の DF が得られた。また、速度優先条件においても、1 層施工で DF=100 以上が得られ、さらに施工層数を重ねることで、約 8000 以上の DF を得ることができた。これは今回使用した試験片の酸化被膜が Cold 試験の 100μm よりも薄く、この対象に対しては、速度優先条件においても十分な DF が得られたものと考える。

表-1 試験結果（代表）

試験片	施工層数	施工能率*1	放射能密度(Bq/㎠) @Co-60	除染係数(DF)
①能力優先	施工前	－	6.18E+04	—
	1	0.42㎡/h	2.82E+02	219
	2	0.19㎡/h	6.26E+00	9880
②速度優先	施工前	－	7.32E+04	—
	1	0.90㎡/h	3.77E+02	194
	2	0.45㎡/h	8.78E+00	8329

*1：定常部を速度一定にて施工した場合の算出値(段取、ｾｯﾃｨﾝｸﾞ時間は含まない)

4. 結論

レーザガウジング除染工法は、アフターサービス工事、廃止措置の機器解体等において発生する放射性廃棄物の処理区分ダウングレードへの適用可能な除染効果を有することが Hot 試験にて実証された。

また、平板材以外への適用性確認を目的とし、配管材内面に対する施工試験を別途実施した。その結果、今後、Cold 試験等の性能評価は要するが、除去施工が可能であることが確認できた。

参考文献

[1] 橋川ほか，レーザガウジング除染工法に関する実用化研究成果，日本原子力学会 2017 年春の年会，2H15

*Yuki Hashikawa[1], Shoya Honda[2], Takehisa Okuda[2], Takashi Nakano [2], Yasutoshi Ueda[2] and Kazuhiro Yoshida [2] ([1]NUSEC, [2]MHI)

簡素化した全自動レーザー除染機の設計と製作

Simplified Designs and their Consignment Production of the Fully-automated Laser Decontamination Device

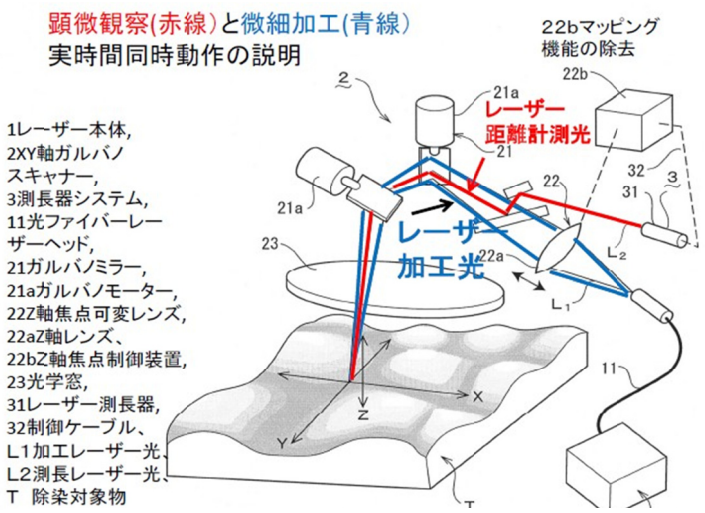
*峰原英介 [1]，今井久 [2]，山田淳夫 [2]
[1]ＬＤＤ（株），[2]（株）安藤ハザマ

抄録　性能を簡素化した全自動レーザー除染機の再設計と製作について報告する。

キーワード：レーザー、性能簡素化、全自動除染機 、再設計、製作、

1. 緒言

著者らは凹凸面（Z軸方向）でも装置を動かさずに効率的な除染が可能な全自動レーザー除染装置［1, 2］を開発し、レーザーを利用した除染技術の普及に努めている。より普及を促進するため、Z 軸自動計測自動制御を除き、平坦面に特化した安価な半自動レーザー除染装置を製作してきた。更に、凹凸面にも対応し、低廉・簡易な装置の普及を目的に、図1 のように全自動レーザー除染装置のマッピング機能を除いた、簡素化された装置を、再設計し、半自動レーザー除染機と併せて製作の検討を行った。



半自動に比べて作業が容易になり、処理能力数倍の増加と表面の粗さなど仕上げ品質向上と作業時間の短縮による作業者被爆減等が得られる。

2. 簡素化設計

図１は、マッピングを除いた簡素化全自動レーザー除染装置の説明である。基本設計諸元は、以下のようになっている。半自動は Z 軸の制御計測がなく、今回の簡素化全自動は、Z 軸制御計測はあるが実時間制御のみでマッピング機能は無い。製作を交渉中のメーカー部品に合わせて再設計仕様が異なり、動作範囲は 100 ㎜四角程度で保護窓と対照間距離が 100 ㎜程度のものと 300 ㎜四角程度で保護窓と対照間距離が 130 ㎜程度のものを設計検討中である。スポット径は其々30μｍ と 50μｍ 程度を目標値としている。

3. まとめ

全自動レーザー除染装置［1, 2］の早期利用を進めるために半自動から一般利用に入り、簡素化しているが全自動を広範囲の利用を促進する予定である。㎜ 以下の微細な構造の除染を除くと、レーザー除染装置の開発の目的であった高性能な全自動レーザー除染装置の広範囲な利用が実現すると考えられる。

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. E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017.

*Eisuke J. Minehara[1], Hisashi Imai [2] and Atsuo Yamada [2]　[1]LDD Corporation, [2]HAZAMA ANDO CORPORATION.

モーションキャプチャ技術を活用した非 RI 環境での模擬除染

Simulated decontamination on non-RI field using motion capture technique

*山岸　隆一郎[1], 桑室　直俊[1]
[1]（公財）若狭湾エネルギー研究センター

ロボットレーザー除染装置の作業効率や被曝量を、モーションキャプチャ技術を活用することで、非放射線曝露環境下でも事前評価可能とする新たな手法を開発した。

キーワード：レーザー除染，　原子炉廃止措置，　被曝量評価

1. 緒言

ロボットレーザー除染装置など、廃止措置への適用を想定して開発される機械類は、放射線曝露環境下での作業性能評価試験が必要となるが、放射線曝露環境下での作業実績がないものは、放射線曝露環境下への投入が困難であるという二律背反に陥っており、開発における大きな障壁となっている。

モーションキャプチャ技術を用い、実機を仮想（VR）化して VR 空間内で作業性能評価する技術はすでに用いられてはいるが、現状の VR 技術では、実機の完全な VR 化が行えるとは言い難い状況である。

そこで、従来とは異なる手段でモーションキャプチャ技術を活用することで、非放射線曝露環境下においても放射線曝露環境を模擬し、実機作業に伴う作業効率や被曝量を評価可能とする手法を開発した。

2. 研究目的

本研究の目的は、我々の開発している床面専用ロボットレーザー除染装置（図.1. ）が実際の除染作業を行う前に、作業内容に応じて変化する様々な変数を、実機を用いて事前評価する手段を得ることにある。

図.1. 床面専用ロボットレーザー除染装置外観

3. 研究

本手法では光学式モーションキャプチャ技術を、除染装置のある時点での滞在位置情報取得手段として利用した。これに、表計算ソフトウェアに搭載された関数機能を組み合わせることで、図.2. に示したように、6 m 四方のモーションキャプチャエリア内に任意設定した空間線量領域（Field 1 ～3 ）内で操作した実際の軌跡データから、作業内容毎の除染面積や被曝量が自動積算で得られる。

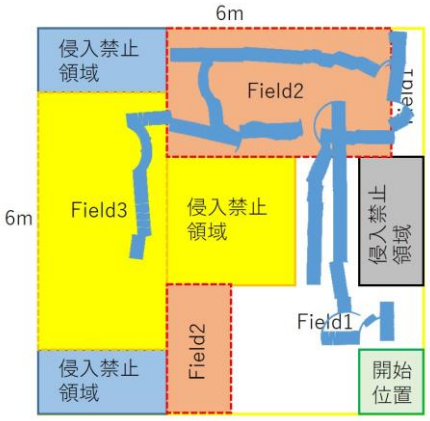


図.2. モーションキャプチャエリア内に設定された各領域と、除染軌跡の例

4. 結論

モーションキャプチャ技術と表計算ソフトウェアを活用する本手法により、非放射線曝露環境に模擬的な放射線曝露環境を再現することができるため、実作業の効率や計画の事前評価が可能となった。

*Ryuichiro Yamagishi[1], Naotoshi Kuwamuro[1]
[1]The Wakasa Wan Energy Research Center

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

[3G01-04] Radioactive Liquid Waste Treatment 1

Chair:Kazuyuki Takase(Nagaoka Univ. of Tech.)

Fri. Sep 7, 2018 9:45 AM - 10:50 AM Room G (A37 -A Building)

[3G01] STRAD project for treatment of radioactive liquid waste

*Sou Watanabe[1], Yoichi Arai[1], Haruka Aihara[1], Hiromichi Ogi[1], Atsuhiro Shibata[1], Kazunori Nomura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3G02] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Haruka Aihara[1], Sou Watanabe[1], Kazunori Nomura[1], Yuichi Kamiya[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G03] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Noriko Asanuma[1], Riku Miyano[1], Tomu Shimizu[1], Haruka Aihara[2], Sou Watanabe[2], Kazunori Nomura[2] (1. Tokai University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

[3G04] Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

*Haruaki Matsuura[1], Ami Kobayashi[1], Masahide Miyoshi[1], Haruka Aihara[2], Sou Watanabe[2], Kazunori Nomura[2] (1. Tokyo City University, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

STRAD プロジェクトによる放射性廃液の安定化処理 研究計画の概要

STRAD project for treatment of radioactive liquid waste
Overview of the project

*渡部　創，荒井陽一，粟飯原はるか，小木浩通，柴田淳広，野村和則
原子力機構

原子力機構では多様な化学物質を含む放射性廃液の処理技術開発のため、大学等と共同で STRAD プロジェクトを進めている。本件では、プロジェクトの背景、概要、今後の展開について説明する。

キーワード：放射性廃液，処理技術開発，STRAD プロジェクト

1. 緒言

発電炉、研究所や医療機関をはじめとした放射性物質取り扱い施設の廃止措置が今後増えていくと考えられる。当該施設において、放射性物質は種々の化学種と混合して使用され、処理しにくい廃液が発生、蓄積されていると予想される。これらの溶液に含まれる化学物質の特性を考慮し、個別に安全な処理方法を検討する必要がある。また、このような放射性廃液はホットセルやグローブボックスといった特殊な環境で使用、保管されることが想定されるため、遠隔操作性や装置に起因した使用上の制限などを加味した操作によって処理を実施しなければならない。原子力機構では、このような溶液の処理に関する知見や経験を蓄積し、将来的に発生する廃液の処理に資するため、放射性物質取扱施設である高レベル放射性物質研究施設(CPF: Chemical Processing Facility)にて保管されている放射性廃液を対象として、施設特有の制約を考慮した処理技術の開発を開始した。本技術開発は溶液の種類に沿って、大学等を含めた複数グループの共同研究として進めてきたが、グループ間での情報交換や技術の共有を目的として、2018 年初頭に Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning (STRAD)プロジェクトとして統合した。本報告では、STRAD プロジェクトについての概要、方針及び今後の展開について紹介する。

2. プロジェクト概要及び今後の展開

CPF において約 35 年間の再処理試験や分析から発生した放射性廃液の内、高レベル放射性廃液相当の硝酸溶液や、U, Pu が回収された廃 PUREX 溶媒については対象外とし、処理がしにくいと考えられる液体をリストアップして、実験等から発生した水溶液または廃溶媒、分析から発生した水溶液または有機相の 4 種類に分類した。これらの液体について、硝酸雰囲気のホットセル内において、マニプレータを用いた遠隔操作によって、可能な限り常温常圧で処理することを前提として、処理方針及び処理フローの検討を行った。処理方針として、核燃料物質の回収及び酸化物への転換、反応性化学種の分解等による安定化とし、発生する廃液は上記検討対象外の液体相当のもの、固体廃棄物はガラス固化体など化学物質の閉じ込め性に優れる形態を目標とした。現在、上記の処理フローを実現すべく、基礎研究を進めている。CPF の対象液体の処理は 2022 年度末に処理完了を目指しているが、他の実験施設等における放射性廃液処理に関する需要も調査し、基礎研究等は継続していく予定である。また、海外施設との情報交換、協力も積極的に進めていく。

---

*Sou Watanabe, Yoichi Arai, Haruka Aihara, Hiromichi Ogi, Atsuhiro Shibata and Kazunori Nomura
Japan Atomic Energy Agency

放射性溶液安定化処理のためのアンモニウム分離分解フローの開発
（1）均一系触媒によるアンモニウムの酸化分解処理

Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment
(1) Oxidative decomposition treatment of ammonium with homogeneous catalyst

*栗飯原　はるか[1,2]，渡部　創[1]，野村　和則[1]，神谷　裕一[2]
[1]原子力機構，[2]北海道大学

放射性廃液処理のための STRAD プロジェクトの一環として、アンモニウムイオンの処理フロー開発を行っている。本研究では金属イオンを均一系触媒に用いたオゾンガスを吹き込みによってアンモニウムイオンが分解可能な条件を見出した。

キーワード：放射性廃液，アンモニウムイオン，均一系触媒，オゾン酸化

1. 緒言

放射性廃液の処理手法を開発する STRAD プロジェクトの一環として、分析廃液の処理技術の開発を行っている。多様な成分を含む分析廃液中のアンモニウム処理を目的として、蒸留等による分離と酸化分解を組み合わせた工程の開発に着手した。酸化コバルト触媒による酸化分解[1]に着目し、より簡便で効率の良い反応系とすべく、本件ではコバルトイオンを均一系触媒とするアンモニウムイオンのオゾン酸化分解を試みた。

2. 実験

アンモニウム溶液(塩化アンモニウムまたは硫酸アンモニウム) 200 ml に硝酸コバルトを溶解し($[Co^{2+}]$ = 4.5 mM)、60℃で加熱攪拌しながら O_3/O_2 ガスを 360 ml/min で 5 時間吹き込んだ。試験液の共存成分や pH 等をパラメータとして、本分解手法の適用性を実験的に評価した。

3. 結論

コバルトイオンを均一系触媒としたオゾン酸化によって、アンモニウムイオンを分解することに成功した。Cl^-共存条件における pH4 および pH12 での成分濃度の経時変化を図に示す。どちらの条件においてもアンモニウムイオンは分解されたが、初期 pH によって反応機構が異なった。pH4 では NH_4^+と Cl^-が 1:1 で反応し NH_4^+が分解された。一方、pH12 では Co^{2+}と Cl^-の共存により NH_4^+の分解反応が促進され、高い NO_3^-選択率を示した。本試験によって pH の影響や Cl^-の反応への寄与が明らかとなった。オゾンガスの吹込みに均一系触媒を添加する本技術により、固液分離等を必要としない簡便な操作でアンモニウムイオンが分解可能である。

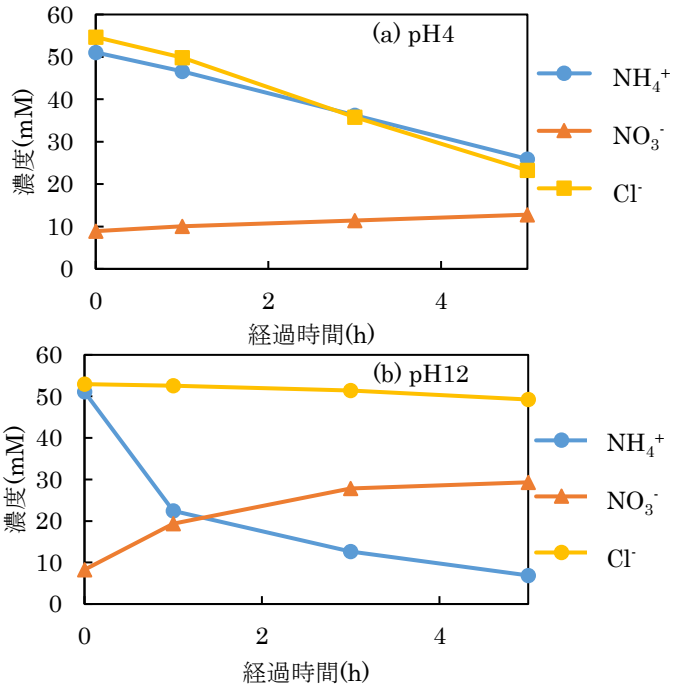


図　反応溶液中の成分濃度の経時変化

参考文献[1] S. Ichikawa et. al., “Catalytic oxidation of ammonium ion in water with ozone over metal oxide catalysts”, Catal. Today, 232, 192-197 (2014).

*Haruka Aihara[1,2], Sou Watanabe[1] , Kazunori Nomura[1] and Yuichi Kamiya[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]HokkaidoUniv.

放射性溶液安定化処理のためのアンモニウム分解分離フローの開発
（2）ゼオライト系吸着材によるアンモニウム分離前処理法の検討

Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment

(2) Separation of ammonium by zeolite absorbent as a pretreatment

*浅沼 徳子[1]，宮野 陸[1]，清水 斗夢[1]，栗飯原 はるか[2]，渡部 創[2]，野村 和則[2]

[1]東海大学，[2]日本原子力研究開発機構

放射性廃液処理のための STRAD プロジェクトの一環として、硝酸アンモニウムの生成を防止するため、アンモニウムイオンの分解処理フロー開発を行っている。本研究では、アンモニウム分解反応の前処理として、ゼオライト系吸着材による分離について基礎検討を行った。

キーワード：放射性廃液，合成ゼオライト，クリノプチロライト

1. 緒言

核物質を取り扱う施設では、多種多様な組成の放射性廃液が発生する。日本原子力研究開発機構では、STRAD (Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning)プロジェクトとして廃液処理方法の開発に着手した。本研究は、アンモニウムイオンを含有する分析廃液中で、硝酸アンモニウムが生成するのを防止するため、アンモニウムイオンの分解処理フローを開発するものである。ここでは、分解反応の前処理として、ゼオライト系吸着材によるアンモニウムイオンの分離について基礎検討を行った。また、模擬分析廃液を用いてアンモニウムイオンの吸着試験を実施した。

2. 実験

ゼオライト系吸着材として、合成ゼオライト 2 種（IONISIV™ IE-96 と HiSiv™ 1000、いずれもユニオン昭和(株)製）と天然ゼオライト（Clinoptilolite、秋田県二ツ井産）を用いた。試験溶液として$(NH_4)_2SO_4$を用い、固液比 1：20 の条件でバッチ法により吸着試験を実施した。溶液中のアンモニウムイオン濃度は、イオンクロマトグラフ装置（IC-2001，分析カラム TSKgel Super IC-A/C，東ソー）を用いて分析した。また、プルトニウム分析廃液及び酸分析廃液を試験対象として、核物質の模擬元素として Ce(IV)を含む溶液を調製し、模擬分析廃液として吸着試験に用いた。

3. 結果及び考察

吸着速度を検討した結果、いずれの吸着材も 1 時間程度で平衡に達することが分かった。また、NH_4^+吸着量は IE-96 が最も高く、次いで Clinoptilolite、HiSiv™ 1000 の順となった。IE-96 はCs^+に高い選択性を有するため、イオン半径の近いNH_4^+も高い吸着能を示したものと考えられる。また、Clinoptilolite はNH_4^+との交換能があり、溶液中にはNa^+やK^+の溶出を確認した。一方、HiSiv™ 1000 で処理した溶液にNa^+の溶出は殆ど無く、他の 2 種と異なる吸着機構であると推察する。Ce(IV)濃度の異なる 2 種の模擬分析廃液を用いたNH_4^+吸着試験の結果を図 1 に示す。いずれの吸着材も Ce(IV)濃度が高いとNH_4^+吸着量は低下し、共存イオンの影響を受けることが分かった。3 種のゼオライトの中でも Clinpotilolite はNH_4^+吸着量が比較的高く、適用可能性を有すると考えられる。

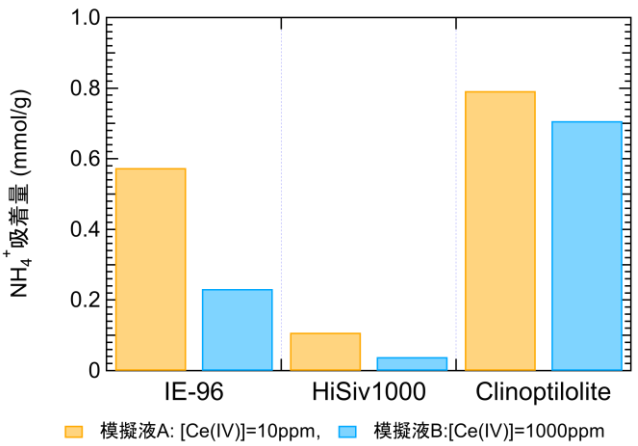


図 1　模擬分析廃液からのNH_4^+吸着量

*Noriko Asanuma[1], Riku Miyano[1], Tom Shimizu[1], Haruka Aihara[2], Sou Watanabe[2] and Kazunori Nomura[2]

[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性溶液安定化処理のためのアンモニウム分離分解フローの開発
(3) 蒸留・沈澱処理によるアンモニウム分離前処理方法の検討

Ammonium separation and decomposition for radioactive liquid waste treatment
(3)Pretreatment process of precipitation and vaporization for ammonium separation

*松浦治明[1]，小林亜海[1]，三善真秀[1]，栗飯原はるか[2]，渡部創[2]，野村和則[2]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

放射性廃液処理のための STRAD プロジェクトの一環として，アンモニウムイオン分解のための前処理として分離フローの検討を行った. 核燃料の模擬としてセリウムが含まれる模擬分析廃液から pH 調整と加熱により核物質の沈澱分離とアンモニアの回収を試みた.

キーワード：アンモニア，蒸留，アンモニウムイオン，セリウム，イオンクロマトグラフィー

1. 緒言

放射性廃液の処理手法を開発する STRAD (Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decomissioing) プロジェクトの一環として，分析廃液中に含まれるアンモニウムイオンの分解処理技術の開発を行っている. 分解のための分離前処理として，我々は廃液の pH を上げて核物質をあらかじめ沈澱分離し，アンモニウムイオンをアンモニアガスとして蒸留により溶液から回収するプロセスを検討している. ここでは，アンモニアの蒸留回収に最適な条件を探索する目的で，分析模擬廃液を用い種々の pH 条件下で行った試験の結果について報告する.

2. 実験

図 1 に示すような蒸留装置をくみ上げ試験を行った．分析試薬である硫酸アンモニウムやスルファミン酸，硝酸銀等に加え核物質の模擬としてセリウム 1 g/L を添加した模擬分析廃液を使用した．pH 調整の段階で沈澱が生じた場合はろ過し, 種々の pH 条件での蒸留試験を実施した. 予備検討から, 加熱温度は 60 ºC, 加熱時間は 4 時間に統一して試験を行った．アンモニア回収率は，加熱前後の試験溶液および 3 連のトラップ水を，イオンクロマトグラフィーにより分析し求めた．またろ過前後の金属濃度を ICP-AES により分析した.

3. 結論

pH12 の条件では 60 ºC という比較的低温ながらトラップ水へのアンモニア回収率 71%を達成した. 3 段目のトラップ水からアンモニアは検出されず, 回収したアンモニアのうち, トラップ 1 段目に 99%, 2 段目までで 100%のアンモニアを回収することができ，2 段目までで十分な性能を示した. 本プロセスは pH を上げ蒸留を行う前に核物質を沈澱分離し，その後アンモニアを蒸留するプロセスを想定している. 分析結果から pH12 でセリウムはほぼ完全に溶液から取り除かれ，沈殿分離は達成された．これらの検討を基に今後効率的にアンモニウムを分解可能なフローの設計を行う. 講演では種々の pH 条件下で行った回収率の pH 依存性についても言及する予定である.

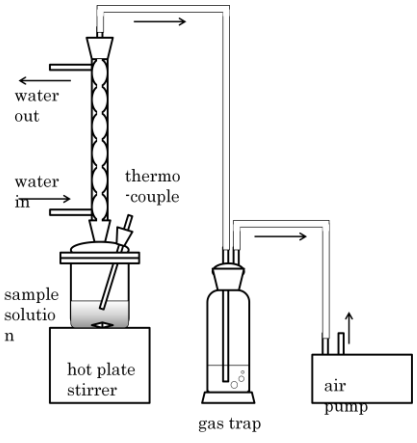


図 1 アンモニア蒸留試験装置

* Haruaki Matsuura[1], Ami Kobayashi[1], Masahide Miyoshi[1], Haruka Aihara[2], Sou Watababe[2], and Kazunori Nomura[2]
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[3G05-08] Radioactive Liquid Waste Treatment 2

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 10:50 AM - 12:00 PM Room G (A37 -A Building)

[3G05] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Toshio Kubota[2], Arai Tsuyoshi[3], Seko Noriaki[4], Kazunori Nomura[1] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Ibaraki University, 3. Shibaura Institute of Technology, 4. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology）

10:50 AM - 11:05 AM

[3G06] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[2], Yoichi Arai[4], Sou Watanabe[4], Kazunori Nomura[4], Noriaki Seko[3], Hiroyuki Hushina[3] （1. Shibaura Institute of Technology Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. QST, 4. JAEA）

11:05 AM - 11:20 AM

[3G07] Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process

*Masaki Yasuda[1], Tsuyoshi Arai[2], Yoichi Arai[3], Sou Watanabe[3], Kazunori Nomura[3] （1. Shibaura Institute of Technology of Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology , 3. Japan Atomic Energy Agency）

11:20 AM - 11:35 AM

[3G08] Weste pertinence characteristics judgment of the spent nuclear fuel

*shingo itonaga[1] （1. Individual）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発 （1）全体概要及び既存技術による TRUEX 廃溶媒に抽出された核燃料物質の回収法の調査

Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
(1) Overview and examination of recovery method of nuclear materials extracted into spent TRUEX solvent using conventional method

*荒井 陽一[1,2]，渡部 創[1]，久保田 俊夫[2]，新井 剛[3]，瀬古 典明[4]，野村 和則[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]茨城大学，[3]芝浦工業大学，[4]量子科学技術研究開発機構

STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decomissioing)プロジェクトの一環として、抽出後長期間を経過し劣化した廃溶媒からの金属物質の回収に、アルカリ溶液を適用することを試みた。高濃度の劣化成分を含む著しく劣化した TRUEX 廃溶媒から核燃料物質を回収可能であることを確認した。

キーワード：STRAD プロジェクト，廃溶媒処理，アルカリ洗浄

1.本開発の概要　STRAD プロジェクトの一環として、試験研究で使用した廃 PUREX, TRUEX 溶媒の処理技術開発を実施している。リン酸トリブチル(TBP)は放射線劣化等によりリン酸ジブチル(DBP)等の劣化生成物を生じる。核燃料物質を TBP に装荷したまま溶媒劣化が進むと、核燃料物質の希硝酸による逆抽出が困難となる。そこで本研究では、廃溶媒中の核燃料物質回収からその安定な化学形態での貯蔵プロセス、さらには廃溶媒の安全な分解処理プロセスまでをスコープとし、既存技術をベースに劣化溶媒からの核燃料物質回収を含む廃溶媒処理フローを考案した（図 1)。本報告では研究の全体概要を説明するとともに、アルカリ洗浄による金属回収性能試験の結果を報告する。

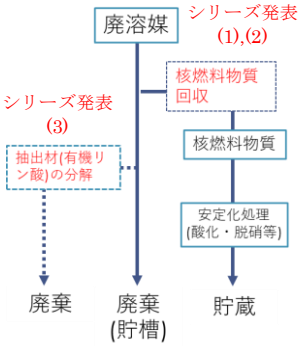


図 1　廃溶媒処理フロー

2. 試験　Na_2CO_3 溶液を用いた溶媒洗浄による金属の回収を試みた。U, Pu 等を 10 年以上装荷した TRUEX 廃溶媒を想定し、約 0.5M の DBP 及び 10mM の Zr を装荷した模擬廃溶媒を調製した。DBP, TRUEX 溶媒との錯形成能から、Zr を Pu の模擬物質とした。0.2MNa_2CO_3 溶液と模擬廃溶媒を O/A=1 で 15 分間振とうし、水溶液のみ回収した。新たな Na_2CO_3 溶液を模擬廃溶媒に加え、撹拌・分離の操作を合計 10 回繰り返した。

3. 結果・考察　水溶液の pH に対して、DBP, Zr の積算回収率をプロットしたものを図 2 に示す。抽出操作の増加に伴って水相の pH が上昇し、DBP, Zr が水相中に回収された。pH7 未満では DBP のみが水相に移行し、pH7 以上では DBP と合わせて Zr も水相側に移行した。10 回の操作により、溶媒に装荷した Zr の 90%以上を水相側に回収できた。処理後の Na_2CO_3 溶液が pH>7 となる場合、Zr-DBP 錯体は OH^- イオンにより解離するため Zr と DBP が同時に逆抽出されるが[1)]、pH＜7 では Zr は炭酸と錯形成しないため、模擬廃溶媒中の分解生成物(HDBP)のみが Na_2CO_3 溶液中に回収されることを確認した。

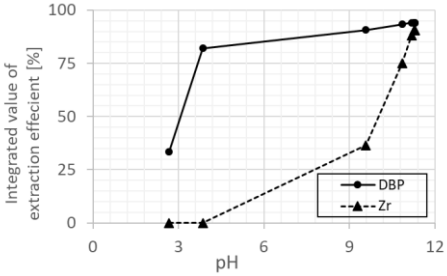


図 2 DBP, Zr の洗浄効果に対する pH 依存性

4. 結言　本結果から、Na_2CO_3 溶液を用いた逆抽出により著しく劣化した廃溶媒から核燃料物質を回収できる可能性が示唆された。今後、実廃液を用いた試験によりその効果を実証する予定である。

参考文献

1) 植竹直人 他，日本原子力学会誌, 33, No.1, 96-106 (1991)

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Toshio Kubota[2] , Stuyoshi Arai, Noriaki Seko and Kazunori Nomura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ibaraki Univ., [3]Shibaura Institute of Technology, [4]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発
(2) 固体吸着材を用いた廃溶媒からの核燃料物質分離除去に関する検討

(2) Investigation about the nuclear fuel material separation and removal from the liquid waste using solid adsorbent

*中村 文也[1]，新井 剛[2]，保科 宏行[3]，瀬古 典明[3]，
荒井 陽一[4]，渡部 創[4]，野村 和則[4]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]量子科学技術研究開発機構，[4]日本原子力研究開発機構

抄録： 本研究では、STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decomissioing)プロジェクトの一環として、固体吸着材により廃溶媒中から放射性物質を吸着除去する処理法を検討した。吸着除去にはIDA 型のキレート交換樹脂が適していることを明らかにした。

キーワード： 使用済み PUREX 溶媒，U, Pu の回収，Zr，吸着材

1. 緒言 原子力施設で発生する放射性廃液の処理技術を確立する STRAD プロジェクトの一環として，核燃料物質を装荷した状態で保管した使用済み溶媒の処理技術開発を実施した。抽出剤であるリン酸トリブチル(TBP)は放射線等によりリン酸ジブチル(DBP)等に分解し、長期間核燃料物質を装荷したまま保管すると硝酸による逆抽出が困難となる[1]。本件では、固体吸着材を用いて直接廃溶媒から核燃料物質を吸着除去する処理法の適用性を検討した。固体吸着材として、イミノニ酢酸(IDA)基：①、リン酸基：②、アミドキシム基：③を重合した不織布、及び IDA 型キレート樹脂：④を候補として、模擬劣化溶媒からの Zr(IV)の吸着除去性能を評価した。

2. 実験方法 本研究では Pu(IV)の模擬元素としての Zr(IV)，DBP，TBP，ノルマルドデカンを含む溶媒を模擬溶媒とし、①-④の吸着材の吸着性能をバッチ式吸着試験で評価した。溶媒中の DBP 濃度は TBP の体積比に対して 1, 10 %とした。Zr(IV)を 20 mmol· dm^{-3}(M)含む 3 M 硝酸水溶液から、バッチ振とうによって溶媒中に Zr(IV)を装荷した。① - ③は 1 cm^2 に裁断し溶媒を 2 cm^3，④は固液比 1：20 でガラススクリュー管瓶に封入し所定時間振とうした。各吸着材の吸着量、及び④の吸着材に対する吸着平衡到達時間を評価した。

3. 実験結果及び考察 各吸着材への Zr(IV)吸着量を Table 1 に示す。吸着材①，②は、溶媒中から Zr(IV)を効果的に吸着することを確認した。水溶液中では、リン酸型は酸性域、IDA 型は中性域において U(VI)を良好に吸着することが報告されており、本試験においても同様の挙動を示したと考えられる[2]。最も高い吸着量を示した②については、放射性廃液の安全な処理技術の開発を目的とした本研究において、リンを含有する吸着材を新たに用いることは不適切であると考える。また、①と比較して僅かに劣るが、IDA を官能基に有する④も溶媒中の Zr に対して良好な吸着反応を示した。
吸着材④の吸着量の振とう時間依存性を Fig.1 に示す。室温では、約 10 時間で平衡に到達した。一方、323 K における試験結果は，試験後の溶液中に Fig.2 に示すような白色の沈殿が確認された。この白色沈殿は、温度の上昇に伴い樹脂より IDA 基が脱離し、溶液中の Zr(IV)と錯体を形成したものと考えられる。この沈殿物には Zr が含有されていると予想され、高い吸着量は樹脂への吸着ではなく、沈殿生成に起因したものと考えられる。今後沈殿物の分析を行い、IDA 基との反応に起因したものであるならば、IDA による沈殿を用いた金属回収技術についても検討を行う。

Table 1: Adsoroption amount of Zr(IV)

	Adsorption amount (mmol· g^{-1})	
Ratio of DBP	1%	10%
①	0.29	0.72
②	0.35	0.85
③	0.03	0.12
④	0.13	0.09

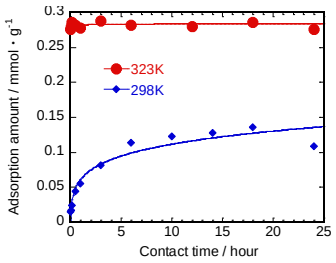


Fig.1 Contact time as a functional

Fig.2 The states of samples after the test

4. 結言 溶媒中からの Zr(IV)吸着除去には IDA によるキレート交換反応が適している。

参考文献

[1] 原子力科学研究部門原子力基礎工学研究センター：再処理プロセス・化学ハンドブック第 3 版，(2015)，p565
[2] 瀬古典明ら：日本原子力学会和文論文誌，Vol. 3，No. 4，(2004)，pp.340-345

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[2], Hiroyuki Hoshina[3], Noriaki Seko[3], Yoichi Arai[4], Sou Watanabe[4] and Kazunori Nomura[4]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3] National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology, [4]Japan Atomic Energy Agency

使用済み核燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発
(3) 使用済みリン酸系抽出剤の分解処理

Development of treatment technology for spent solvent generated from fuel reprocessing process
(3) Oxidative decomposition treatment of the spent phosphoric acid extracting agent

*安田 昌樹[1], 新井 剛[2], 渡部 創[3], 荒井 陽一[3], 野村 和則[3]

[1]芝浦工業大学大学院, [2]芝浦工業大学, [3]日本原子力研究開発機構

抄録：STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning)プロジェクトの一環として、使用済み再処理プロセスで使用される有機リン酸の分解処理として促進酸化手法の一つであるフェントン法の適用性について検討した。本研究の成果より、フェントン処理は HDEHP の酸化分解処理に効果的であることが示された。

キーワード：高レベル放射性廃液，促進酸化手法，リン酸系抽出剤，溶媒抽出法，抽出クロマトグラフィ法

1. 緒言

原子力施設で発生する放射性廃液の処理技術を確立する STRAD プロジェクトの一環として、廃溶媒の処理技術開発を実施している。本件では、マイナーアクチノイド(MA)回収プロセスとして抽出クロマトグラフィにて利用実績がある、octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide (CMPO)または bis(2-ethyl hexyl)hydrogen phosphate (HDEHP)を含浸させた吸着材を対象として、フェントン法による酸化分解処理を試みた。

2. 実験方法

0.1-1.0 mol･dm^{-3}(M) $FeSO_4$ -1 M H_2SO_4(10.71 cm^3)，12.8 M H_2O_2(32.14 cm^3)溶液及び 6.0 M HNO_3(7.14 cm^3)を混合することでフェントン溶液を調製した。ジャケット付きビーカーにフェントン溶液と各吸着材を所定量注入した後、恒温槽を用いて 353 K で保持しながら 3 時間攪拌した。フェントン処理前後の吸着材について、バッチ法による Nd(III)の吸着挙動を評価した。試験溶液には、Nd(III)が 20 mM となるように 0.001 M HNO_3 に溶解し調製した。吸着材と試験溶液を体積比 1 : 20 で注入し、298 K の振とう恒温槽で振とうした。試験前後の水相中の Nd(III)濃度から吸着率を算出した。また、示唆走査熱量分析(**D**ifferential **S**canning **C**alorimetry：DSC)により、試料の発熱・吸熱挙動を評価した。

3. 結果･考察

フェントン溶液中の Fe^{2+}濃度に対する Nd(III)の吸着率の変化を Fig.1 に示す。Fig.1 よりフェントン処理後の吸着材は Nd(III)の吸着率が大幅に低下することを確認した。吸着材に含浸された HDEHP 抽出剤の一部が、フェントン処理により酸化分解したと考えられる。処理後に発生した有機物を ESI-MS で分析した結果、HDEHP と比較して小さい分子量の化合物が生成していることを確認した。また、Fe^{2+}濃度を増加させても吸着率の大きな変化は確認されなかった。次いで、フェントン処理前後の吸着材の熱特性を評価するため、DSC による熱分析を行った。Fig.2 に担体である SiO_2-P，抽出剤である HDEHP、HDEHP 吸着材及びフェントン処理後の HDEHP 吸着材の DSC の測定結果を示す。フェントン処理後の HDEHP 吸着材には、約 550K 付近の HDEHP 由来の吸熱ピークは確認されず、また、激しい発熱反応を示す分解物は生成していないことが確認できた。以上の結果から、フェントン処理により HDEHP が酸化分解され、安全を危惧すべき化合物は生成しないことを示唆する結果を得た。

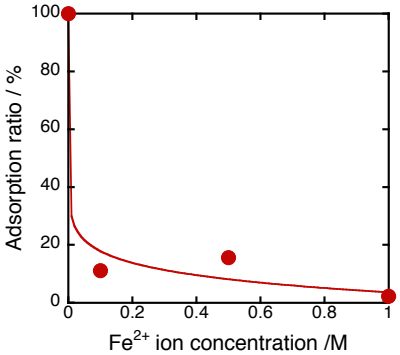


Fig.1 Fe^{2+} concentration as a function of the adsorption rate of Nd(III) for HDEHP adsorbent
[Nd(III)]=20 mM, Contact time：60 min, Temp：298 K

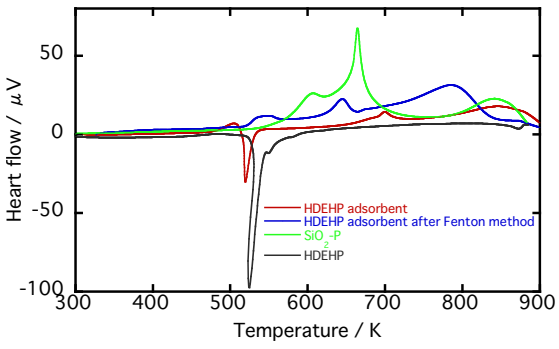


Fig.2 The DSC analysis results of HDEHP and HDEHP adsorbent after the Fenton method

参考文献

1) 韋 悦周，駒 義和，新井 剛：日本原子力学会和文論文誌 vol.1，No.4，pp432-438 (2002).

* Masaki Yasuda[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yoichi Arai[3], Kazunori Nmura[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

使用済み核燃料の廃棄物該当性判断

Waste pertinence characteristics judgment of the spent nuclear fuel

*糸永 眞吾[1]
[1]個人会員

使用済み核燃料について、一般的な概念とし廃棄物に該当するかどうかについて廃棄物処理法に基づく廃棄物の定義を参考に考察した。

キーワード：使用済み核燃料，廃棄物該当性判断基準，放射性廃棄物

1. 緒言

日本では使用済み核燃料は全量再処理を行う方針となっており、再処理を行うと廃棄物が発生するが再処理前の使用済み核燃料は資産として取り扱われている。ここで通常の廃棄物は廃棄物処理法（正式名：廃棄物の処理及び清掃に関する法律）によりその取扱い・処理処分は規制を受けており、法成立以降、「廃棄物とは何か」（廃棄物の定義）が法規制の施行が進む中で問われてきた。放射性物質は同法の定義する廃棄物から例外的に除かれており同法の規制対象ではないが、一般概念としては「放射性であろうとなかろうと廃棄物は廃棄物」である。同法の施行の歴史で培われた「廃棄物の定義」を使用済み核燃料に当てはめて考えた時に使用済み核燃料の廃棄物としての該当性についての考察を行った。

2. 廃棄物の該当性

2-1. 廃棄物処理法における廃棄物該当性の判断基準

資源の有効利用を目途として廃棄物のリサイクル利用が進められているが、一方ではその行為が不法投棄や不適正処分につながるケースもあり、廃棄物処理法は成立以来、「廃棄物とは何か」（廃棄物の定義）について精査されてきた。その内容は現在ではいくつかの通知等（例えば〔1〕,〔2〕等をもとに「総合判断説」としてその判断基準が定められている。具体的には、ｲ) 物の性状（利用用途に合った品質か・有害性はないか)、 ﾛ)排出の状況（計画的に排出しているか・適正な保管管理がされているか)、 ﾊ)通常の取扱い形態（製品としての市場があるか)、 ﾆ) 取引価値の有無（有償譲渡されているか)、ﾎ)占有者の意思（他人に有償譲渡が可能であるなどの意思があることなど）である。この判断基準は廃棄物処理法の変遷過程で定められた基準ではあるが、一般概念として「廃棄物とは何か」を考える際に、通底する判断基準でもあると考える。

2-2. 使用済み核燃料の廃棄物該当性判断

上記の「総合判断説」のｲ)～ﾎ)の判断基準について使用済み核燃料にあてはめて考察する。

ｲ) 再処理工場は廃棄物処理でいうところの中間処理施設にあたる。物の性状として中間処理施設において処理を行なう使用済み核燃料は廃棄物である。有害性についてはそもそも放射性物質であるのでここでは議論しない。

ﾛ) 再処理工場が未完成であること、各発電所の使用済み核燃料の保管容量が 5 年程度であり今後増加の方策もないことを考えると計画的な排出状況や将来に渡る適正な保管管理が可能であるか疑問である。

ﾊ) もんじゅの廃止によりプルトニウムサイクルは破綻していること。再処理ウランは 232Uの子孫核種のγ線など取扱いに問題が多く、実験レベルでの使用実績はあるが通常の濃縮ウランよりコスト高となりウランサイクルの正常な市場が形成されるとは言い難い。

ﾆ) 電力会社は再処理された MOX 燃料を通常の濃縮ウラン燃料の 3～4 倍以上の価格で引き取らざるを得ないシステムとなっており通常の濃縮ウランと対比すると取引価値はない。

ﾎ) 占有者が使用済み核燃料を廃棄物ではないと意思表明したとしても上記ｲ)～ﾆ)の内容を総合的に判断すると使用済み核燃料は廃棄物以外の何物でもない。

3. 結論

使用済み核燃料が廃棄物にあたるかどうかを廃棄物処理法の「廃棄物の定義」を参考に検討し、使用済み核燃料は廃棄物との結論を得た。明らかに廃棄物と考えられるものを資産計上することは電力会社の経理を歪めるばかりでなく、一般社会に対して説明のつく話ではないと考える。

参考文献

[1] 建設汚泥処理物の廃棄物該当性の判断指針について，環廃産発第 050725002 号，平成 17 年 7 月 25 日
[2] 行政処分の指針について（通知），環廃産発第 1303299 号，平成 25 年 3 月 29 日

* Shingo Itonaga[1]
[1] Private member.

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

[3G09-13] Geopolymer Solidification

Chair:Sou Watanabe(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 4:10 PM Room G (A37 -A Building)

[3G09] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Gaku Takase[2], Yoshihisa Hiraki[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2] （1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[3G10] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Kazuyuki Takase[1], Yoshihisa Hiraki[1], Gaku Takase[1], Isamu Kudo[2], Shogo Taira[2], Keisuke Tanizawa[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG.Co.,Ltd）

3:00 PM - 3:15 PM

[3G11] Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

*Taro Utsumi[1], Isamu Kudo[2], Tadachika Nakayama[1], Tsuneo Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1] （1. Nagaoka University of Technology, 2. ADVAN ENG.co.,ltd）

3:15 PM - 3:30 PM

[3G12] Novel solidification method for secondary waste generated from the contaminated water treatment by using sodium aluminate and silica.

*Nobutake Horiuchi[1], Hisao Satoh[1], Ryuichi Komatsu[2], Yuki Kimura[3], Harutoshi Asakawa[2] （1. Mitubishi Materials, 2. Yamaguchi University, 3. Hokkaido University）

3:30 PM - 3:45 PM

[3G13] Optimization of the composition of geopolymer for cesium immobilization

*Tsuneki Ichikawa[1], Kazuo Yamada[2], Sadayuki Watanabe[3], Kazuko Haga[4], Masahiro Osako[2] （1. Hokkaido University &National Institute for Environmental Studies, 2. National Institute for Environmental Studies, 3. Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, 4. Taiheiyo Consultant Co. Ltd.）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（3）ジオポリマーを用いた球状水素再結合触媒の開発

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for
Radioactive Waste Long-Term Storage Containers

(3) Development of spherical hydrogen recombination catalyst using geopolymer

*工藤 勇[1]、平 尚悟[1]、谷澤 圭佐[1]、内海 太禄[2]、高瀬 学[2]、平木 義久[2]、
末松 久幸[2]、高瀬 和之[2]
[1]アドバンエンジ、[2]長岡技科大

放射性廃棄物の長期保管容器内で発生する水素ガス低減のための基礎研究として、球状のジオポリマーに白金を担持させた水素再結合触媒を作製した。アルミナ球に白金を担持させた触媒と比較し、その特性について報告する。

キーワード：水素再結合触媒、ジオポリマー、燃料デブリ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。したがって、水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術を導入する必要がある。本研究では、アルミナ及びジオポリマーを母材とする水素再結合触媒を作製し、小型容器を用いてその特性を評価した。

2. 試験装置

TMI-2 事故後に行われた燃料デブリの保管時の安全性評価試験[1]を参考に、観察用の覗き窓、ガス導入・分析口、熱電対挿入口を備えるステンレス製の小型容器（内容量 10L）を製作した。外観を図 1 に示す。小型容器に水素再結合触媒を配置し、その特性を評価した。

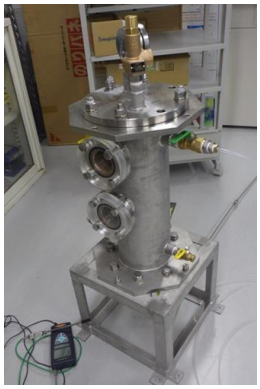


図 1.試験容器外観

3. 水素再結合触媒の作製

触媒はアルミナ及びジオポリマーを母材として、強度とハンドリング性を高めるために球形状の構造体を作製し、その表面に白金をコーティングした。白金担持量及び直径の異なる触媒を作製し、それぞれの特性を比較した。測定例を図 2 に示す。

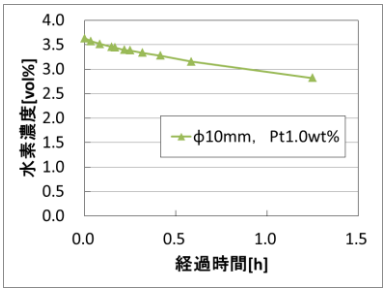


図 2.触媒特性

4. 結論

放射性廃物保管容器内の水素濃度を低減し、保管中の爆発等のリスクを低減できる可能性が示された。今後、デブリ収納缶の実規模サイズでの試験を計画している。本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] J. O. HENRIE and J. N. APPEL, “Evaluation of Special Safety Issues Associated with Handling the Three Mile Island Unit 2 Core Debris,” GEND--051, Rockwell Hanford Operations (1985)

[2] 工藤， 平，谷澤，内海，小田，末松，高瀬、日本原子力学会 2017 年秋の大会（北海道大学）、2A05

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Gaku Takase[2], Yoshihisa Hiraki[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2]

[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
（4）水に濡れた場合の触媒性能

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for
Radioactive Waste Long-Term Storage Containers
(4) Performance When Particulate Catalysts Get Wet with Water

*高瀬 和之[1]、平木 義久[1]、高瀬 学[1]、工藤 勇[2]、平 尚悟[2]、谷澤 圭佐[2]
[1]長岡技科大、[2]アドバンエンジ

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、水素再結合触媒が水に濡れた条件下での水素濃度低減性能を実験的に評価した結果について報告する。

キーワード：廃棄物保管容器、水素、濃度低減、ジオポリマー触媒、濡れた条件

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を長期に亘って貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生し、保管容器内に蓄積する。水素の燃焼・爆発に対する予防安全性向上の観点から、容器内に発生する水素の濃度を低減する技術の開発が必要である。これまでに、アルミナ及びジオポリマーを母材とする水素再結合触媒 [1]を作製し、保管容器を縮小簡略模擬する小型容器を用いて水素濃度を低減できることを示した。本報では、水素再結合触媒が保管容器内で水に濡れた場合を想定し、水素濃度低減に及ぼす濡れの影響を実験的に評価した。

2. 実験概要

図 1 に実験に使用した水素再結合触媒の外観を示す。表面に白金を担持させた直径約 10 mm の粒子状触媒で、任意の数量を常温常圧の空気で満たされている小型容器内に設置した。触媒が濡れた条件を模擬するために、粒子状触媒を一定時間水に浸した後、容器内に設置した。実験では、任意の量の水素を小型容器底部から容器内部に注入し、水素濃度の時間変化を調べた。

図 1　粒子状触媒の外観

一例として、47 g の粒子状触媒を 300 ml の水に 10 秒間浸した場合の結果を図 2 に示す。水素濃度は時間とともに低下することを確認できた。今回の実験では水素濃度の低下は毎分 4×10^{-3} vol%程度であった。今後触媒の設置数量や水につける時間をパラメータとして評価実験を継続する。

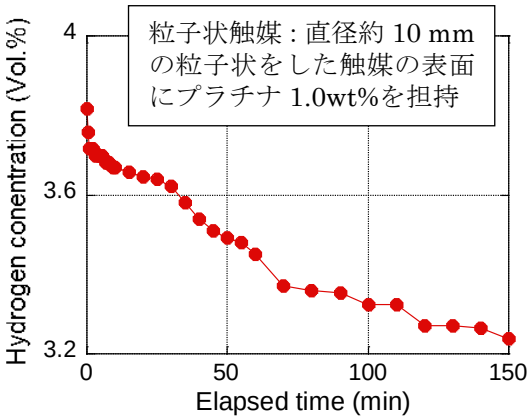


図 2　粒子状触媒を初期に水に濡らした条件で測定した水素濃度の時間

3. まとめ

放射性廃物長期保管容器の健全性確保と安全性向上の一環として、水素再結合触媒が水に濡れた場合でも水素濃度を低減できる可能性に関し、見通しが得られた。

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] 工藤，平，谷澤，内海，小田，末松，高瀬，日本原子力学会 2017 年秋の大会（北海道大学）、2A05（2017）.

*K. Takase[1], Y. Hiraki[1], G. Takase[1], I. Kudo[2], S. Taira[2] and K. Tanizawa[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]ADVAN ENG Co., Ltd.

放射性廃棄物長期保管容器を対象にした水素濃度低減のための基礎研究
(5)多孔質ジオポリマーを用いた水素再結合器の開発

Basic Study on Reduction of Hydrogen Concentration for
Radioactive Waste Long-Term Storage Containers
(5) Development of hydrogen recombiners using porous geopolymer

*内海 太禄[1]、工藤 勇[2]、中山 忠親[1]、鈴木 常夫[1]、末松 久幸[1]
[1].長岡技術科学大学、[2].アドバンエンジ

Platinum catalyst supported by geopolymer for hydrogen reduction during radioactive waste storage was developed. It was confirmed by EDS measurements that platinum particles were supported on geopolymer matrix. From this results, it was suggested that the geopolymer has a hydrogen reduction capability.

キーワード：ジオポリマー、水素再結合触媒、放射性廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業において発生する燃料デブリ等の含水性放射性廃棄物は、貯蔵・保管の際には放射線分解により水素を発生させるため燃焼・爆発のリスクを持つ。このリスク対策のため水素濃度低減技術が必要となり、その一つとして水素再結合触媒を用いた受動的水素再結合器が提案された。本研究では多孔質無機材料であるジオポリマーに白金を担持し、水素再結合器を開発することを目的として、ジオポリマーへの白金の担持を行った。

2. 実験方法

ジオポリマー発泡体への白金の担持は次の手順により行った。発泡体を白金濃度 1-100 [g/L]までの各濃度の硝酸白金溶液に浸漬し、一定時間の後溶液から引き上げ管状炉にて 300-500 [ºC]の各温度で 3 時間大気圧下にて焼成を行った。担持する発泡体は、多孔質ジオポリマーの作製法[1]を参考に作製を行った。

3. 結果

EDS により、焼成したサンプルと溶液に未浸漬のサンプルの比較を行い、500 [ºC]にて焼成したサンプルにおいて白金のピークがみられた(図 1)。また、定量分析により白金は 33 [wt%]程度ジオポリマー発泡体に担持されていることが確認された。

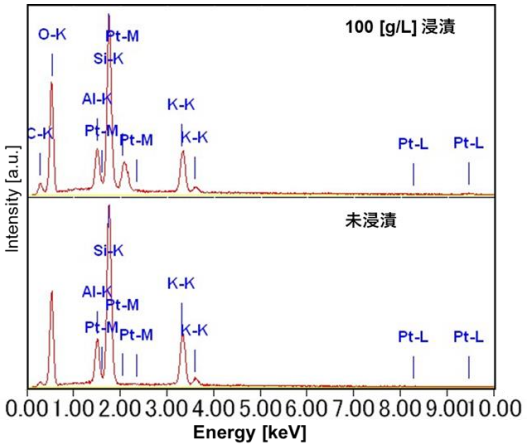


図 1　EDS 測定結果

4. 結論

ジオポリマーへの白金担持の検討を行い、溶液に浸漬し焼成を行うことで担持が可能であることが確認された。またこの結果より、白金が担持されたジオポリマーは水素再結合能力を持つことが示唆された。

5. 謝辞

本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Joseph Henon et al. Potassium geopolymer foams made with silica fume pore forming agent for thermal insulation, J Porous Mater (2013) 20:37–46

---

*Taro Utsumi[1], Isamu Kudo[2], Tadachika Nakayama[1], Tsuneo Suzuki[1], Hisayuki Suematsu[1]
[1].Nagaoka University of Technology, [2].ADVAN ENG. co.,ltd

アルミン酸ソーダとシリカを用いた汚染水処理二次廃棄物の新しい固型化方法

Novel solidification method for secondary waste generated from the contaminated water treatment by using sodium aluminate and silica.

*堀内 伸剛[1], 佐藤 久夫[1], 小松 隆一[2], 麻川 明俊[2], 木村 勇気[3]
[1]三菱マテリアル, [2]山口大学, [3]北海道大学

福島第一原発事故の汚染水処理に伴い発生した二次廃棄物を固型化する方法を開発中である。耐溶出性、耐放射線性などに優れた特性を持つジオポリマー技術に着目し、材料にアルミン酸ソーダとシリカを用いた鉱物化によって高い廃棄物充てん率を達成する新しい方法について報告する。

キーワード: 汚染水処理、二次廃棄物、ゼオライト、炭酸塩スラリー、ジオポリマー、アルミン酸ソーダ、シリカ、鉱物化

1. 緒言

汚染水処理二次廃棄物を安定固型化する手段として、我々は耐溶出性、耐放射線性に優れた特性を持つジオポリマー(GP)技術[1]に着目し、廃ゼオライトや炭酸塩スラリーを対象とした、高い核種閉じ込め性能を持ち、含水率も制御できる新しい固化方法を検討した。新手法では、従来 GP で使う水ガラス(Na_2SiO_3)と活性フィラーのメタカオリン($Al_2Si_2O_7$)は用いずに、アルミン酸ソーダ($NaAlO_2$)粉末と非晶質シリカ粉末を用いた。これによって GP 固化物質は単なる非晶質重合体ではなく、鉱物結晶質にすることができる。

2. 実験方法

2-1. 出発材料から固型化まで

模擬廃棄物として、(1)顆粒状ゼオライト(東ソー製 A 型、湿潤密度 1.89, H_2O ≅ 19.2wt.%)、(2)$CaCO_3$ と $Mg(OH)_2$ の混合スラリーろ過物を用いた。活性フィラーには結晶質アルミン酸ソーダ粉末とシリカヒューム(SiO_2 ≅ 97 wt.%)を用いた。これらを、少量の水と混練、型枠充填し、成型後は封緘状態で加熱養生(60℃, 24h)後に脱枠し、室温風乾(25℃, 7d)またはバッチ式水蒸気過熱(150℃, 24h)による固型化を実施した。

2-3. 評価手法

得られた固型化体は、一軸圧縮強度を測定し、密度や Si/Al 配合比率と圧縮強度の関係を調べた。また、固化物質の微細観察を FESEM-EDS, EPMA, TEM などを用いて行い、生成鉱物の結晶同定を XRD, TEM で行った。固型化状態は TG-DTA 測定で含水率、CEC 測定でイオン交換特性も評価した。

3. 結果

廃棄物 1(GPZ, GPZ(Steam))では、Si/Al = 1.5 で圧縮強度は~6, 廃棄物(1)+(2) (SL-GPZ)では、Si/Al = 1.6 で圧縮強度は 8-11 MPa でそれぞれピークを示した(Fig.1a)。廃棄物 2(SL-GPZ)では、マトリクスの緻密化の結果、高い圧縮強度が達成されていると解釈できる(Fig. 1b)。これらの FESEM-EDS, TEM、EPMA による微細観察より、ガラス質、ネフェリン、ゼオライト類（ソーダライト、ナトロライト: Si/Al < 2）が生成していることは、Si/Al < 2 で強度が高いことと矛盾しない(Fig. 1c)。また、スラリー系廃棄物 2 のマトリクスでは球状 $Mg(OH)_2$ の凝集組織化を伴っていることが確認され、GP 生成物と微粒子との複合構造の影響が考えられる(Fig. 1d)。以上の結果より、新たな GP 固型化法では、ゼオライト鉱物化に加えて、スラリー微粒子との複合構造により高密度化が容易になり、圧縮強度に寄与していると考えられる。

このように、従来とは異なる原料を用いた GPZ 技術によって実現されたゼオライト結晶への鉱物化とスラリー由来の微粒子の構造化を用いることで、汚染水処理に特化した新しい GP 安定固型化体が製造可能であることがわかった。さらに、ゼオライト鉱物化によって固型化体の陽イオン交換容量を高められ、核種の閉じ込め性能が向上することが期待できる。

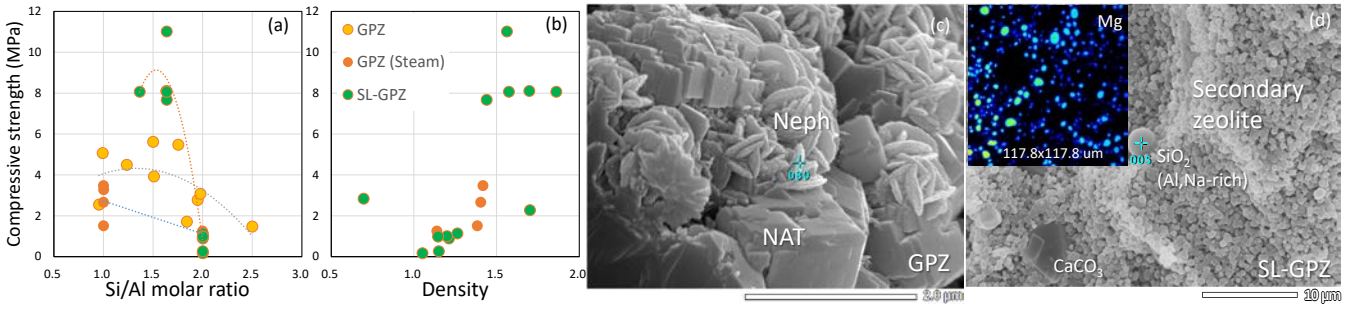


Fig.1 GP 固型化体の圧縮強度と鉱物化組織(a: 活性フィラーの Si/Al 比 vs.圧縮強度; b: 密度 vs.圧縮強度の関係; c: GPZ(Steam)のネフェリン=Neph を交代するナトロライト=NAT; d: SL-GPZ の生成ゼオライトの微結晶と $Mg(OH)_2$ の凝集組織)

参考文献

[1] Davidovits, Joseph (1994). "GEOPOLYMERS: Inorganic polymeric new materials". Journal of Materials Education. 16 (2,3): 91–138.

*Nobutake Horiuchi[1], Hisao Satoh[1], Ryuichi Komatsu[2], Harutoshi Asakawa[2], Yuki Kimura[3]
[1]Mitsubishi Materials, [2]Yamaguchi Univ., [3]Hokkaido Univ.

放射性セシウム固定化用ジオポリマーの組成最適化

Optimization of the composition of geopolymer for cesium immobilization

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]，渡邊 禎之[3]，芳賀和子[4]，大迫 政浩[2]
[1]北海道大学，[2]国立環境研究所，[3]東京都立産業技術研究センター，[4]太平洋コンサルタント

多量のCsを含む^{137}Cs濃縮物を廃棄処理するためのCs固定化剤として使用するジオポリマーの最適組成は，メタカオリン：水ガラスの重量比が１：１付近であることを明らかにした。

キーワード：セシウム固定化材，ジオポリマー，メタカオリン，水ガラス，イオン交換，Si/Al比

1. 緒言

^{137}Cs汚染廃棄物を高温乾式除染とイオン交換クロマCesium immobilizerトグラフィーで処理すると，放射性廃棄物を元の1万分の１～10万分の1にまで減容化することができる。しかしながら逆に，放射性廃棄物中のCs濃度は元の1万～10万倍に濃縮されることとなる。Cs化合物は一般に水溶性なので，このまま廃棄すると水の侵入によって^{137}Csが外部に漏出する恐れがある。よってこれを固定化・固化して廃棄するのが望ましいが,通常のセメント固化法ではCsなどのアルカリ金属イオンを固定化することはできない。メタカオリンなどのアルミノシリケートと水ガラスから作成されるジオポリマーは陽イオン交換能があるためアルカリ金属イオンを固定化できるが，どのような組成がCsの固定化に最適であるかは明らかになっていない。そこでCsを含むジオポリマーを海水に浸漬した際のCsの漏出速度に対するジオポリマー中のSi/Al比の影響を調べることにより，Cs固定化用ジオポリマーの組成最適化を計った。

2. 実験と結果

水ガラス(WG)に適量のNaOH，CsClおよび水を加えた溶液をメタカオリン（MK）に加えて撹拌混合したものを内径34mm，深さ10mmのプラスチック製ペトリ皿の型枠に入れ，室温で1昼夜放置して固化後，60℃で10日間封緘養生したものをジオポリマー（GP）試料とした。NaOHの添加量は，GPの組成比がxNaAlO$_2$・ySiO$_2$となるように調整した。WGの添加量はMKに対して重量比が0.5（Si/Al=1.34），1（Si/Al=1.69），1.5（Si/Al=2.04）となるように調整した。淡水あるいは海水中へのCs漏出試験ではペトリ皿型枠に入った試料をそのまま40℃200mLの淡水あるいは海水に浸漬し，試料中の^{137}Cs減少量を測定した。GPのNMRおよびCs/Na選択係数の測定には，型枠から外したGPを粉砕，水洗，乾燥して得た粉末を用いた。Cs/Na選択係数は，Csを含まない粉末を^{137}Csを含むCsCl／NaCl混合溶液に浸漬して2昼夜撹拌後，沪液中の^{137}Csの放射能強度を測定してCsの吸着量を測定することにより決定した。

GPの^{27}Al-NMRはO-Si-の酸素4配位構造を示すことから，GPはAl原子と同数の1価カチオンを吸着していることが結論される。各GP共，淡水中ではCsの漏出は観測されないが，海水中では主としてNa^+とのイオン交換によるCsの漏出が観測される。漏出はSi/Al比が高いほど遅くなるが，これはGPのCs/Na選択係数が増大する結果，Cs吸着能が高くなるためである。Si/Al比を1.34から1.69に増やすと選択係数は大きく増大するが，さらに2.04に増やしてもそれほど大きくはならない。漏出はCs吸着率の増大とともに減少するので，吸着率抑制にはSi/Al比が小さくイオン交換容量の大きいほうが望ましい。以上，海水中へのCsの漏出防止に適したGPは，MKとWGを等量混合して作成したものであることが結論される

---

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Sadayuki Watanabe[3], Kazuko Haga[4] and Masahiro Osako[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies, [3]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [4]Taiheiyo Consultant Co. Ltd.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H01-05] Accident Analysis

Chair:Susumu Yamashita(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:50 AM Room H (B32 -B Building)

[3H01] Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis

*Masao Chaki[1], Nobuyoshi Tsuzuki[1] (1. IAE)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis

*Yoshihiro Morita[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

*Naotoshi Tominaga[1,2], Richard Finger[1,3], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Currently Advancesoft, 3. Currently Goldman Sachs Japan)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Ito[1], Yoshihiro Ide[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft co., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[3H05] Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

設計条件外での原子炉隔離時冷却系の動作条件の実験・解析評価
(1) 全体計画

Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis
(1) Overall plan

*茶木 雅夫[1]，都築 宣嘉[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

原子炉蒸気で駆動し、炉心への注水を行うことのできる RCIC は、交流電源喪失時においても使用できる非常用炉心冷却設備である。設計条件外での RCIC の動作特性を定量的に把握し、その解析モデル構築に取り組むことは、既設沸騰水型軽水炉の更なる安全性向上に繋がると期待されている。

キーワード：RCIC、軽水炉、安全性向上、設計範囲外、動作条件

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故において、２号機原子炉隔離時冷却系（RCIC）の蒸気駆動タービンが設計外条件下で長期間動作したと推定されている。このような背景を踏まえ、過酷事故条件下における RCIC の動作特性を把握するための実験と解析による評価を実施し、その挙動を把握する。それにより、RCIC 動作範囲の拡大を可能とするとともに、過酷事故解析コードに実装可能なモデルを開発し、実装することで実プラントでの安全性評価を可能にすることを目指している。本発表では本開発の全体計画と実験結果の一部を説明する。

2. 実験

RCIC の主要機器である、テリータービン、タービンノズル、弁、潤滑油・ベアリングの設計条件外での特性を把握するための基礎試験を平成 29 年度から開始した。テリータービンは小型の Z-1 タービンで空気－水系で実験を開始した。ノズル、弁に関しては実スケールで主として空気－水系の実験である。作動流体圧力は 1MPa 以下である。潤滑油は高温でも粘性が変化しないことを確認した。図 1 に Z-1 タービンでの基礎試験結果例を示す。この条件では入口条件で効率が変化することを確認した。

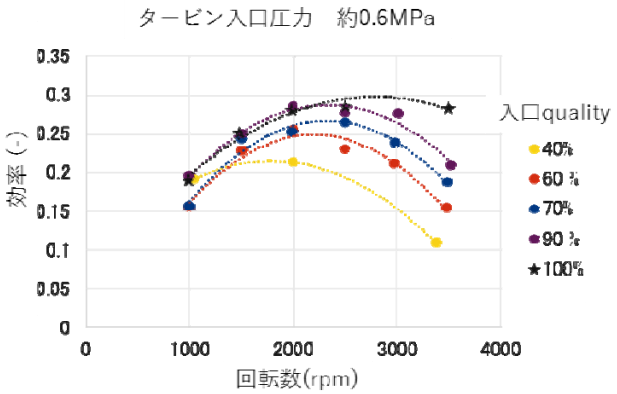


図 1　Z-1 ターボポンプ実験結果例

3. 解析

ノズル、弁の試験の詳細 CFD 解析による現象把握と、実験と CFD 解析結果を用いて現象把握を進める。合わせてシステムモデルを開発し、過酷事故解析コードに組み込み、設計外条件下での安全評価を可能とし、既設炉の安全向上に寄与していく予定である。

4. 結論

平成 27，28 年度に策定した計画に基づき、平成 29 年度から実験と解析モデル検討を開始した。本報では計画全体と試験結果の一部を報告する。本開発は経済産業省、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業、で実施されたものである。

---

* Masao Chaki[1] and Nobuyoshi Tsuzuki[1]
[1]The Institute of Applied Energy

設計条件外での原子炉隔離時冷却系の動作条件の実験・解析評価
(2) SA コードモデルの検討

Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis
(2) Consideration of severe accident code model

*森田 能弘[1]，木野 千晶[1]，茶木 雅夫[1]
[1]エネルギー総合工学研究所

原子炉蒸気で駆動し、炉心への注水を行うことのできる RCIC は、交流電源喪失時においても使用できる非常用炉心冷却設備である。設計条件外での RCIC の動作特性を定量的に把握し、その解析モデル構築に取り組むことは、既設沸騰水型軽水炉の更なる安全性向上に繋がると期待されている。

キーワード：RCIC，安全性向上，SA コード，SAMPSON

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故において、2 号機原子炉隔離時冷却系（RCIC）の蒸気駆動タービンが設計外条件下で長期間動作したと推定されている。このような背景を踏まえ、過酷事故条件下における RCIC の動作特性を把握するための実験と解析による評価を実施し、その挙動を把握する。それにより、RCIC 動作範囲の拡大を可能とするとともに、過酷事故解析コードに実装可能なモデルを開発し、実装することで実プラントでの安全性評価を可能にすることを目指している。本発表では福島第一原子力発電所 2 号機の事故時のデータを基に、過酷事故解析コード SAMPSON によって設定条件外の状況における RCIC の出力などの挙動を解析評価した結果を紹介する。

2. 解析評価

過酷事故解析コード SAMPSON を用いて福島第一原子力発電所 2 号機の事故時のデータを基に解析を行った。その際、RCIC による S/C から RPV への冷却水の流量を設定し PRV 及び S/C 圧力がデータと一致する条件での解析を行った。得られた RPV,D/W 圧力の結果は図 1 となった。

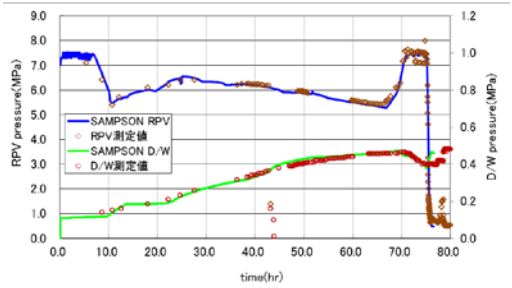


図 1　SAMPSON 解析による RPV 圧力

次に S/C から RPV へ注水した冷却水と同量の RPV 内での飽和状態の水が S/C へ流入すると仮定した場合に、RPV 内から崩壊熱を除去するために必要な注水量を計算により導き出し SAMPSON の結果と比較した。この結果は図 2 となった。

注水量を比較した所、両結果はある程度の一致を見せたが SAMPSON 解析の方が値は低くなった。この原因として計算の結果には RPV 壁面からの輻射による放熱及び S/C 内の冷却水の温度分布が考慮されていないことが考えられる。

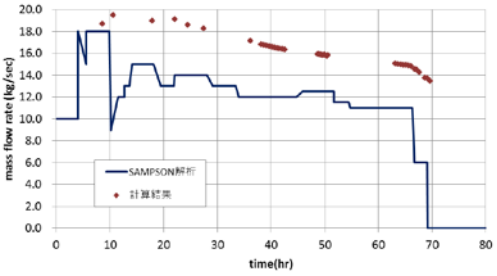


図 2　注水量の比較結果

3. 結論

SAMPSON による福島第一発電所 2 号機の解析評価を行い RCIC による RPV への注水量の推定値を得ることができた。さらに熱バランス評価の観点からの注水量の見積もりとある程度の一致を見せたことで妥当性が確認された。この結果は今後の RCIC モデルの作成の参考とする。本開発は経済産業省、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業、で実施されたものである。

* Yoshihiro Morita[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1]
[1]The Institute of Applied Energy

国産 SA コード SAMPSON の高度化
(2) 制御インターフェースモジュールの開発

Development of Severe Accident Analysis Code SAMPSON

(2) Development of Control Interface Module

*冨永 直利[1,2], Finger Richard[1,3], 茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所、[2]現所属 アドバンスソフト

[3]現所属 ゴールドマン・サックス証券

国産 SA コード SAMPSON の高度化を目的とした開発状況について報告する。前報の熱流動解析モジュールに引き続き、本報では制御インターフェースモジュールの開発状況について報告する。

キーワード：SAMPSON、シビアアクシデントコード、シミュレーション

1. 緒言

主なシビアアクシデント解析コードのうち，MAAP, MELCOR 等は主に相関式を試験や TMI 事故結果等で最適化している。これに対し、原子炉容器内の事象から格納容器内事象に至る一連の事象を解析できる国産コードとして，SAMPSON は 1993 年度よりコード開発が行われてきた[1]。

また福島第一原子力発電所事故以降、事故を踏まえた SAMPSON コードのモデル改良や各号機の事故進展解析が実施され[2]、現在も IAE では開発を継続している。

2. SAMPSON コード高度化

本報ではアクシデシトマネジメント策の評価・改良など、汎用的用途への適用を容易にするため開発した制御インターフェースモジュールについて報告する。本開発では将来的な拡張性を考慮した Fortran プログラムコードを適用した。図は開発したインターフェースモジュールの概念図で、SAMPSON コードの各モジュールとの結合部分を改良し、モジュール単独実行・外部コード連成インターフェースを整備することでユーザーの利便性を向上させた。開発コードは PWR 例題解析・Phebus-FPT1 解析による検証を実施した。

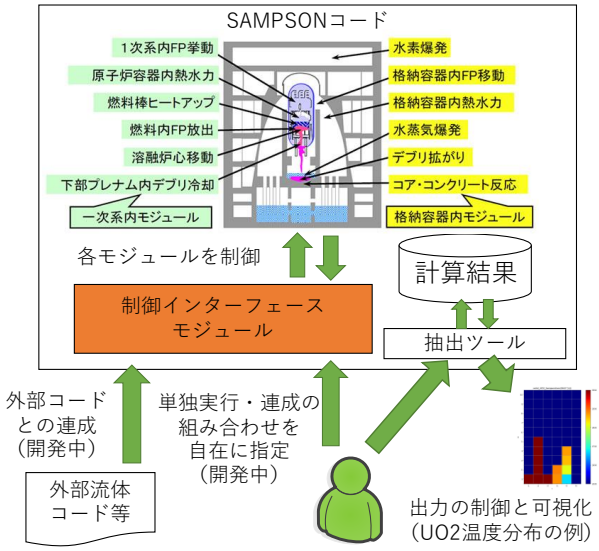


図 制御インターフェースモジュールの概念図

3. 結論

本報では基盤モジュールである制御インターフェースモジュール高度化の一例を報告した。IAE では引き続き SAMPSON コード全体の高度化を継続していく。

参考文献

[1] 内藤正則，安藤泰正，氏田博士，IMPACT プロジェクトチーム”軽水炉発電プラントの事故シミュレーションシステム'IMPACT'の開発”，日本原子力学会誌，Vol. 41, No.3, pp.174-201 (1999)

[2] M. Naitoh, H. Suzuki, H. Okada, “SEVERE ACCIDENT CODE DEVELOPMENT REFLECTING THE FUKUSHIMA DISASTER”, Proc. 18th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC 2012), PBNC 2012-FA0102, BEXCO, Busan, Korea, March 18-23 (2012).

---

*Naotoshi Tominaga[1,2], Richard Finger[1,3], Masao Chaki[1]

[1]The Institute of Applied Energy, [2]Currently, Advancesoft, [3]Currently, Goldman Sachs Japan

MELCOR,SAMPSON による MCCI 現象の分析
(4)燃料デブリ挙動の概要と MELCOR 解析

Analysis of MCCI phenomena by MELCOR and SAMPSON codes
(4)Outline of Fuel Debris and MELCOR Analysis

*氷見 正司[1]，森田 秀利[1]，伊藤 耕悦[1]，井手 善広[1]，中村 康一[2]
[1]アドバンスソフト，[2]電中研

燃料デブリが原子炉容器からキャビティに落下する事故状況において、事故を終息させるために効率よくデブリを冷却する必要がある。簡易モデルと MELCOR の計算を実施して結果を比較することによって、現象をより正確に理解することに努め、デブリの冷却可能性について検討した。

キーワード：シビアアクシデント，キャビティ，燃料デブリ，MCCI，冷却可能性，MELCORv2.2

1. 簡易モデルによるデブリ冷却性への提言　簡易モデルは、燃料デブリの流動と崩壊熱・酸化反応熱・輻射熱・冷却水による徐熱の熱収支から構成する。シビアアクシデントにおける原子炉容器溶融貫通後のキャビティでの燃料デブリ挙動に適用した。実機規模の試験はほとんど不可能であるので、試験から実機での現象までを包括的に理解することを試みることによってデブリの冷却可能性について提言する。

2. 数値計算　主要な熱現象を明確にできるように冷却水による徐熱のないドライキャビティ条件で、80wt%UO2-20wt%Zr の燃料デブリ組成、初期デブリ温度 2000K とした簡易モデルと MELCOR による計算を実施して比較した。周辺壁温度 500K の結果を図 1、図 2 に示す（T,Q は燃料デブリ質量ごとの温度、熱収支である）。MELCOR でのデブリ温度は、崩壊熱・デブリ表面からの放熱・コンクリート床への放熱の熱収支の寄与が主要であった。デブリにクラストが形成されると表面からの伝熱が悪く温度上昇し、高温でクラストが消失するとデブリが流動して拡がり表面からの伝熱が良くなった。クラストの主成分が金属か酸化物かによってデブリからの放熱が全く異なる可能性があることを示す。また、燃料デブリの拡がりや熱現象はその質量によって違いが見られた。簡易モデルで考慮していないコンクリート床の侵蝕や FP 放出についての結果も得た。照射燃料の FP 内蔵量を割り付けたので、揮発性元素も放出され、希ガスは計算開始時に全量放出された。それによって残留する崩壊熱が低下した。放出モデル VANESA では自由エネルギを考慮した化学種の生成が起こるので、CsI よりも Cs_2MoO_4 の生成が優先された。

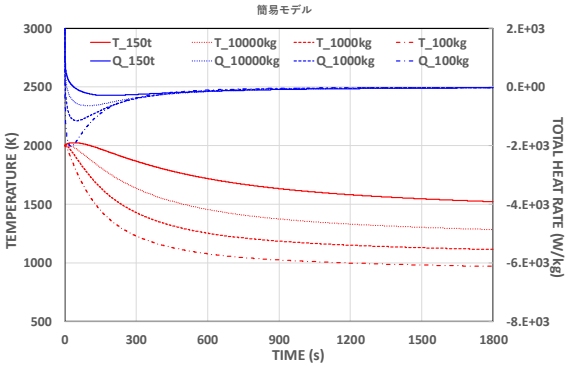


図 1. 簡易モデルによるデブリ温度と熱収支

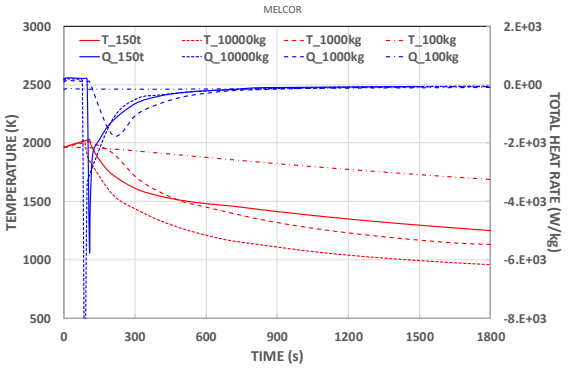


図 2. MELCOR によるデブリ温度と熱収支

3. 結論　冷却水による徐熱のタイミング・期間でデブリ温度は大きく変化するので、試験結果の実機への活用は難解である。ドライキャビティでの相変化を伴うデブリ現象を丁寧に解明すべきである。

*Masashi Himi[1], Hidetoshi Morita[1], Koetsu Itoh[1], Yoshihiro Ide[1] and Koichi Nakamura[2]
[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(2) 実機条件に対する不確かさ解析への適用性に関する検討

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(2) Investigation of Applicability to Uncertainty Analysis for a PWR

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

PWR プラントにおける小破断 LOCA 高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント策を対象に、RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度(PCT)の統計的安全評価に対する代替統計モデルを構築し、代替統計モデルによる PCT の不確かさ評価結果を RELAP5 コードによる解析結果と比較した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，不確かさ解析，RELAP5

1. 緒言　統計的安全評価では、安全解析コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。これを実施可能な計算時間で行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。本研究では、4 ループ PWR プラントの小破断 LOCA 事象を対象に、RELAP5 解析の代替統計モデルを構築して不確かさ解析を行い、PCT の 95%累積確率値の評価精度を検証した。

2. 解析方法　解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(3 インチ破断)とした。本事象を対象に、RELAP5 コードによる計算モデルの不確かさを振った統計解析(1024 サンプル)を行い、PCT の不確かさを評価した。さらに、本解析を対象に、少数のサンプルを学習データとして代替統計モデルを構築し、RELAP5 解析と同じ乱数を用いて統計解析を行い、PCT の不確かさを RELAP5 解析結果と比較した。代替統計モデル構築のため、学習データのサンプリングにはランダムサンプリング法を用いた。学習モデルには線形回帰(2 次)を使用し、RELAP5 計算値との誤差をガウス過程回帰(2 乗指数カーネル)で評価した。

3. 解析結果　図 1 に、代替統計モデルを用いた PCT 累積確率分布の学習サンプル数(93, 124, 153)に対する依存性を RELAP5 による計算結果と比較して示す。表 1 に、代替統計モデルで求めた PCT 統計値の学習サンプル数に対する依存性を RELAP5 による計算結果と比較して示す。93 サンプルでは、RELAP5 計算と比較して 5%累積確率値を過小評価、平均値と 95%累積確率値を過大評価した。153 サンプルでは RELAP5 計算とほぼ一致する結果が得られた。

図 2 に、代替統計モデルによる 95%累積確率値を、順序統計法による評価[1]と比較して示す。153 サンプルごとに Wilks 法(4 階)により 95%信頼水準 95%累積確率値を求めるとともに、代替統計モデルにより 95%累積確率値を求めた。代替統計モデルを用いた評価値の方が Wilks 法よりもサンプルごとのバラツキが小さく、RELAP5 による直接計算に近い結果が得られた。

表 1　代替統計モデルを用いた PCT 統計値の学習サンプル数に対する依存性

モデル	代替統計モデル			RELAP
学習サンプル数	93	124	153	1024※
5%累積確率値	1148.6	1150.8	1160.8	1161.9
平均値	1249.3	1244.7	1240.2	1237.0
95%累積確率値	1370.4	1353.0	1344.7	1342.4

※RELAP5 コードによる解析数

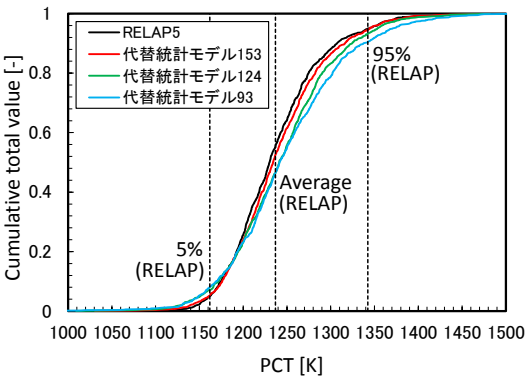


図 1　代替統計モデルを用いた PCT 累積分布関数の学習サンプル数に対する依存性

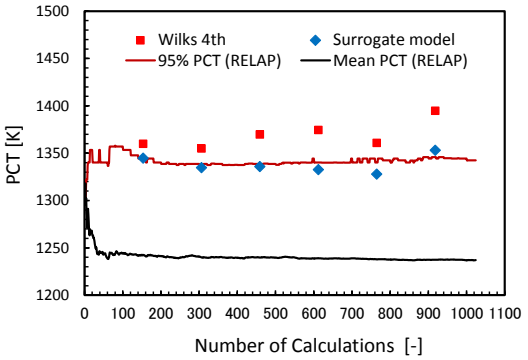


図 2　代替統計モデルを用いた PCT95%累積確率値の Wilks 法との比較

参考文献　[1] I. Kinoshita, et al., BEPU2018-149 (2018)

*Ikuo Kinoshita, INSS

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H06-09] Microscopic Analysis

Chair:Willem Van Rooijen(Univ. of Fukui)

Fri. Sep 7, 2018 10:50 AM - 12:00 PM Room H (B32 -B Building)

[3H06] MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation

*Akihide Kawamitsu[1], Sho Hayakawa[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)

10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] On-the-fly kinetic Monte Carlo simulations for evaluating the behavior of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

Sho Hayakawa[2], *Kyosuke Shibasaki[1], Taira Okita[3], Mitsuhiro Itakura[4], Haixuan Xu[5], Yuri N. Osetsky[6] (1. Faculty of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3. RACE, The Univ. of Tokyo, 4. JAEA-CCSE, 5. The Univ. of Tennessee, 6. ORNL)

11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (4)

Kohei Doihara[2], *Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[3] (1. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 2. School of Engineering, the University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method II

*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2], Tianshu Chu[3], Biheng Li[4] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Mizuho Information and Research Institute, 3. Chiba University, 4. Shibaura Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©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 (4)
-ひずみ負荷の影響-

MD simulations to evaluate effects of stacking fault energies on defect formation process in crystalline materials under neutron irradiation (4) -Influence of stress and strain-

*川満 昭英[1]，沖田 泰良[2]，早川 頌[1]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学工学系研究科，[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におけるひずみ負荷の影響を分子動力学法により定量化した. 引張ひずみ負荷により, 特に格子間原子集合体の形成が影響を受けることが明らかとなった.

キーワード：カスケード損傷，積層欠陥エネルギー，分子動力学法，ポアソン変形

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として広く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．また，応力負荷環境下においては欠陥形成が応力の影響を受けることが知られている[1]. 本研究では，中性子照射および応力負荷複合環境下でのオーステナイト鋼の結晶欠陥形成過程における特徴を解明するため，SFE のみ異なる複数の原子間ポテンシャル[2]を用い，かつ引張ひずみを負荷した MD 計算により照射欠陥数，欠陥集合体の形態に及ぼす SFE およびひずみ負荷の影響を解析した.

2. 計算手法

本研究では，MD 計算コードである Lammps[3]を用いて MD 計算を行った．SFE が 14.6 ~ 186.5 mJ/m^2 と異なりその他の物性値はほぼ一定に保たれている 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャルを用い，計算セルとして軸方向 x[1,1,0]，y[1,-1,1]，z[1,-1,-2] のセルを設定した．そして，計算セルに 0.1～1%のひずみを印加し，中心原子にエネルギーを与えることにより中性子照射を模擬した 100ps までの計算を各条件で 20～25 回繰返し行うことにより, 欠陥形成数, 及び欠陥集合体の形態に及ぼすひずみ負荷および SFE の影響を明らかにした.

3. 結果

Cu を対象材料とし，一次はじき出しエネルギー(E_{PKA})が 30keV での計算における欠陥集合体サイズ分布を図 1 に示す. なお, 縦軸には単軸引張ひずみ 1%を印加した場合の結果とひずみを与えない場合の結果の比を用いた．ひずみの印加により格子間原子集合体および空孔集合体の総数はともに増加するが，特に格子間原子集合体はひずみの影響を強く受け，大きいサイズの集合体の形成が促進される一方で，空孔集合体は格子間原子集合体に比べると形成個数の増加は緩やかであった．これは引張ひずみにより格子間原子が周囲の格子を押しのけて集合体を形成するのに必要なエネルギーを軽減させたことで格子間原子集合体の安定性が増したためと考えられる.

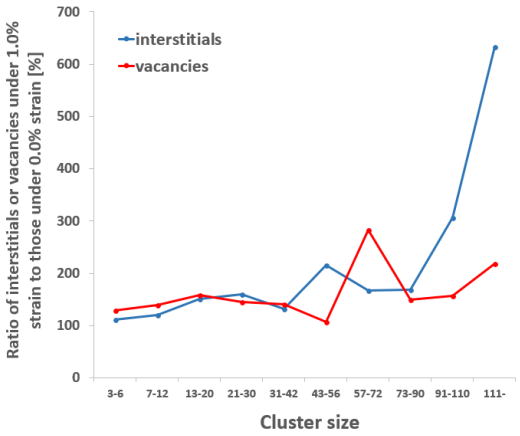


図 1 欠陥集合体サイズ分布

参考文献

[1] S. Miyashiro, S. Fujita, and T. Okita. Journal of Nuclear Materials 415.1 (2011) 1-4.
[2] V. Borovikov, M.I. Mendelev, A.H. King, and R. Lesar, MSMSE 23 (2015) 055003
[3] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator http://lammps.sandia.gov/

*Akihide Kawamitsu[1], Taira Okita[2] , Sho Hayawaka[1] 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

On-the-fly キネティック・モンテカルロ法を用いた 面心立方金属中における照射誘起欠陥の挙動に関する検討

On-the-fly kinetic Monte Carlo simulations for evaluating the behavior of irradiation-induced defects in face-centered cubic metals

早川 頌[1], *柴崎 京介[2], 沖田 泰良[3], 板倉 充洋[4], Haixuan Xu[5], Yury N. Osetsky[6]
[1]東京大学大学院工学系研究科, [2]東京大学工学部, [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, [5]The University of Tennessee, [6]Oak Ridge National Laboratory

中性子照射下で形成する照射欠陥集合体の挙動と形態に関して、分子動力学（MD）法の結果を初期値とし、On-the-fly キネティック・モンテカルロ法を用いた解析を行った。原子挙動の精確さを保持しつつ、MD 法よりも二桁近い長時間での欠陥拡散を再現することが可能となった。

キーワード： キネティック・モンテカルロ法，自己格子間原子，空孔，カスケード損傷

1. 緒言

原子炉構造材料では、中性子照射により高密度の結晶欠陥が形成すること（カスケード損傷）が大きな特徴である。結晶欠陥の拡散，微細組織変化に伴い、構造材料の機械的特性が変化していくため、欠陥形成過程を精緻に把握することが原子炉材料劣化を予測する上で重要である。カスケード損傷は、従来より分子動力学（MD）法で定量化されてきたが、MD 法で到達可能な時間スケールは実質上数 100 ps であるため、多数回の拡散を伴う欠陥集合体の挙動を再現し、微細組織発達を予測することは、事実上不可能である。また、カスケード損傷下で形成する欠陥集合体は極めて複雑な形状であるため、イベントリストを事前に作成する必要のあるキネティック・モンテカルロ法（KMC）を用いることは適切でない場合が多い。そこで本研究では、活性化過程を各ステップで逐一算出する On-the-fly KMC を用い、カスケード損傷で形成する欠陥集合体の、より長い時間スケールでの挙動と形態を把握することを目的とする。

2. 計算方法

本研究では、第一次はじき出しエネルギー50keV としたカスケード損傷の MD 結果[1]を原子配列の初期値とし、Self-evolving atomistic kinetic Monte Carlo (SEAKMC) [2]を用いて欠陥集合体挙動の解析を行った。また、面心立方金属を対象とした原子間ポテンシャル[3]を用いた。

3. 結果・考察

図 1 には、600K での計算結果の一例を示す。MD 法を用いた 0.1 ns までの解析[1]では不動であると見なされていた自己格子間原子（SIA）集合体が、格子定数の数倍もの距離を拡散することが本計算で初めて明らかとなった。この拡散は数 ns 以上で発生し、これは MD 計算での取り扱いが困難な時間スケールである。本手法は、MD 法では取り扱い不可能な時間スケールの現象を、原子挙動の精確さを保持しつつ、再現できることを意味し、さらにより長い時間スケールで発生すると考えられる集合体形態変化等も本手法により予測可能であることを示唆する。

参考文献

[1] D. Nakanishi et al, submitted to Philo. Mag.
[2] H.Xu et al., Phys. Rev. B,84(2011) 132103.
[3] V. Borovikov et al., MSMSE. 23 (2015) 055003.

S. Hayakawa[1],*K. Shibasaki[2], T. Okita[3], M. Itakura[4], H. Xu[5], Y.N. Osetsky[6]
[1]School of Engineering, Univ. of Tokyo, [2]Faculty of Engineering, Univ. of Tokyo, [3]RACE, Univ. of Tokyo, [4]JAEA-CCSE, [5]Univ. of Tennessee, [6]ORNL

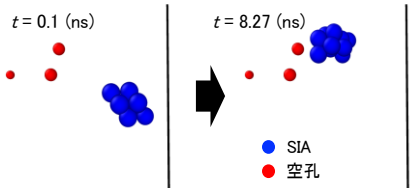


図 1 SEAKMC による SIA 集合体の挙動解析

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 (4)

Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations (4)

土井原 康平[1]，*沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東大・工，[2]東大・人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

低積層欠陥エネルギー（SFE）金属であるオーステナイト鋼に着目し，照射硬化のミクロ要因としてボイドとらせん転位の相互作用に及ぼす SFE の影響を原子レベルで解明した．交差すべりの発生有無，及びその発生回数が相互作用を決定づける因子であることが明らかとなった．

キーワード：オーステナイト鋼，分子シミュレーション，機械的特性変化，らせん転位，ボイド

1. 緒言

照射下微細組織の中で，原子空孔集合体（ボイド）は照射硬化に及ぼす影響が大きいため，そのミクロ要因である転位との相互作用を精緻に解析することが求められる．特に，らせん転位は交差すべりによりすべり面が変化し，これに伴い複雑な挙動を示す可能性がある．交差すべりは原子レベルの挙動であり，その発生頻度は積層欠陥エネルギー（SFE）に強く依存する．そのため，低 SFE であるオーステナイト鋼では，原子レベルの挙動に基づいてボイド形成による硬化を予測する必要がある．本研究では，ボイド径，SFE を変化させた MD 計算によりボイド–らせん転位相互作用の解明，及び硬化を定量化することを目的とする．

2. 計算方法

MD 計算では，LAMMPS を用いた[1]．SFE が 14.6 - 186.5 mJ/m^2 と変化する一方，その他の物性値はほぼ等しい 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル[2]のうち 4 つをを用い，x [10-1] 30.9 nm，y [1-21] 49.6 nm，z [111] 25.0 nm，x 軸 y 軸方向周期境界，z 軸方向自由境界の計算セルを設定した．初期条件として $\boldsymbol{b} = a_0/2$ [10-1] のらせん転位，及び重心が転位のすべり面上に存在するようにボイドを配置した．温度 100 K，ボイド直径 2.0 - 6.0 nm と変化させた計算を各条件 10 回行い，応力履歴から臨界分解せん断応力 (CRSS) を算出した．

3. 結果と考察

図 1，図 2 に，ボイド直径 2.0nm における相互作用形態の SFE による相違を示す．低 SFE では，ボイドとの接触によりらせん転位は交差すべりを起こし，転位全体が主すべり面から（図 1(a)）から第二すべり面（図 1(b)）に変化する．ひずみを増すと，転位全体が再び主すべり面に戻り（図 1(c)），ボイドと分離する．一方，高 SFE では，交差すべりが容易に発生するため，転位全体のすべり面が変化する前に，新たなすべり面の変化が起こる（図 2(a)）．ひずみを増すと，異なるすべり面の境界で結晶欠陥を形成しボイドから分離する（図 2(b)）．この場合，極めて高い硬化が観察された．相互作用形態及びボイドによる硬化を決定づける因子は，交差すべりの発生頻度であることが明らかとなった．

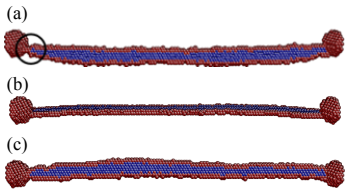


図 1 SFE=44.1 mJ/m^2 における相互作用

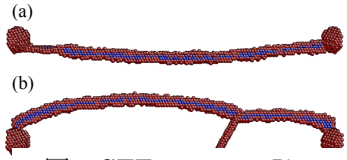


図 2 SFE=186.5 mJ/m^2 における相互作用

参考文献

[1] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>
[2] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003.

Kohei Doihara[1], *Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, University of Tokyo, [3]JAEA-CCSE

スペクトル法を用いた重イオン衝突過程の精密計算　II

High precision calculation of heavy-ion collisions based on the spectral method II

*岩田 順敬 [1]，武井 康浩 [2]，楚天舒 [3]、李必恒 [4]
[1] 東工大科学技術創成研究院，[2] みずほ情報総研，[3] 千葉大理，[4] 芝浦工大工

スペクトル法に基づいて、分数冪型の非線形相互作用がある場合の非線形クラインゴルドン方程式を計算することで、相対論効果と非線形相互作用との競合関係を明らかにする。

キーワード： フーリエスペクトル法，時間依存クラインゴルドン方程式，特殊相対論効果，分数冪型非線形相互作用

1. 緒言

複数の原子核から構成される物理系を考えるためには、それより一段階小さいレベルの核子の多体系として扱うことでより精密な反応機構を取り込むことができる［1］。本研究では非線形相互作用の中でも原子核の励起特性との関係が深いと考えらえれている分数冪型非線形相互作用を考える［2］。核子多体系についてのこれまでの研究から、分数冪型の非線形相互作用は有限サイズの媒質において、圧縮率の妥当な値を与えるために不可欠であることが指摘されている一方で、分数冪という性質から精密計算を行ってその本質を明らかにするための研究は進んでいない。

2. 研究内容

本研究では、非線形クラインゴルドン方程式に対して、スペクトル法を基礎とした精密な数値計算法を提案することで、分数冪効果を相対論的効果との競合関係の中で明らかにする。ここで、誤差評価を始めとした一連の解析的評価式も得る。

3. 結論

分数冪効果を相対論的効果との競合関係の中で明らかにするとともに分数冪数値計算法の基礎に関する一連の結果を報告する。分数冪総合作用の非線形効果が精緻に理解されることで原子核の圧縮率を支配する非線形性の本質が明らかにされることが期待される。これは核分裂過程ならびに核融合過程の反応機構を与える核物性という意味で、応用上も有用性の高い知見である。

参考文献

[1] K. Kean, Y. Iwata and S. Chiba, in preparation.

[2] Y. Iwata and J. A. Maruhn, a chapter “Energy density functional in nuclear physics” of a book “Density Functional Theory: Principles, Applications and Analysis” Nova Publishers, New York, ISBN:978-1-62417-954-9 (2013).

---

*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2], Tianshu Chu[3] and Biheng Li[4]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Mizuho Information & Research Institute, [3]Chiba University, [4]Shibaura Institute of Technology

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Computational Science and Engineering

[3H10-13] Fuel and Reactor Analysis

Chair:Takeshi Mitsuyasu(HGNE)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room H (B32 -B Building)

[3H10] Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

*kazuki ishitani[1] （1. Nuclear Engineering and Services Company）

2:45 PM - 3:00 PM

[3H11] First-principles Calculations of Non-colinear Parmagnetic States in Uranium Dioxyde and Gamma Iron

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2], Hiroki Nakamura[1] （1. JAEA, 2. Univ. Tokyo）

3:00 PM - 3:15 PM

[3H12] Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method

*Riho Horita[1], W.F.G. van Rooijen[2] （1. Univ. of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering）

3:15 PM - 3:30 PM

[3H13] Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method

*Van Rooijen Willem[1], Riho Horita[2] （1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. University of Fukui）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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
(2)畳み込みニューラルネットワークの活用に関する検討

Study on Fuel Loading Pattern Intuitive Generation Method by using Deep Learning

(2)Consideration on Application of Convolutional Neural Network

*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，教師データとして畳み込みニューラルネットワークに学習させ，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，畳み込みニューラルネットワーク，画像認識／画像生成

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し且つ経済性に優れた装荷パターンを探し出す必要がある。筆者らが開発した自動探索コード SAMPLS[1] は迅速な探索能力を有するが，設計では経済性向上を狙い燃焼度の高い燃料を積極的に用いた結果，不可避的に設計条件逸脱に至ることがある。最適化探索は(新燃料や最外周燃料の配置を固定し)あらかじめ探索範囲を狭めても数十分を要するので, 効率的な探索には自動探索の価値が有る燃料構成(燃料リスト)の迅速な見極めが肝要である。前報[2]では全結合層のみで構成された深層ニューラルネットワークの活用について検討した。

2.着想と狙い　装荷パターン探索では，複数組の配置の入替えと炉心特性値評価を試行錯誤的に繰り返す。最善と思われる選択を繰り返す点は囲碁に類似しているが, 装荷パターン探索には対局者は存在せず, 最終的に得られた配置(終局状態相当)に価値がある点が異なる。本報では，画像認識／画像生成で用いられている畳み込みニューラルネットワーク(CNN; Convolutional Neural Network)の技術を用い, 試行錯誤的な探索過程を経ずにもっともらしい装荷パターンを生成することを考えた。

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 を対象とし，入力層 31 ユニット(1/8 対称性を仮定)，出力層 64 ユニット(1/4 対称炉心マップに対応)とし，全体としては，全結合層×2→畳み込み層×4→全結合層×2 の構造の CNN を構成した。教師データとしては, 新燃料取替体数 6 とおり (60,64,...,80 体)について，それぞれ 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) ，計 6×80 ケースの最適化探索結果を用意した[2]。最適化探索には SAMPLS[1] 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を教師データとして与え学習を行った。CNN に未学習の燃料リスト計 6×200 ケースを与え, 出力された装荷パターンについて SIMULATE-3 コードで 3 次元計算を行い炉心特性値を評価することで，もっともらしい装荷パターンを生成できたか確認した。

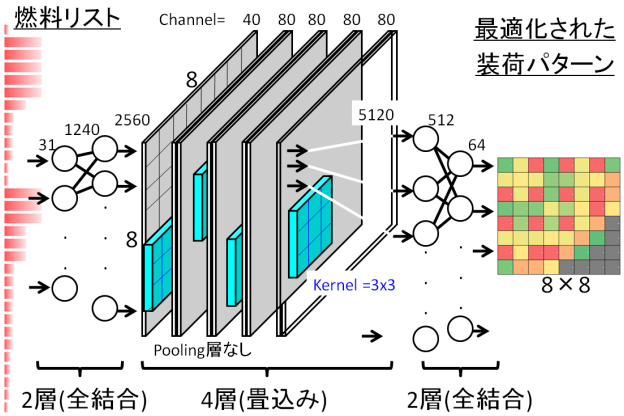


図 畳込みニューラルネットワークの構成

参考文献

[1] K.Ishitani, et. al., "Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS", Advances in Nuclear Fuel Management IV(2009).

[2]石谷, "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"，日本原子力学会 2017 年秋の大会, 1G12.

*Kazuki Ishitani[1], [1]Nuclear Engineering and Services Company

二酸化ウランおよびガンマ鉄のノンコリニア常磁性状態の第一原理計算

First-principles Calculations of Non-colinear Parmagnetic States in Uranium Dioxyde and Gamma Iron

*板倉　充洋[1]，沖田 泰良[2]，中村 博樹[1]

[1]JAEA，[2]東大

原子力材料の中で磁性状態の再現が困難なため第一原理計算があまり行われない二酸化ウランとガンマ鉄について、ランダムに分布するノンコリニアな磁性状態を用いた計算の収束性等について議論する。

キーワード：第一原理計算

1. 緒言

鉄および二酸化ウランは原子力分野で重要な材料であるが、各原子が磁性スピンをもっているため、第一原理計算においてスピン分極を考慮に入れなければ正しい結果が出ないことが知られている。アルファ鉄の場合は全ての鉄原子のスピンが同じ方向を向いた強磁性状態が 1000K 付近まで維持されるため、第一原理計算においてもそのようなスピン分極状態を用いて計算を行うことができる。しかし高温でのガンマ鉄や常温でのオーステナイト鋼のような面心立方格子構造をもつ鉄の場合、常磁性状態にあるため各原子にスピン分極を持たせつつそれぞれの方向をランダムに設定した状態で計算する必要がある。またクロム濃度の高いフェライト鋼の場合にも常温で複雑な磁性状態が現れる。その場合、スピンの向きを例えば Z 方向に限定し、＋Z 方向と－Z 方向の二種類のスピンをランダムに配置する方法がまず考えられる。さらに、現実のスピンは三次元方向を自由に向くこと、また二酸化ウランの計算において導入が必須であるスピン軌道相互作用を取り入れるとスピンの向きとして三次元方向を考慮する必要があることなどを考えると、三次元の色々な方向をランダムに向いたスピン配置を用いるという方法もある。現実をより忠実に模擬しているという意味では後者が望ましいが、三次元的な、ノンコリニアなスピン状態の計算には通常の４倍程度の計算時間が必要となる。したがってコリニアなスピン配置とノンコリニアなスピン配置の計算コストの違い、収束性、求める物性値の違いなどを評価しどちらを使用するかを決めることが望ましい。

2. 計算結果

計算は FCC 鉄(Fe32)と蛍石型 UO2(U32O64)について行った。ランダムなスピン配置は、コリニアな場合は二つの向きを二元合金のように考え、Special Quasi-Random Structure (SQS)と呼ばれる配置を用いて作成した。ノンコリニアな配置については、方向を１２種類の<110>方向に限定し、これを１２元合金と考え同様に SQS 配置を作成して計算を行った。ノンコリニアな場合、スピンの向きが構造緩和とともに徐々に変化する傾向があり収束性が悪くなった。これを防ぐため、スピンの方向が初期の方向からずれた場合にペナルティを課す計算を行ったところ、良好な収束性が得られた。スピン軌道相互作用を入れた場合、二酸化ウランではスピンが<110>方向を向きやすく、鉄では特に向きやすい方向はなかった。またスピン軌道相互作用の有無は特に二酸化ウランにおいて格子定数に影響があったが、鉄においては影響が無視できた。

3. 結論

二酸化ウランの計算においてはスピン軌道相互作用を入れることが望ましく、そのためノンコリニア状態を採用することになる。スピン軌道相互作用の計算自体のコストは無視できるものであるため、ノンコリニア状態を用いるメリットがあると考える。一方でガンマ鉄の場合は結果にそれほど影響がないためコリニアな計算で十分であると考えられる。

---

*Mitsuhiro Itakura[1] , Taira Okita[2] and Hiroki Nakamura[1]

[1]JAEA, [2]U.Tokyo

IGA 法を用いた中性子輸送計算手法の研究
（1）2 次元の解析

Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method
(1) 2 dimensional analysis

*堀田 理穂[1]，W.F.G. van Rooijen[2]
[1]福井大学，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

IGA 法および輸送理論を用いて、任意の形状に対して中性子束分布を解析する手法を開発している。従来の輸送計算コード NEWT の解析結果との比較により、現在開発中のコードの精度について評価を行なった。今回は 2 次元の解析結果を紹介する。

キーワード：IGA 法、有限要素法、中性子輸送理論、数値解析、任意形状

1. 背景および目的　原子炉の炉心解析を精度良く行うことは、適切な設計、正常な運転、そして安全を守る上で重要である。しかし、現在用いられている解析手法では、運転による熱膨張などによりいびつに変形した実際の形状に対して解析を行うことは困難である。このことから、変形に対応した解析を行い、炉心解析の精度を向上させるために、任意の形状に対して中性子束分布を解析する手法を開発する。

2. 解析手法　現在用いられている解析手法では、有限要素法を用いる際に近似的にメッシュが切られている。一方、今研究で開発する解析手法では、解析対象となる形状を NURBS（Non-Uniform Rational B-Spline[1]）を用いて正確に表現し、その形状に対して近似することなくメッシュを切り計算を行う。この手法は対象となる幾何形状と方程式を解く幾何形状が同一であることから、Iso-Geometric Analysis（IGA 法[2]）と呼ばれる。この手法により、変形した任意の形状に対する解析が可能となる。また中性子束分布の解析について、輸送理論および S_N 法を用いる[3]。

3. 精度評価の方法　開発した解析コードの精度について、NEWT の解析結果と比較を行なうことで検討を行なった。解析対象の組成や形状、断面積等は C5G7 ベンチマーク[4]を参考に作成した。エネルギーは 7 群で計算し、燃料は UO2、MOX（4.3%、7.0%、8.7%）の 4 種類について解析を行なった。

4. 結果および考察　UO2 および MOX の燃料棒 1 本に対して、IGA 法を用いたコードと NEWT の解析結果について、中性子束分布の形状はよく一致していた（図 1）。また実効増倍率の誤差は 0.1%程度であった（表 1）。集合体 1 体や炉心全体については現在解析中である。開発中のコードは良い精度で解析を行なうことができる一方、他の解析コードに比べて解析時間が長いため、解析手法について更なる検討を進めている。

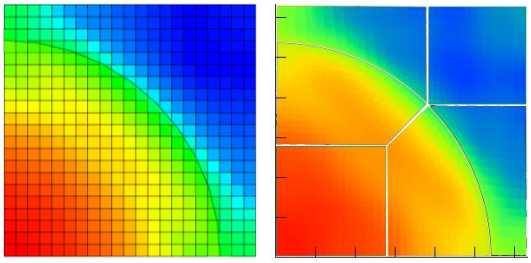


図 1　中性子束分布の比較の一例
（左：NEWT、右：開発中の手法）

表 1　各燃料の燃料棒 1 本に対する実効増倍率の比較

	k-eff (NEWT)	k-eff (開発中の手法)
UO_2	1.32407	1.32383
MOX (4.3%)	1.13469	1.13325
MOX (7.0%)	1.15926	1.15737
MOX (8.7%)	1.17255	1.17048

参考文献

[1] Les Piegl and Wayne Tiller, “The NURBS book”, Springer (1995)
[2] J.A. Cottrell, T.J.R. Hughes, Y.Bazilevs, “Isogeometric analysis”, Wiley (2009)
[3] A.R. Owens, J.A. Welch, J. Kópházi, M.D. Eaton, “DiscontinuousIsogeometric analysis methods for the first-order form of the neutron transport equation with discrete ordinates (S_N) angular discretization”, J. Comp. Phys. **315**, 501 – 535 (2016)
[4] “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation”, NEA/NSC/DOC(2003)16

*Riho Horita[1], W.F.G. van Rooijen[2]
[1]University of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering

Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric method: (2) 3-dimensional analysis

*W.F.G. van Rooijen[1], R. Horita[2]
[1]Research Institute of Nuclear Engineering, U. of Fukui, [2]U. of Fukui, Graduate School of Engineering

A neutron transport calculation code based on IGA theory is being developed to perform neutron transport calculations in two or three dimensional spatial domains. In this paper, the code features are introduced and results of 3D calculations are presented. Calculated results have good accuracy but the calculation time is unacceptable.

Keywords: Iso-Geometric Analysis, Neutron Transport Theory, S_N method, Finite Element Method

1. Introduction In neutronic calculations the spatial domain is usually represented in a simplified manner, e.g. Cartesian, cylindrical or Hex-Z geometry. In order to analyze more general geometries, for example to take into account effects of thermal expansion or deformation due to mechanical stress, the theory of Iso-Geometric Analysis (IGA) can be used. In our work, IGA is used for S_N neutron transport calculations in 2D and 3D arbitrary geometry.

2. Theory In our work the conventional S_N method and a Finite Element Method based on Iso-Geometric Analysis (IGA) [1] are used to solve the neutron transport equation. In the IGA method the theory of NURBS [2] is used to describe the geometrical domain, and the same basis functions are also used to solve the neutron transport equation. In comparison to conventional method, the IGA method has 2 special features: first, the theory of NURBS allows to describe arbitrary geometrical domains in a mathematically exact way, and second, the basis functions are automatically adapted to the geometrical domain.

3. Code design and implementation In the present work, a completely new calculation code was developed, using the theory from [2] regarding NURBS functions, and based on the work in [1] and [3] for S_N calculations. The code is designed with the following features: multi-group S_N calculations in 2 or 3 dimensions, anisotropic scatter, fixed source calculations, λ-mode calculations, α-mode calculations, and time-stepping calculations.

4. Results The new 3D version of our code was tested in two ways: the Method of Manufactured solutions was used to confirm that the convergence properties are as expected from theory. As a first attempt for 3D eigenvalue calculations, the first problem of the Takeda-benchmarks [4] was calculated: a small, cube-shaped thermal reactor with control rod in/out. Results are given in Table 1. Adequate results were found but the calculation time is excessive at the moment. Investigations have shown two causes: the treatment of boundary conditions at internal boundaries, and the sweep-order through the mesh. Both aspects are currently under development.

3. Conclusion We are developing a new S_N neutron transport code based on IGA theory. 3-D benchmark calculations have given good results. The calculation time of the present code is unacceptable and improvements are underway.

Table 1: Results for Takeda-1 benchmark (KUCA-type core)

	This work	KENO6	Benchmark
CR up	0.9788	0.9775 ± 0.00013	0.9765
CR down	0.9636	0.9626 ± 0.00012	0.9621
CR worth	0.0152	0.0149	0.0144

References

[1] J.A. Cottrell, T.J.R. Hughes, and Y. Bazilevs, “Isogeometric Analysis – Toward Integration of CAD and FEA”, Wiley (2009)

[2] L. Piegl and W. Tiller, “The NURBS Book”, Monographs in visual communication, Springer (1995)

[3] A.R. Owens, J.A. Welch, J. Kophazi and M.D. Eaton, “Discontinuous isogeometric analysis methods for the first-order form of the neutron transport equation with discrete ordinates (SN) angular discretization”, J. Comp. Phys., **315**, 501 – 535 (2016)

[4] T. Takeda and H. Ikeda, “3-D neutron transport benchmarks”, NEACRP-L-330 (1991)

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

[3I01-05] Fukushima Daiichi Accident 1

Chair:Kiyofumi Moriyama(MasakiTech)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:45 AM Room I (B33 -B Building)

[3I01] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masataka Hidaka[1], Tadashi Fujii[1], Takeshi Sakai[1] (1. IRID/Hitachi-GE)

9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Assessment of Core Status of TEPCO’ s Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Takeshi Honda[1], Seiichi Dono[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD)

9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Ikken Sato[1,5], Shinji Yoshikawa[5,1], Xin Li[1,5], Takuya Yamashita[1,5], Akifumi Yamaji[3], Marco Pellegrini[2], Yoshihiro Kojima[4,5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Institute for Applied Energy, 3. Waseda University, 4. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporation, 5. IRID)

10:00 AM - 10:15 AM

[3I04] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroyuki Suzuki[1], Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. IAE)

10:15 AM - 10:30 AM

[3I05] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

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

10:30 AM - 10:45 AM

©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
(107) デブリ堆積状態の感度解析による格納容器床の長期侵食評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(107) Evaluation for Long Term Erosion of Containment Floor
by Sensitivity Analyses for Debris Accumulation Condition

*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 1 号機を対象に，MCCI による PCV 破損状況と燃料デブリの状態を推定するため，SAMPSON コードを用い，デブリの堆積状態をパラメータとした長期侵食挙動の感度解析を実施した。

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，MCCI，感度解析

1. 緒言：福島第一原子力発電所の炉内状況把握において，MCCI による PCV 床・壁の損傷と燃料デブリ状態の推定に対しては，解析と PCV 内部調査の両面からのアプローチが有効である。これまでに 3 次元デブリ拡がり解析(DSA)モジュールを用いて，1 号機のデブリ拡がり感度解析を行い，拡がりの支配因子を明らかにした[1]。本報では，1 号機の状態推定図・デブリ分布図[2]に対し，MCCI 挙動に関する解析面からの情報を反映することを目的として，落下デブリの拡がり・堆積条件をパラメータに感度解析を実施し，1 号機の長期侵食挙動を評価した。

2. 長期侵食挙動の感度解析：PCV 内部の圧力・温度条件を考慮するため，DSA モジュールと PCV 内熱水力解析(CVPA)モジュールを連成させて解析した。崩壊熱は揮発性核分裂生成物放出による減損を考慮し，コンクリート分解温度は侵食実験[3]に基づき設定した。予めデブリの堆積形状を想定し，固体デブリを堆積させて（ケース 1：ペデスタル床に偏心して堆積，2：中央に堆積，3：ドライウェル床に流出）解析した。

3 ケースのデブリ質量の時間変化（図 1）と，代表例としてケース 1 の縦断面の固液分布（図 2），侵食によるペデスタル壁の破損箇所（図 3）を示す。解析の結果，デブリ落下後 2～3 日間で侵食が停止すること，消防車注水のない条件でもコンクリート融点の設定次第では，大規模なペデスタル侵食に至らない可能性，さらにサンプピットから離れた領域ではペデスタル壁の侵食が抑制される可能性を把握した。

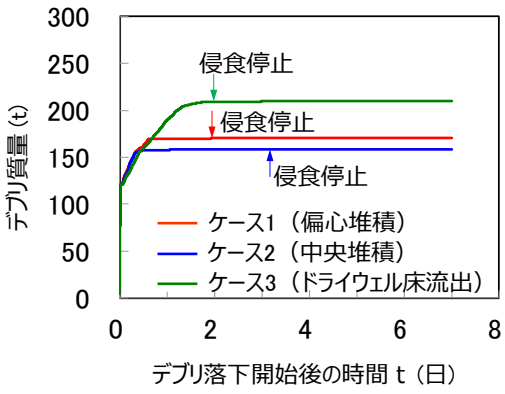


図 1 デブリ質量の時間変化

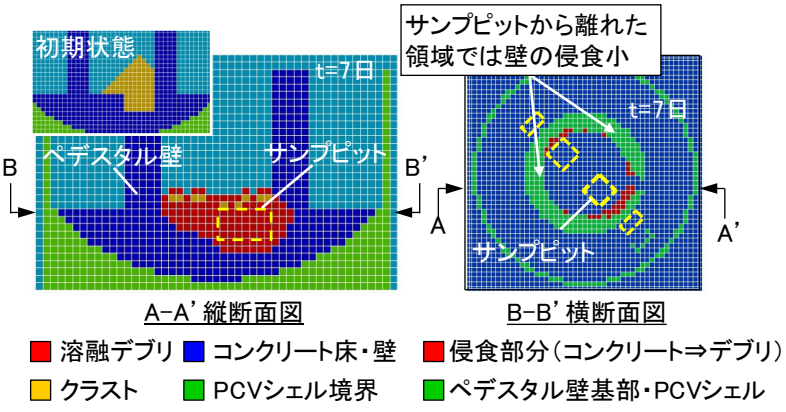


図 2 PCV 縦断面の固液分布　　図 3 侵食による破損箇所

参考文献：[1] 日高政隆，他，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，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1E09 (2017)
[2] 酒井健，他，総合的な分析・評価のまとめ －１号機－，日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018)
[3] Foit, J. J., Presentation on MOCKA experiment at TCOFF meeting, Jan. 15-17 2018, OECD/NEA (2018)

謝辞　この成果は、経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

*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
（108）2 号機の原子炉補機冷却水系に汚染がみられなかった原因の推定

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(108) A Study on low contamination of Reactor Cooling Water System at Unit 2

*本多　剛[1]，堂埜　誠一[1]，溝上　暢人[1]，山内　大典[1]，溝上　伸也[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所（1F）1 号機で確認された原子炉補機冷却水系（RCW）の汚染が 2 号機では確認されておらず、この違いが生じる原因は特定できていなかった。2018 年 1 月に 2 号機で実施した格納容器（PCV）内部調査の結果をふまえると、2 号機では PCV 底部にある機器ドレンサンプを冷却する RCW 配管が、PCV に落下したと考えられる燃料により損傷しなかった可能性が示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，原子炉隔離時冷却系

1. 緒言

1F 1～3 号機はシビアアクシデントに至った結果、燃料は原子炉圧力容器（RPV）から PCV へと落下したものと考えている。1 号機では、原子炉建屋（R/B）内の機器を冷却している RCW 系統に汚染が確認されているが、これは燃料が PCV へ落下し、PCV 床にある機器ドレンサンプを冷却する RCW 配管を損傷させたため、放射性物質が RCW 系統内に移行した結果と考えている。一方、2 号機では R/B 内の RCW 系統周辺の空間線量率が低く、目立った汚染は確認されていない。本報告ではこの原因について検討した。

2. 検討（2 号機の RCW 系統にかかる情報の整理）

2-1. 2 号機の RCW 系統

1, 2 号機とも、RCW 系統における PCV 隔離弁は電動弁であり、全電源喪失に伴いそのままの状態で維持されたため、事故時に開いていたものと考えられる。したがって、PCV に落下してきた燃料により RCW 配管に損傷を受けた場合には、系統内に汚染が広がる可能性が考えられる。

2-2. 2 号機の RCW 系統周辺の空間線量率

1 号機で高い空間線量率を計測した代表的な RCW 系統周辺の測定結果と、2 号機の RCW 系統周辺の空間線量率を比較した結果を表 1 に示す。RCW 熱交換器など、空間線量率は 2 号機の方が一桁程度低く、汚染の状況が異なるものと考える。

表 1　RCW 系統周辺における空間線量率の比較

	1 号機	2 号機
RCW 熱交換器	1000 mSv/h 以上	約 100 mSv/h
ドライウェル除湿系（DHC）	約 100 mSv/h	約 20 mSv/h
MG セットオイルクーラー	約 150 mSv/h	約 20 mSv/h
RCW サージタンク	約 90 mSv/h	約 45 mSv/h
廃棄収集フィルター用再循環クーラー	約 350 mSv/h	約 0.5 mSv/h

注：対象機器近くの線量率測定結果がない場合は、近い場所の線量率を記載
：1 号機の MG セット A 近傍は RCW 熱交換器からの線量の影響が強いため MG セット B 近傍で最も高い値を記載

2-3. 2018 年 1 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査の結果

2 号機 PCV 内部調査の結果、PCV 底部（ペデスタル内）には堆積物が床一面に拡がっていた。上部タイプレートが落下していた周囲の堆積物は燃料デブリを含むと思われる。PCV 底部にあるケーブルトレイや、CRD 交換機昇降台車等の構造物に高温による変形を含め目立った損傷はみられなかったことから、堆積物は発熱源となる燃料成分をあまり多く含まず、溶融した構造物などが主たる成分となっている可能性が考えられる。

3. 考察と結論

2 号機の RCW 配管のペデスタル内の引き回しを考えると、RCW 配管には堆積物が接触している可能性が高い。RCW 配管とケーブルトレイは同様の厚さで融点も近いため、ケーブルトレイに損傷がみられなかったことを考えると、RCW 配管が高温による影響で破損した可能性は低い。したがって、2 号機では RCW 配管が損傷せず、RCW 系統内に放射性物質が移行しなかったものと考えられる。

---

*Takeshi Honda[1], Seiichi Dono[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1] and Shinya Mizokami[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
（109）2 号機, 3 号機の炉心物質移行過程における炉心エネルギーの差とその影響

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(109) Difference in core energy in core material relocation in Units 2 and 3 of FDNPS and its effects

*佐藤一憲[1,5], 山下拓哉[1,5],吉川信治[1,5],リ・シン[1,5], ペレグリニ・マルコ[2], 山路哲史[3],小島良洋[4,5]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]エネルギー総合工学研究所, [3]早稲田大学, [4]東芝 ESS, [5]IRID

2 号機と 3 号機の炉心エネルギーの差、及びその下部プレナム移行デブリの冷却特性、圧力容器バウンダリー破損、デブリのペデスタル移行挙動に与える影響を評価した。

キーワード：沸騰水型原子炉、過酷事故、スランピング、デブリドライアウト

1. プラントデータの分析

圧力などプラントデータを分析した結果、2 号機では炉心が空焚きになってから約 4 時間後に下部プレナムへの燃料移行が生じたと考えられるのに対し、3 号機では約 10 時間後と大きな差があることが示された。

2.炉心エネルギーの評価

MELCOR(早大)、MAAP(EPRI)、SAMPSON(IAE)、SCDAPSIM(JAEA)の各コードにより炉心エネルギー増加（空焚き前をゼロとする）を評価した(図 1、2 参照)。解析結果には大きな不確かさが見られる。これらの解析結果を基盤としてプラントデータの分析と BWR 体系での炉心溶融移行挙動に着目したプラズマ加熱試験[1]の知見を総合し、炉心エネルギー増加の最確値を評価した。この結果、下部プレナム移行燃料は 2 号機では大部分が未溶融で粒子状の固体燃料、3 号機では相当割合が溶融していたと推定された。

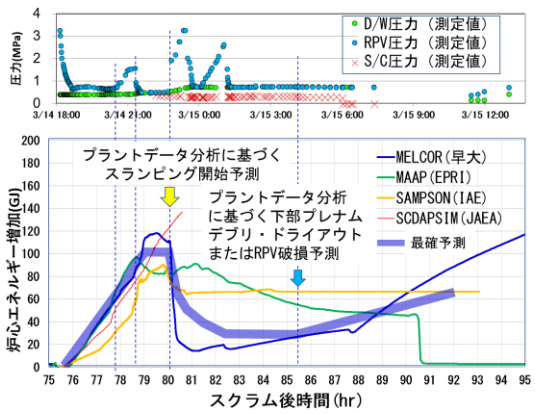


図 1　2 号機の炉心エネルギー増加の評価結果

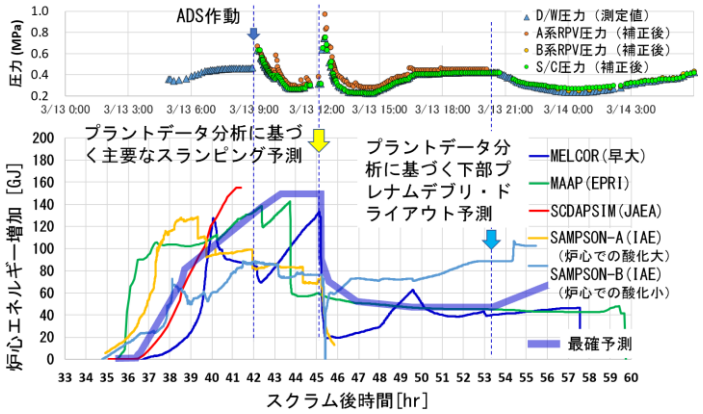


図 2　3 号機の炉心エネルギー増加の評価結果

3.BWR 特有の下部プレナムデブリ挙動の可能性と炉心エネルギーの差の影響

BWR では下部プレナム内に金属構造物が多く、これが溶融すると溶融金属の対流効果によって燃料デブリから RPV 等への伝熱を促進し、RPV 破損を早める可能性がある。粒子状固体燃料は溶融金属が透過しやすく、2 号機ではこの傾向が強いと予想される。2 号機では RPV 破損によって溶融金属が流出した後、注水による粒子状デブリの蒸気冷却が有効に働き、RPV 内の燃料デブリ保持を高めた可能性がある。

参考文献

[1] T. Yamashita et al., “The CMMR Program: BWR Core Degradation in the CMMR-1 and the CMMR-2 Tests,” Proc. of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, Zadar, Croatia, 3-6 June 2018.

この成果は、経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

---

*Ikken Sato[1,5], Takuya Yamashita[1,5], Shinji Yoshikawa[1,5], Xin Li[1,5], Marco Pellegrini[2], Akifumi Yamaji[3], Yoshihiro Kojima[4,5]

1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Applied Energy, 3.Waseda University, 4.Toshiba ESS, 5.IRID

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
（110）SAMPSON を用いた 1F 事故発生後３週間解析の最終評価結果(1 号機)

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(110) Final results of 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit1)

*鈴木 博之[1]，西川朝雄 [1]，木野 千晶[1]，茶木 雅夫[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

SAMPSON で福島第一原子力発電所の 1 号機の事故進展解析を行い、事故シナリオの分析を実施した。検討した事故シナリオや現地の調査結果を基に推定した 1 号機のデブリ分布を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所, SAMPSON, デブリ分布，３週間解析，過酷事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1 号機の SA 事故解析によるデブリ分布の推定ために、実測値や炉内調査結果等と最も整合していると考えられる事故シナリオを策定した[1]。SAMPSON による事故後３週間の解析を実施し、事故シナリオの妥当性の評価およびデブリ分布の推定を行った。

2. SAMPSON による事故後３週間の解析結果

1 号機ではスクラム後、有効な冷却手段を講ずることが出来ずに炉心の溶融に至ったと考えられる。3 月 12 日 2:30 時頃に測定された PCV 圧力は 0.84MPa となっていた。事故シナリオの検討により、この圧力上昇を説明するには大量の水素が Zr-水反応で発生する必要があるため、ほとんどの燃料は溶融したと推定される。RPV 底部が破損したと推定される 3 月 12 日 6 時頃までの注水量は極めて限定的であるため、RPV 底部で溶融プールを形成した可能性もあり、燃料デブリの大部分は PCV へ移行したと考えられる。

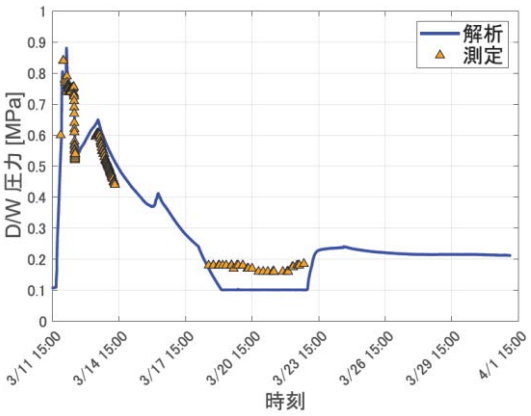


図 1. D/W 圧力の３週間解析結果

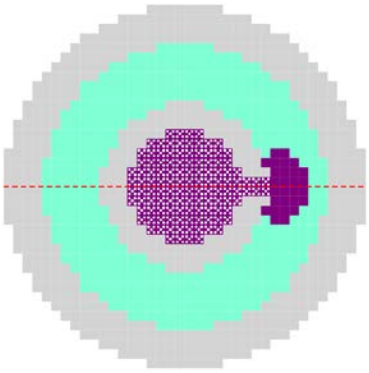


図 2. 燃料デブリの拡がり解析結果（３週間後）

3. 結論

1 号機では代替注水が開始する前に燃料溶融が開始し、代替注水が炉内に届く前に RPV 底部の破損が起こり、ほとんどの燃料デブリがペデスタルへ移行したと推定される。2 号機とは異なり、注水が炉内に届かない状況で炉心損傷が進んだため、シュラウドの一部が損傷した可能性も否定できない。

参考文献

[1] 茶木ほか、日本原子力学会　2018 年春の年会予稿集 2B02

ー謝辞ー

この成果は，経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Asao Nishikawa[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1]

[1]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
(111) SAMPSON を用いた 1F 事故発生後３週間解析の最終結果（2 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

Final results of 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit-2)

*木野千晶[1]，吉岡逸夫[2]，茶木雅夫[1]

[1]エネ総研，[2]アドバンスソフト

福島第一原子力発電所の 2 号機の事故進展について、事故シナリオ分析・SAMPSON 解析を基に総合的に評価し、最終デブリ分布を推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、炉心溶融、デブリ分布、SAMPSON

1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機では強制減圧後以降（3 月 14 日 18 時頃）に溶融が進展し、デブリが RPV 外へ放出されたと考えられている。よって、この時間帯のデブリ移行挙動を詳細に把握する必要がある。

2. SAMPSON による事故後３週間の解析結果

事故シナリオ分析および SAMPSON 解析結果により、3 月 14 日 21 時頃に金属を中心とした少量のデブリが、23 時頃に燃料を含むデブリが下部プレナムへ移行したと推定した。3 月 14 日 22 時半～23 時半頃にみられる PCV 圧力の急激な上昇は炉内における水素発生に起因すると考えられる。水素発生の反応熱により炉心溶融はさらに進展するが、本解析では 23 時半時点で周辺部の燃料棒は熱的には溶融しなかった。これは、消防車注水が継続的に実施されダウンカマに水が残っていることから、周辺部で輻射による冷却効果が有効であった可能性を示唆している。実際には燃料棒支持金具などが破損し、燃料棒は崩落・落下したと推定するが、燃料デブリは溶融状態ではなくペレットの形状を保った状態で移行した可能性もある。下部プレナムへ移行したデブリは消防車注水により継続的に冷却されていたが、堆積デブリ全体を冷却するには至らず、先に落下した金属を多く含む層のデブリが RPV 底部を破りペデスタルへ移行したと推定した。3 週間解析の結果では、燃料をほとんど含まないデブリは MCCI を起こさずに静定した。(Fig.1)。

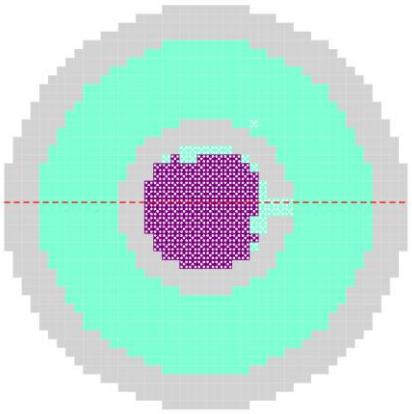


Fig.1 静定したペデスタルにおけるデブリ拡がり
(SAMPSON 解析結果)

3. 結論

実測値などを基にした事故シナリオ分析および SAMPSON 解析結果より、3 月 14 日 21 時以降に燃料を含むデブリが下部プレナムへ移行したと推定した。また、先に落下した金属を多く含むデブリが下部プレナムで再度溶融し、ペデスタルへ移行した後 MCCI を起こさず静定したと推定した。この成果は，経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

---

*Chiaki Kino[1], Itsuo Yoshioka[2] and Masao Chaki[1]

[1]The Institute of Applied Energy, [2]Advance Soft

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

[3I06-10] Fukushima Daiichi Accident 2

Chair:Koji Okamoto(Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 7, 2018 10:45 AM - 12:00 PM Room I (B33 -B Building)

[3I06] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1], Masao Chaki[1] (1. The Institute of Applied Energy)

10:45 AM - 11:00 AM

[3I07] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Shinya Mizokami[1], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Sakai[3], Takuya Yamashita[4], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, 2. Tepsys Corp., 3. Hithachi-GE Nuclear Energy, 4. JAEA, 5. IAE)

11:00 AM - 11:15 AM

[3I08] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Takeshi Sakai[1,6], Shinya Mizokami[2,4,6], Takeshi Honda[2], Kenichiro Nozaki[3,2], Takuya Yamashita[4,6], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5] (1. Hitachi-GE, 2. TEPCO HD, 3. TEPSYS, 4. JAEA, 5. IAE, 6. IRID)

11:15 AM - 11:30 AM

[3I09] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Takuya Yamashita[1,6], Takeshi Honda[2], Shinya Mizokami[2,1,6], Kenichiro Nozaki[3,2], Hiroyuki Suzuki[4], Marco Pellegrini[4], Sakai Takeshi[5,6] (1. JAEA, 2. TEPCO, 3. TEPSYS, 4. IAE, 5. Hitachi-GE, 6. IRID)

11:30 AM - 11:45 AM

[3I10] Refinement of radioactivity inventory in the Fukushima Daiichi NPP used by CBZ code system

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

11:45 AM - 12:00 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
(112) SAMPSON を用いた 1F 事故発生後３週間解析の最終評価結果（3 号機）

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(112) Final results of 3 weeks analysis using SAMPSON code (Unit-3)

* Marco Pellegrini[1], Chiaki Kino[1] and Masao Chaki[1],
([1]エネルギー総合工学研究所)

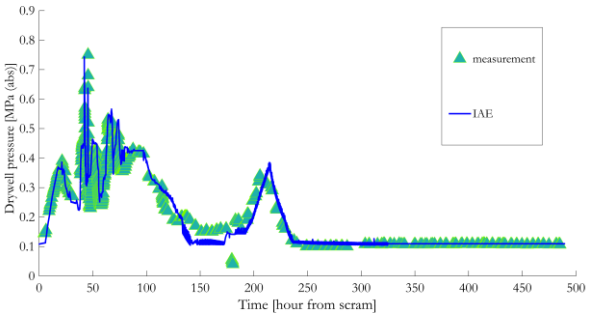
As participant in the project aimed at improving the understanding of Fukushima Daiichi (1F) NPP conditions, IAE has performed a comprehensive evaluation and analyses of the 1F units. At the beginning the accident scenario has been evaluated deeply among all the members of the project, subsequently the SAMPSON code has been applied to confirm assumed phenomena and clarify uncertain points. The analysis has confirmed that at Unit 3 a large portion of the core melted and relocated in the lower plenum. Thereafter, because of lack of cooling, RPV failed and subsequently debris was gradually transferred to the pedestal triggering the MCCI. It is estimated that a little amount of debris might have remained in the lower plenum while a considerable portion relocated to the pedestal with limited spread to the DW.
Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, MCCI, SAMPSON

1. Introduction

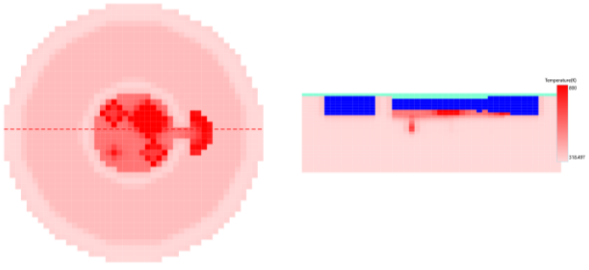
The fiscal year 2017 represents the last year of the project aimed at improving the understanding of Fukushima Daiichi reactor conditions. In this final year we have condensed all the experience gathered through SAMPSON analysis and modeling of the Fukushima Daiichi to provide a best estimate calculation that can reproduce as much as possible the measurements, explain the accident scenario and provide reliable estimations of the debris and FP distribution. The accident scenario was intensely analyzed together with other members of the project through deep investigation of the measurements and an adequate scenario with firmed points where consensus was reached and some points requiring additional clarification through the analysis, was drawn. In this work we will present the latest results of the computation regarding Unit 3 discussing the assumptions, uncertain topics as well as providing a rough picture of the debris distribution in the plant.

2. Results

In the SAMPSON prediction core degradation starts at around 38h in Figure 1 a), when the PCV pressure increases gradually. Thereafter ADS triggers and PCV pressure is reduced through the S/C area opening (42h). Two debris slumps occur at around 43h, small slump, and 45h, complete core debris relocation. In this calculation only the second large relocation is calculated and the SAMPSON code provides a relatively good agreement of the RPV pressure spike, as well as the PCV pressure. Thereafter the pressure rises after S/C vent closes (47h) because of debris quenching in the lower head as well as water leaking through the downcomer manhole. Sea water is continuously injected through the fire pump until the pressure in the PCV reached around 0.4MPa. Thereafter the pressure is maintained high through water draining from the downcomer quenching the debris. At the time when the RPV reached dry-out conditions, the pressure drops and lower head melts with sudden debris discharge (55h). In sensitivity calculations on the behavior of the MCCI we have realized that a continuous relocation does not reproduce the pressure signature. For this reason we have considered the possibility of discontinuous relocations assuming multiple and subsequent lower head failures. This assumption is found successful to reproduce the pressure trend. Eventually the pressure reaches around 0.5MPa, and the water injection is reduced to zero until, at the onset of water dryout (68h), the PCV pressure reduces to around 0.4MPa driven by drywell head flange leak and drywell leak. Because of this pressure reduction a certain amount of water is transferred from the S/C to the D/W where steam additionally starts to be generated pressure increases again. This process is repeated several times until the pressure is stabilized. At around 70 hours the conditions of the pedestal by the MCCI is presented in Figure 1 b) and c).



a)



b)

Figure 1 a) DW pressure results by the SAMPSON code, b) debris spread, c) vertical concrete ablation.

3. Conclusion

From the SAMPSON analysis of Unit 3 it is estimated that a large portion of the core melted and relocated to the lower plenum, which subsequently failed because of lack of cooling. While around small amount of debris is estimated to remain as solid debris in the lower head, a large portion is computed to be discharged gradually to the pedestal, where competing phenomena between gas generation and leak resulted in an oscillatory behavior of the PCV pressure signature which was well reproduced by SAMPSON.

－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
(113) 総合的な分析・評価のまとめ －３号機－

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(113)Integrated evaluation of fuel debris remaining inside the RPV and the PCV – Unit3 -

*溝上 伸也[1,4,6], 本多 剛[1], 野﨑 謙一朗[1,2], 酒井 健[3,6], 山下 拓哉[4,6], ペレグリニ マルコ[5], 鈴木 博之[5]
[1]東京電力HD, [2]テプコシステムズ, [3]日立GE, [4]JAEA, [5]エネ総研, [6]IRID

東京電力福島第一原子力発電所の原子炉・格納容器の状況を把握するため，事故時/事故後の測定データの分析，事故進展解析の結果，廃炉の為に実施された現場調査及び試験により得られた知見等，様々な情報を有効に活用し，燃料デブリ分布の推定図，FP分布の推定図，線量分布の推定図を作成した。本稿では，３号機の推定結果をまとめる。

キーワード：福島第一原子力発電所，推定図，過酷事故

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（以下，「1F」という）の1~3号機は，津波により冷却機能を喪失しただけではなく，直流電源の喪失により計測器の測定値の取得が困難となったため，事故進展そのものに関する情報が不足しており，また，過酷事故解析コードによる計算結果も不確かさが大きいことから，事故後の原子炉・格納容器の状況を把握することは非常に困難であった。また，1F で実施される調査は，廃炉のための作業に関連するものとして実施されており，線量情報を除けば，情報の統一的な管理がなされておらず作業ごとに情報が散在している状況であった。そのため，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）では，事故時および事故後の測定データの分析，試験により得られた知見，事故進展解析の結果といった個別の検討課題の成果に加え，現場調査により得られる様々な情報を各号機の主要な区画ごとに収集し，検討成果と現場情報との整合性を比較し，総合的に分析・評価することで炉内・格納容器内の状態を推定し，その結果を，視覚的にわかりやすい燃料デブリ分布の推定図，FP分布の推定図，線量分布の推定図の形でまとめ，2017年7月の初公表[1]後も，最新情報を反映し適宜更新してきた。本稿では，代表図として燃料デブリ分布の推定図を解説する。

2. 燃料デブリ分布の推定図の概要

図１に 3 号機における燃料デブリ分布の推定図[2]を示す。炉心部には，ミュオン測定，過酷事故解析コードによる結果から，大部分の燃料が溶融し，炉心部にはほとんど燃料棒は残存しないと推定している。

また，事故後の注水により水位が形成されないことから、原子炉底部は破損していると推定しているが、2017 年の水中 ROV 調査にて，直径約 30cm の炉内構造物がペデスタル内側で確認されていることから，原子炉には比較的大きな破損孔があること，燃料デブリも相当量原子炉から格納容器に落下していると推定している。

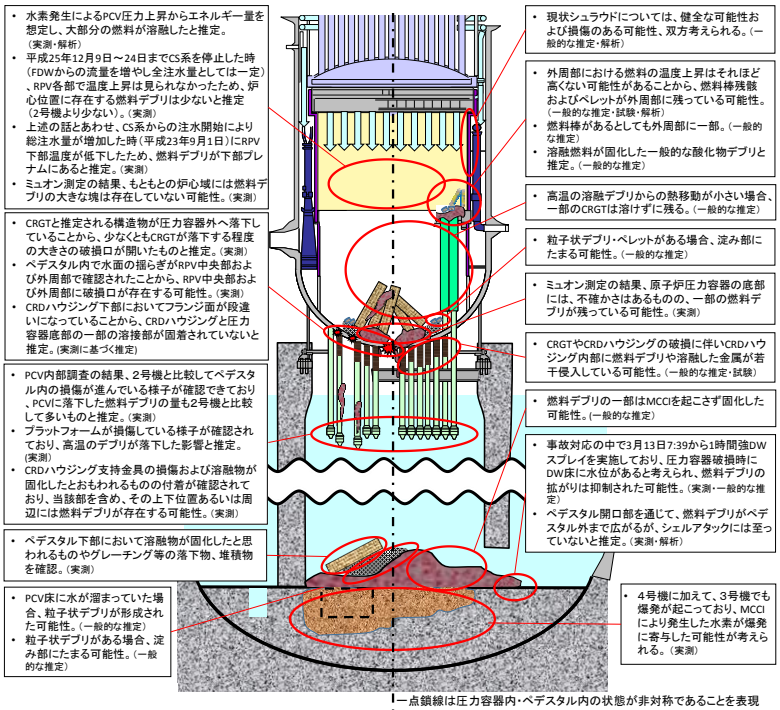


図１　燃料デブリ分布の推定図

3. 結言

図１に示す炉内・格納容器内の状態推定結果は，現時点で得られている情報を最大限活用してまとめたものであるが，不確かさも多く含む。廃炉作業の進捗に伴い，今後より多くの情報が現場から取得されることが期待されるため，得られた知見の活用を中心に，緒言にて記載したアプローチを継続することで，推定を更新していくことが必要である。

参考文献

[1] 溝上　伸也，“福島第一原子力発電所の炉内状況推定についての報告”， 第２回福島第一廃炉国際フォーラム，2017年７月３日
[2] “総合的な炉内状況把握の高度化”，技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

－謝辞－

この成果は，経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

* Shinya Mizokami[1,4,6], Takeshi Honda[1], Kenichiro Nozaki[1,2], Takeshi Sakai[3], Takuya Yamashita[4,6], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5]
[1]TEPCO HD, [2]TEPSYS, [3]Hitachi-GE, [4]JAEA, [5]IAE, [6]IRID

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 (114) 総合的な分析・評価のまとめ －１号機－

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(114)Integrated evaluation of fuel debris remaining inside the RPV and the PCV - Unit1 -

*酒井 健[1,6], 溝上 伸也[2,4,6], 本多 剛[2], 野﨑 謙一朗[2,3], 山下 拓哉[4,6], ペレグリニ マルコ[5], 鈴木 博之[5]
[1]日立GE, [2]東京電力HD, [3]テプコシステムズ, [4]JAEA, [5]エネ総研, [6]IRID

事故時/事故後の測定データの分析，試験により得られた知見，事故進展解析の結果及び現場調査により得られる様々な情報を有効に活用し，燃料デブリ分布の推定図，FP分布の推定図，線量分布の推定図を作成した。本稿では，１号機の推定結果をまとめる。

キーワード：福島第一原子力発電所，推定図，過酷事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置において，原子炉内・格納容器内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況を推定・把握することは不可欠であるが，高線量下にある現場を直接観察することは，現時点でも困難な状態である。このため，現状の考えうる状態を可視化すべく，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）では，事故時および事故後の測定データの分析，試験により得られた知見，事故進展解析の結果といった個別の検討課題の成果に加え，現場調査により得られる様々な情報やこれまでに得られた成果を有効に活用するというアプローチをとることで，炉内・格納容器内の状態を総合的に分析・評価した。

2. 燃料デブリ分布の推定図の概要

図１に１号機における燃料デブリ分布の推定図を示す。ミュオン測定，過酷事故解析コードによる結果から，大部分の燃料が溶融し，炉心部には燃料棒は残存していないと推定している。

RPV底部については，事故後の注水によっても水位が形成されないことから，破損口が生じていると推定している。CRGTが一部溶けずに残っている可能性があるが，デブリについてはRPV底部に固化して付着しているものを除いて，下部プレナム底部に形成された破損口より，RPV外に落下したと推定している。なお，HVH温度計の温度が他の格納容器内温度計よりも高いことから，一部のデブリは落下経路に存在していたCRD表面あるいはその内部に存在している可能性がある。

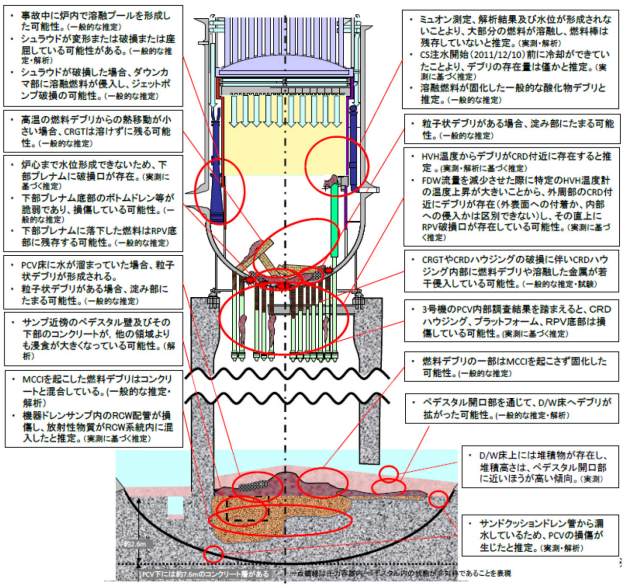


図１ 燃料デブリ分布の推定図[1]

PCV底部に落下し，MCCIを発生させた燃料デブリはコンクリートと混合した状態で存在している可能性がある。なお，過酷事故解析コードの結果の傾向より，サンプ近傍のペデスタル壁及びその下部のコンクリートが，他の領域よりも浸食が大きくなっている可能性があると推定している。また，１号機は，他号機よりもRPV破損までに燃料デブリが蓄えたエネルギが大きいため，ペデスタル開口部を通じて，D/W床へデブリが拡がっている可能性がある。D/W床上には，格納容器内部調査の結果，堆積物(材質不明)が確認されており，堆積高さはペデスタル開口部に近いほうが高い傾向となっている。

3. 結言

図１に示す炉内・格納容器内の状態推定結果は，現時点で得られている情報を最大限活用してまとめたものであるが，不確かさも多く含む。廃炉作業の進捗に伴い，今後より多くの情報が現場から取得されることが期待されるため，得られた知見の活用を中心に，緒言にて記載したアプローチを継続することで，推定を更新していくことが必要である。

参考文献

[1] “総合的な炉内状況把握の高度化”，技術研究組合 国際廃炉研究開発機構，http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

－謝辞－

この成果は、経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

---

*Takeshi Sakai[1,6], Shinya Mizokami[2,4,6], Takeshi Honda[2], Kenichiro Nozaki[2,3], Takuya Yamashita[4,6], Marco Pellegrini[5], Hiroyuki Suzuki[5]
[1]Hitachi-GE, [2]TEPCO HD, [3]TEPSYS, [4]JAEA, [5]IAE, [6]IRID

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
(115) 総合的な分析・評価のまとめ －２号機－

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(115) Integrated evaluation of fuel debris remaining inside the RPV and the PCV – Unit 2 -

*山下拓哉[1,6], 本多剛[2], 溝上伸也[1,2,6], 野﨑謙一朗[2,3], 鈴木博之[4], ペレグリニ・マルコ[4], 酒井健[5,6]
[1]原子力機構, [2]東京電力 HD, [3]テプコシステムズ, [4]エネ総研, [5]日立 GE, [6]IRID

事故時/事故後の測定データの分析，試験により得られた知見，事故進展解析の結果及び現場調査により得られる様々な情報を有効に活用し，燃料デブリ分布の推定図，FP 分布の推定図，線量分布の推定図を作成した。本稿では，2 号機の推定結果をまとめる。

キーワード：福島第一原子力発電所，推定図，過酷事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置において，原子炉内・格納容器内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況を推定・把握することは不可欠であるが，高線量下にある現場を直接観察することは，現時点でも困難な状態である。このため，現状の考えうる状態を可視化すべく，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）では，事故時および事故後の測定データの分析，試験により得られた知見，事故進展解析の結果といった個別の検討課題の成果に加え，現場調査により得られる様々な情報やこれまでに得られた成果を有効に活用するというアプローチをとることで，炉内・格納容器内の状態を総合的に分析・評価した。

2. 燃料デブリ分布の推定図の概要

図１に２号機における燃料デブリ分布の推定図 [1]を示す。炉心部には，ミュオン測定，過酷事故解析コード及び模擬燃料を用いた実験 [2]による結果より，炉心外周部に燃料が存在している可能性はあるものの，大部分の燃料が損傷・崩落したと推定している。また，外周部の CRGT 及び CRD の一部は圧力容器底部に蓄積した燃料デブリにより溶融・崩壊している可能性を推定している。RPV 底部については，上部タイプレートがペデスタル外周部に落下していることを踏まえ外周部に圧力容器の破損口がある可能性があり，破損口については少なくともタイプレートが落下する程度の大きさであると推定している。また、RPV 内には多くの燃料が残存し、PCV に落下したのは一部であると推測している。ペデスタルについては，床からプラットフォームにかけて，線量及び温度状態の変化が認められず，またペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないことから，ペデスタル床上の燃料デブリは線量や崩壊熱が比較的小さいと考えられ，金属を多く含む可能性があることを推定している。

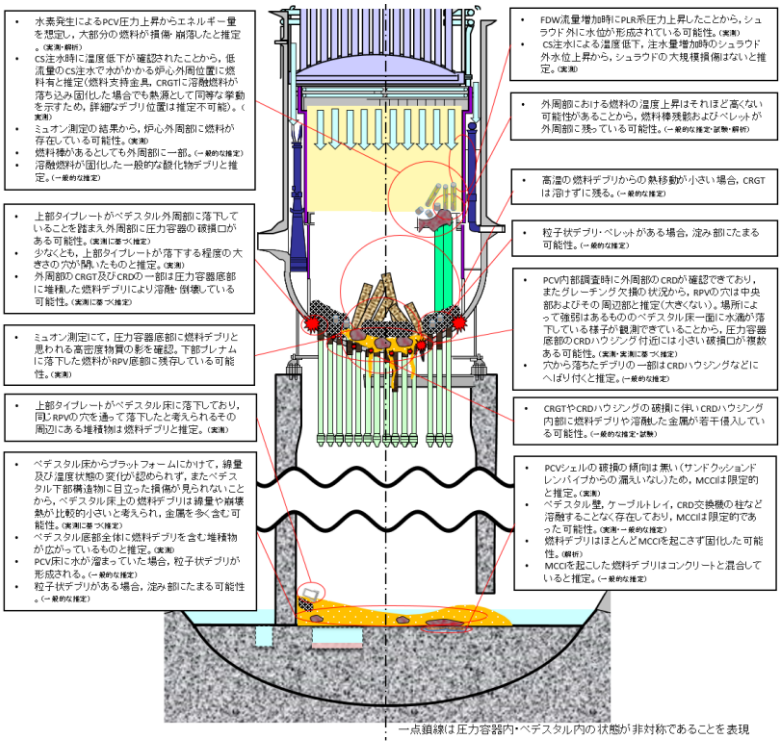


図１ 燃料デブリ分布の推定図 [1]

3. 結言

図１に示す炉内・格納容器内の状態推定結果は，現時点で得られている情報を最大限活用してまとめたものであるが，不確かさも多く含む。廃炉作業の進捗に伴い，今後より多くの情報が現場から取得されることが期待されるため，得られた知見の活用を中心に，緒言にて記載したアプローチを継続することで，推定を更新していくことが必要である。

参考文献

[1] “総合的な炉内状況把握の高度化”，技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf
[2] T. Yamashita et al., “The CMMR Program: BWR Core Degradation in the CMMR-1 and the CMMR-2 Tests,” Proc. of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, Zadar, Croatia, 3-6 June 2018.

ー謝辞ー

この成果は，経済産業省／平成２７年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものです。

---

*Takuya Yamashita[1,6], Takeshi Honda[2], Shinya Mizokami[1,2,6], Nozaki Kenichiro[2,3], Hiroyuki Suzuki[4], Marco Pellegrini[4], Sakai Takeshi[5,6].
1 JAEA, 2 TEPCO, 3 TEPSYS, 4 IAE, 5 Hitachi-GE, 6 IRID

CBZ コードシステムを用いた、福島第一原子力発電所内部の放射能インベントリ解析の詳細化

Refinement of radioactivity inventory in the Fukushima Daiichi NPP used by CBZ code system

*石井 亮憲[1], 千葉 豪[1]

[1]北海道大学

炉物理解析コード CBZ を使用して、福島第一原子力発電所内部に存在する放射能インベントリを、各物質が様々な場所に移動することを簡易的なモデルで扱いつつ、それぞれの物質の崩壊や自発核分裂による生成などを詳細に想定し、従来の様々な研究結果を踏まえて定量的に評価した。

キーワード：原子力発電プラント，廃炉，過酷事故，自発核分裂

1. 緒言　原子力発電所の廃炉作業では、作業員の被曝を防止することが重要である。健全な原子力発電所と違い、過酷事故を起こした発電所は炉心から放射性物質が漏洩していると考えられる。そこで、現在では SAMPSON や MAAP などの SA 解析コードを用いて、プラント内各部の放射能インベントリの解析が行われている。本研究では、従来炉物理解析コードとして用いられてきた CBZ コードシステムを用いて、簡易的に原子炉内部を燃料や汚染水などの各部分に領域分けし、1400 核種程度の放射能インベントリの解析を行っている。そこで、原子炉内部の各領域や移行条件をさらに詳細化し、解析を行うことが本研究の目的である。

2. 計算モデル　事故以降の各領域の放射能インベントリについては、放射性物質がそれぞれの領域の間を移行することを考慮している。発電所内部をJ個の空間領域に分割した場合、ある領域j、時刻tにおける核種iの単位体積当たりの数密度$N_{i,j}(t)$が従う微分方程式を以下のように定義する。ここで、Vは体積、λは崩壊定数、Cは各領域間の移行係数、P は崩壊による核種の遷移確率を表す。また、本計算コードシステムでは自発核分裂由来の中性子による未臨界中性子増倍の解析も可能である。

$$V_j \frac{dN_{i,j}(t)}{dt} = -\lambda_i N_{i,j}(t) V_j - \sum_{j'} C_{i,j\to j'} N_{i,j}(t) V_j + \sum_{i'} \lambda_{i'} N_{i',j}(t) V_j P_{i'\to i} + \sum_{j'} C_{i,j'\to j} N_{i,j'}(t) V_{j'}$$

3. 計算結果　本計算は、燃料デブリ、汚染水、汚染水貯蔵系の 3 領域で行った。図 1 に、汚染水における、I-131 と Cs-137 の放射能濃度を示す。同図は、Cm-242 と Cm-244 による自発核分裂、その自発核分裂によって生じた中性子が核分裂反応を起こし、放射性核種が更に生成されていることを考慮した場合のものを示している。同図中の中性子増倍係数は 0.50 とした。本計算以外にも、自発核分裂が発生していない場合や、自発核分裂が発生し中性子増倍係数が 0.99 のような極めて臨界に近いような状態でも、各同位体の放射能はほとんど変化せず、汚染水に対する自発核分裂の影響は小さいと考えられる。

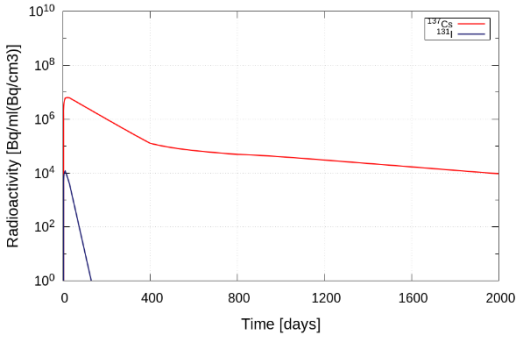


図 1、汚染水中の I-131 と Cs-137 の放射能濃度

4. 結言　現時点では放射性物質の移行係数について、放射性物質の漏えい量などのデータが少ないため、今後はそれらのデータなどを収集し解析を行い、原子炉内部の状況をより正確に再現していきたいと考えている。

参考文献

[1] 白井博嗣(エネルギー総合工学研究所)、日本原子力学会 2015 年春の大会予稿集 H26

[2] 日本原子力学会「水化学」部会、Phébus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ

*Akinori Ishii[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

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

[3I11-16] Emergent Equipment

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 4:25 PM Room I (B33 -B Building)

[3I11] Thermal-hydraulics characteristics of the flat core-catcher for existing plants(2)

*Yoichi Onitsuka[1], chikako iwaki[1], daiki takeyama[1], mika tahara[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION)

2:45 PM - 3:00 PM

[3I12] Development of Leak Detector for Canister (Part3)

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2] (1. CRIEPI, 2. Siemens)

3:00 PM - 3:15 PM

[3I13] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Masayoshi KOJIMA[1], Hiroshige KIKURA[1], Hideharu TAKAHASHI[1], Hidetoshi OKADA[2], Shunsuke UCHIDA[2] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[3I14] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hideharu Takahashi[2], Hiroshige Kikura[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3I15] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

*Yasunori Yamamoto[1], Masayoshi Mori[1] (1. Hokkaido University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3I16] Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions

*Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1] (1. Hokkaido University)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

既設炉に設置可能な薄型コアキャッチャーの冷却性能(2)
－水平フィン付き矩形冷却チャンネル内二相流の熱流動特性の評価－

Thermal-hydraulics characteristics of the flat core-catcher for existing plants(2)

－Evaluation of thermal-hydraulics characteristics for two-phase flow in the horizontal rectangular finned channnel－

*鬼塚 洋一[1]，岩城 智香子[1]，竹山 大基[1]，田原 美香[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

既設炉の小スペースに設置するため、溶融炉心を受け止める天板と冷却チャンネルが水平な薄型のコアキャッチャーを開発する。実長を模擬した試験体の実験結果を基に、自然循環流量と天板温度を評価するモデルを開発した。

キーワード：シビアアクシデント，溶融炉心，コアキャッチャー，水平矩形流路，フィン付き流路，既設炉向け

1. 緒言

薄型コアキャッチャー(図 1)では、全高を抑えるために水平矩形冷却チャンネルを採用している。水平なチャンネルは傾斜がある場合に比べて自然循環流量が減少するため、フィンを設置して熱交換性能を上げている。また、給水流路側に熱を通さないようフィン先端を流路底面から離すため、フィンのある空間とない空間の両方が存在する複雑な形状となる。このような形状に対する二相流の伝熱流動特性は知見がないため、上面加熱のフィン付矩形チャンネルを模擬した試験体により冷却性能を確認し、その試験結果から自然循環流量や天板温度を予測できるモデルを開発した。

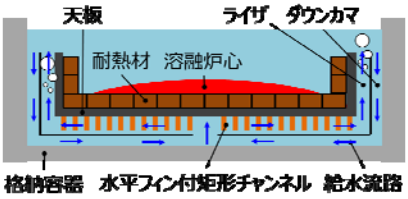


図 1　薄型コアキャッチャー断面図

2. 試験装置および試験方法

試験装置は、RPV ペデスタル内半径 3.5m を模擬したフィン付矩形チャンネルの部分モデル試験体と、冷却水の平均密度差により自然循環力を生み出す約 1m のダウンカマおよびライザで構成され、溶融炉心からの熱流束はチャンネル上面のヒータで模擬した。溶融炉心の熱流束を包含する 250kW/m² 以下の範囲でヒータ出力をパラメータとした試験を行い、水平フィン付矩形チャンネルの自然循環流量、圧力損失、温度分布を取得した。

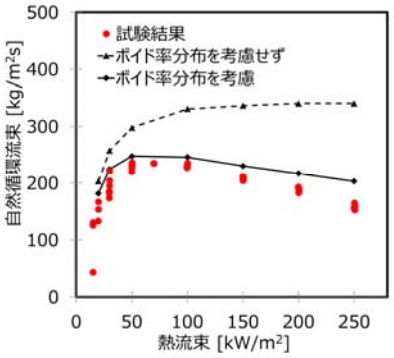


図 2　自然循環流量の試験結果と予測結果

3. 試験結果及び性能予測結果

試験では、熱流束 50kW/m² までは熱流束の増加に伴い自然循環流量も増加し最大 230kg/m²s の質量流束に達した後、減少傾向に転じた(図 2)。これはボイド率の増加により、循環力の増加よりも二相流圧力損失の増加が強く表れたためである。想定する最大熱流束条件でも自然循環は発生し、冷却チャンネル内の最大温度は銅フィンの融点（約 1080℃）を大きく下回る 300℃以下に維持され(図 3)、溶融炉心からの熱量を除熱できる目途を得た。既存の管群圧力損失評価式を基に、流路断面内の気液の流量配分を考慮するよう改良して自然循環流束を算出したところ、予測値は実機想定条件 200kW/m² で約+15%の誤差に改善した(図 2)。また、流動画像から流動様式を整理し、流動様式に応じた熱伝達率及び伝熱面積を決定することで、最も高温となる最下流部のフィン天板の到達温度を約+15%の精度で予測できるようになった(図 3)。

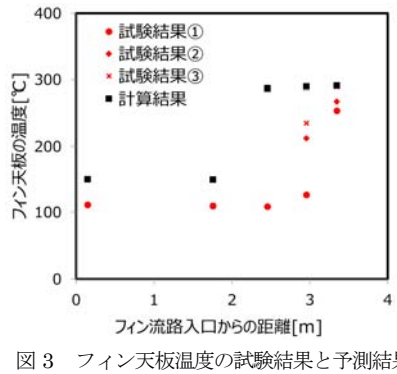


図 3　フィン天板温度の試験結果と予測結果

4. 結論

薄型コアキャッチャーが過酷事故時に想定される熱流束条件下で十分な除熱性能を有することを確認し、自然循環流量や天板温度を精度よく予測できる手法を構築した。

* Yoichi Onitsuka [1], Chikako Iwaki[1], Daiki Takeyama [1] and Mika Tahara [1]

[1] TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

キャニスタの漏えい検知器の開発（その３）
横型小型キャニスタ模型による漏えい試験

Development of Leak Detector for Canister (Part3)

Leak Test by Horizontal Small Canister Model

*竹田 浩文[1]，島池 航平[2]

[1]電中研，[2]シーメンス

コンクリートキャスクの漏えい検知器として、漏えい時にキャニスタ表面温度が変化する現象を利用した検知器を開発している。ここでは、横置きサイロ貯蔵を対象として、横型キャニスタ模型を用いた漏えい試験を実施し、キャニスタ内圧と表面温度の関係を明らかとした。

キーワード：横置きサイロ貯蔵，キャニスタ，ヘリウム漏えい，キャニスタ内圧，キャニスタ表面温度

1. 緒言

前報[1]では、コンクリートキャスクを対象として、キャニスタの漏えい時における内圧とキャニスタ表面温度の関係について報告した。米国においては、横置きサイロ貯蔵方式も多数使用されていることから、本手法を横置きキャニスタに適用した際の温度検知箇所の選定に対する検討を行う。

2. 漏えい試験

2-1. 試験装置

試験装置は、図 1 に示すように、横置きサイロ貯蔵を対象として、キャニスタのみを模擬した実機の 1/18 縮尺模型である。キャニスタ内部のバスケット内には、12 本の発熱体（電気ヒータ）が設置してある。なお、図中、TT：容器上部温度、TB：容器底部温度、THC：発熱体中央温度、TST：容器側面中央上面温度、TSB：容器側面中央下面温度。

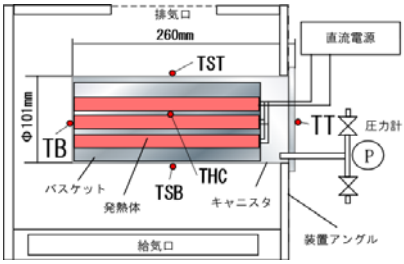


図 1　試験装置

2-2. 試験結果

キャニスタ内部に空気を入れ、発熱量を 37.0W とし、キャニスタ内圧が 5 気圧で定常状態に保った状態から、キャニスタ蓋部に設置されたバルブを開放し、漏えいさせた。図 2 に示すように、内圧の減少とともに、THC、TB および TSB は、上昇したが、TT および TST は、低下する結果が得られた[2]。

3. 結論

横型キャニスタにおいても、キャニスタの内圧とキャニスタ表面温度の関係は、基本的に縦型キャニスタと同じであることから、温度検知箇所は、TB と TT であるが、変化量は少ないものの TST および TSB も変化することから、これらの箇所も利用できる。よって、複数の組み合わせが可能であると考えられる。

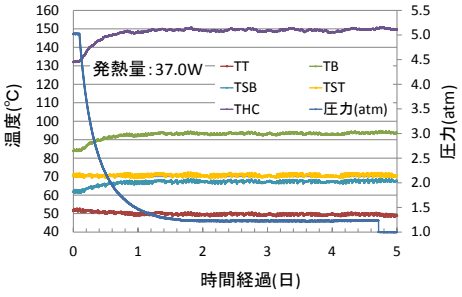


図 2　内圧と各部温度の関係

参考文献

[1] 竹田，島池.2017.”キャニスタのヘリウム漏えい検知器の開発（１）－縦置き小型キャニスタ模型による漏えい試験－”日本原子力学会 2017 秋の大会

[2] 竹田，島池.2017.”キャニスタのヘリウム漏えい検知器の開発（その２）－横置き小型キャニスタ模型を用いた漏えい評価－”電力中央研究所報告,N17007

---

*Hirofumi Takeda[1], Kohei Shimaike[2]

[1]CRIEPI , [2]Siemens

リスク評価に基づく検査および保全戦略
8. PFM と FMEA の融合によるコストを考慮した信頼性評価

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

8. Reliability Evaluation Combining PFM and FMEA in Consideration of Cost

*小嶋 正義[1]，高橋 秀治[1]，内田 俊介[2]，岡田 英俊[2]，木倉 宏成[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

PFM（Probabilistic Fracture Mechanics）と FMEA (Failure Modes and Effects Analysis)を融合させた信頼性評価手法を活用した条件付き試解析において、保全費用及び放射線被ばくの影響をコストとして考慮した。

キーワード：原子力プラント，保守管理，信頼性評価手法，PFM，FMEA，IGSCC

1. 緒言

著者らは、機器の保守管理方法の改善によりプラントの安全性向上に資するために、リスク情報を活用した信頼性評価手法の開発を目的とした研究を進めている。2018 年春の大会では確率論的手法である PFM の解析結果を FMEA 手法の入力情報として活用し、沸騰水型軽水炉の原子炉再循環系配管における粒界型応力腐食割れを故障モードとした定量的なリスク分析により、検査周期を変化させた評価を試みた[1]。今大会では、FMEA 手法におけるリスクに関する項目のうち、検出難易度(D)と影響度(S)について、保全費用及び作業者の放射線被ばくの影響をコストとして考慮した信頼性評価の結果を報告する。

2. 解析手順

PFM の解析条件として板厚 40mm の 600A 配管に微小亀裂を想定した。また、亀裂進展における管理基準を板厚の 25%(10mm)に設定し、検査周期が 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 12, 15, 20 年の 13 ケースについて、サンプル数 10^6 の解析を実施した。そして、PFM の結果を FMEA 手法の入力条件として活用した。

FMEA 手法では、発生頻度(P: Probability)が管理基準逸脱の可能性、検出難易度(D: Detectability)が管理基準逸脱の検出の困難性、影響度(S: Severity)が管理基準逸脱による影響として定義され、リスク優先度（RPN: Risk Priority Number）を発生頻度(P)、検出難易度(D)及び影響度(S)の積(RPN=P×D×S)として算出し、管理基準逸脱から生じうるリスクを評価する。リスク優先度が小さいほどリスクが低いことを示す。

ここで、2018 年春の大会と同様に、発生頻度(P)を運転期間 40 年間で亀裂が管理基準に到達する可能性、検出難易度(D)を亀裂が管理基準に達する前に非破壊試験で検出できる可能性、影響度(S)を亀裂が管理基準を逸脱した際の配管の補修日数として設定した。更に、検出難易度(D)は非破壊試験の実施頻度を保全費用及び放射線被ばくの影響とし、2018 年春の大会の結果に検査周期により単純に比率計算した値を用いた。また、影響度(S)は、配管の補修日数で保全費用が含まれているため、補修における放射線被ばくの影響のみを検査周期を活用し比率計算に用いた。比率計算では、保全費用に対する放射線被ばくの影響の比を被ばく係数(α)として定義し、保全費用及び作業者の放射線被ばくの影響をコストとして考慮した。例えば、被ばく係数 α=0 は保全費用のみを考慮し、放射線被ばくの影響は考慮されない。また、被ばく係数 α=20 は保全費用に対する放射線被ばくの影響は 20 倍である。

3. 結果

図 1 に各検査周期に対するリスク優先度の算出結果を示す。図中の三角(△)は保全費用及び作業者の放射線被ばくの影響をコストとして考慮しないリスク優先度で、2018 年春の大会と同じ算出結果である[1]。また、丸(●)は被ばく係数 α=0 の算出結果、四角(■)は被ばく係数 α=20 の算出結果である。

横軸を対数とし、被ばく係数 α=0 と 2018 年春の大会の結果と比較すると、被ばく係数 α=0 は早い検査周期からリスク優先度の上昇が始まり、その後は 2018 年春の大会と同様に一定の上昇傾向を示した。また、被ばく係数 α=20 は、被ばく係数 α=0 及び 2018 年春の大会よりもリスク優先度の変化及び差が相対的に小さく、検査周期が 12 年からは減少する傾向を示した。当日の発表では、被ばく係数(α)を 0, 1, 5, 10, 15, 20 に変化させてリスク優先度を算出し、最適と推測される検査周期について考察する。

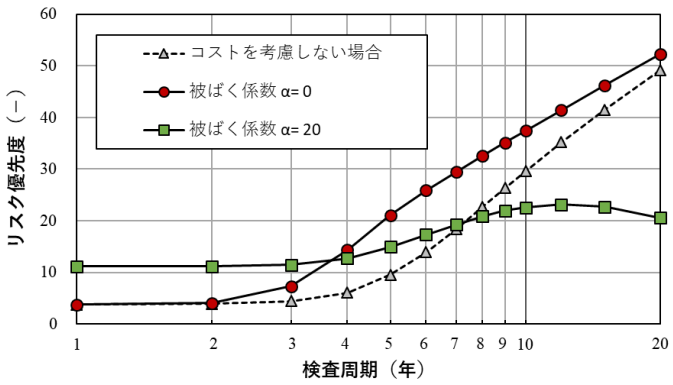


図 1 検査周期の変化によるリスク低減への影響

参考文献

[1] 小嶋 他，日本原子力学会 2018 春の大会予稿集, 3K10, (2018)

*Masayoshi Kojima[1], Hideharu Takahashi[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Okada[2] and Hiroshige Kikura[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]The Institute of Applied Energy

リスク評価に基づく検査および保全戦略
（9）疲労を考慮した配管の寿命評価

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

(9) Evaluation on lifetime of piping considering fatigue

*岡田　英俊[1]，内田　俊介[1]，高橋　秀治[2]、木倉　宏成[2]

[1]エネ総研，[2]東工大

疲労による配管の寿命を、寿命に影響するパラメータの不確実性を考慮して評価する。

キーワード：原子力発電プラント，疲労，配管寿命、予測、検査

1. 緒言

合理的なプラント管理を目的として、予測と検査とを融合した管理手法を構築している。現在までに、流れ加速型腐食(FAC)[1]及び粒界型応力腐食割れ(IGSCC)を起因とする配管の劣化による寿命を、寿命に影響する因子の有する不確定性を考慮して評価した。本研究では、疲労による配管の寿命を、腐食による配管の劣化を考慮して評価する。

表 1　材料劣化に関連する現象とその評価

現象	材料	寄与する要因	発生例	予測モデル	不確定性の評価
FAC	炭素鋼	材料因子 水環境因子 流動因子	Surry 2 美浜　3	CHECWORKS DRAW-FAC FALSET	2017年報告済み
IGSCC	ステンレス鋼 Ni基合金	材料因子 環境因子 応力因子	多くのプラント	Fordの式	2018年報告済み
腐食疲労	ステンレス鋼 ニッケル基合金	材料因子 環境因子 繰り返し応力因子	美浜 2	SN曲線	本報告

2. 疲労による配管の劣化評価手法

表 1 に材料劣化に関連する現象と、それによる材料劣化の評価手法を示す。本報告での疲労評価には、腐食による配管の劣化を考慮する。不確定因子は、SN 曲線の他、振幅、繰り返し応力、腐食による劣化である。

腐食疲労によるき裂進展速度を材料、環境、繰り返し応力の関数として評価する。ここでは、残留応力とき裂深さから算出される応力拡大係数を用いる。腐食による配管の劣化については、腐食ファクタとして評価する。

図 1 に腐食疲労によるき裂進展の時間変化を示す。一定の潜伏期間の後、き裂進展が開始される。き裂深さは、き裂進展に寄与する因子の持つ不確定性により、評価値に幅が生ずる。許容き裂深さにも不確定性があるので、寿命の不確定性は、図 1 に示すように評価しうる。

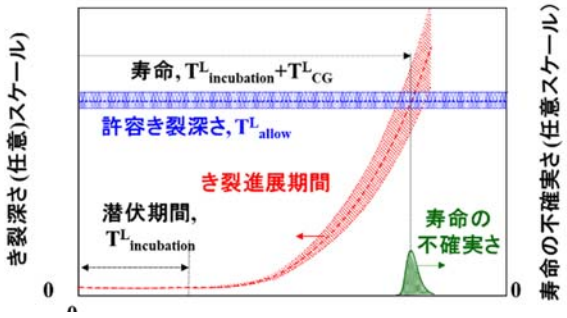


図 1　腐食疲労によるき裂進展の概念図

3. まとめ

腐食を考慮した疲労による配管の寿命評価の具体的な例については、講演で詳述する。

参考文献

[1] S. Uchida, H. Okada, M. Naitoh, M. Kojima, H. Kikura, and H.Lister, to be published.

---

*Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Hideharu Takahashi[2] and Hiroshige Kikura[2]

[1]The Institute of Applied Energy., [2]Tokyo Institute of Technology

非常用復水器の事故時冷却性能評価
（3）冷却性能の圧力依存性

Evaluation of cooling capability of isolation condenser under accident conditions
(3) Pressure dependence of cooling capability

*山本 泰功[1]，森 正義[1]
[1]北海道大学

非常用復水器は先進的な原子炉設計にも採用されており、電源喪失時にも使用できる静的炉心冷却系として原子炉の安全性向上に寄与することが期待される。本研究では、高圧蒸気を用いた模擬実験を実施し、圧力を実験パラメータとして準定常状態における伝熱管内の温度分布等の実験データを取得した。

キーワード：非常用復水器、凝縮熱伝達、高圧実験

1. 緒言

非常用復水器（IC）は作動のために電源を必要としない静的炉心冷却系であり、福島第一原発 1 号機にも設置されていた。地震発生後も手動停止させるまではICにより炉心冷却機能が維持できていたと考えられる。しかし、ICの再起動に失敗した時点においては、炉心が露出しジルコニウム・水反応によって発生した水素が熱伝達や冷却水の自然循環を阻害し、炉心が冷却できない状態に陥っていた可能性がある。事故時を含めてICを重要な炉心冷却手段の1つとして活用していくためには、事故時にICによる炉心冷却が期待できる条件について理解する必要がある。本研究では、アキュムレータの圧力をパラメータとしてICの模擬実験を行い、高圧条件における伝熱管内の凝縮熱伝達モデルを検証するための準定常状態における伝熱管内の温度分布等の実験データを取得することを目的とした。

2. 実験方法

実験装置では、アキュムレータから蒸気を供給し、約4mの高さに設置したIC 模型部で、U 字型伝熱管を通る蒸気とタンク内の冷却水が熱交換し、冷却が行われる。冷却された凝縮水は重力でアキュムレータへ戻り、自然循環流が形成される。伝熱管には内径 10.9mm のステンレス鋼の管が使用されている。本実験では、アキュムレータに接続されているヒーターを付けた状態で実験を実施し、入熱量と除熱量が釣り合った条件で、圧力、蒸気流量、伝熱管内温度分布等のデータを取得した。

3. 結果・考察

図 1 に伝熱管内温度分布の測定結果を示す。4.5kWの電気ヒーター1本使用時と2本使用時のデータを示しており、管内の温度分布が安定した時のアキュムレータ圧力はそれぞれ 0.7MPa と1.1MPaであった。アキュムレータ圧力が高いほどIC模型部への蒸気流量が大きく、伝熱管内で飽和温度を示す測定区間が長くなっている。伝熱管への蒸気の流入条件の違いを考慮して実験解析を行い、既存の凝縮熱伝達モデルの高圧条件への適用性について議論する。

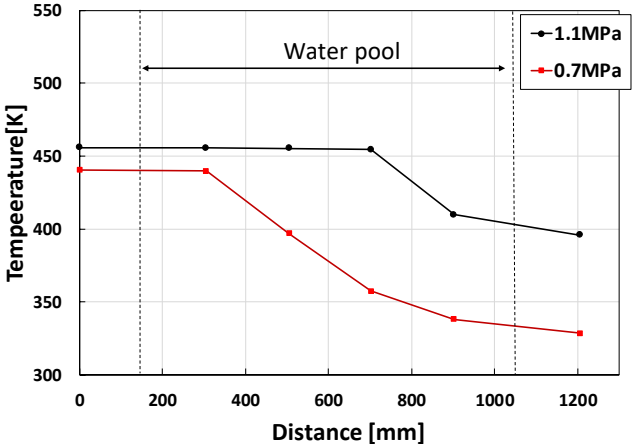


図 1. 伝熱管内温度分布

*Yasunori Yamamoto[1] and Masayoshi Mori[1]
[1]Hokkaido Univ.

非常用復水器の事故時冷却性能評価
(4)非凝縮性ガスの影響評価

Evaluation of Cooling Capability of Isolation Condenser under Accident Conditions

(4) Evaluation of effect of noncondensable gas

*森 正義[1]，山本 泰功[1]

[1]北海道大学

抄録　非常用復水器を模擬した装置にヘリウムを注入して実験を行い、冷却性能に対する非凝縮性ガスの影響を評価するための実験データを取得した。実験の結果、蒸気流量の低下が確認された。

キーワード：非常用復水器，炉心冷却，高圧実験，非凝縮性ガス

1. 緒言

非常用復水器（IC）は静的安全設備として全交流電源喪失時にも炉心冷却機能を担うことが期待でき、ESBWR などの先進的な原子炉の設計にも採用されている。しかし、炉心から発生した水素などの非凝縮性ガスが IC の配管に流入した場合、その冷却性能が大きく低下する可能性が指摘されており、今後事故時の炉心冷却の選択肢の 1 つとして IC を活用していくためには非凝縮性ガスの影響を明らかにする必要がある。本研究では、水素の模擬としてヘリウムの注入ラインを備えた IC 模擬実験装置を使用して蒸気の冷却実験を実施し、非凝縮性ガス存在時における IC の冷却性能を評価するための実験データを取得した。

2. 実験方法

実験装置はアキュムレータ(圧力容器)と IC 模型部を組み合わせた図 1 のような構成になっている。IC 模型部は冷却水タンクと A 系と B 系の 2 本の U 字型伝熱管から構成されており、伝熱管には長さ 1m、内径 10.9mm ステンレス鋼の管が使用されている。IC 入口にはヘリウムを注入するラインがある。実験では A 系のみを使用し、アキュムレータの加熱と IC による冷却を並列して行い、IC 内部が準定常状態となったところでヘリウムを注入し、伝熱管内の温度や圧力等の変化を測定した。

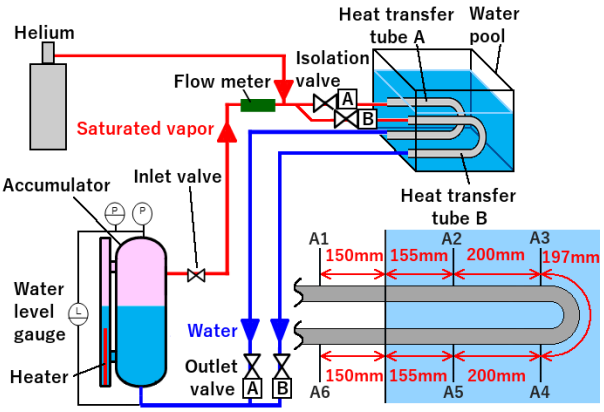


図 1. 実験装置概略図

3. 結果・考察

伝熱管内温度の測定結果を図 2 に示す。測定開始より 748 秒までは管内圧力は約 1MPa で準定常状態となっていた。測定開始後 748 秒において高圧ボンベから伝熱管内にヘリウムを注入した。図 2 より、ヘリウムの注入によって水槽内の伝熱管内温度は大きく低下しており、蒸気流量の低下が影響していると考えられる。今後は、ヘリウム注入量をパラメータとして実験を実施し、自然循環が継続できる条件や熱伝達率に及ぼす影響について評価していく。

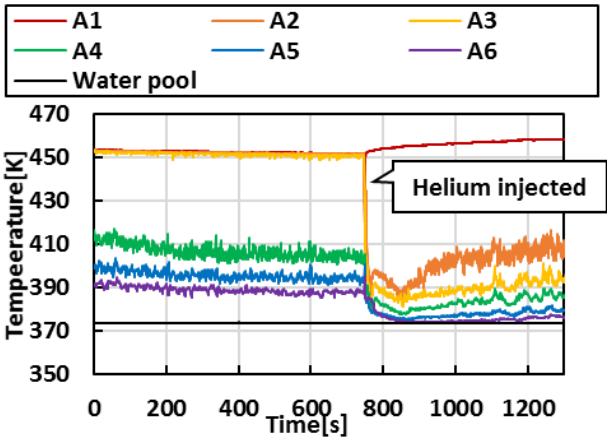


図 2. 伝熱管内温度の時間変化

* Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1]

[1]Hokkaido Univ.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3J01-02] Treatment of Radioactive Waste at Tokai Reprocessing Plant

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

Fri. Sep 7, 2018 10:00 AM - 10:35 AM Room J (A41 -A Building)

[3J01] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2] (1. JAEA, 2. Shimane University)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J02] Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

*FUMINORI SATO[1], RYOTATSU MATSUSHIMA[1], YOSHIYUKI ITO[1], YASUO SAITO[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 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
（19）実規模大におけ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

(19) Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste at full scale

*松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，齋藤 恭央[1]，新 大軌[2]

[1] JAEA，[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を検討している。本報では、実規模大で模擬廃液のセメント固化試験を行い、試験条件を変化させた際の圧縮強度への影響について検討した。

キーワード：東海再処理施設、LWTF、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に発生する硝酸塩廃液に対して、硝酸根を分解することで炭酸塩廃液とし、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であり、設備導入に向けた検討、設計を進めている。前回、高炉セメント C 種(BC)を用いた際の結果を示したが、本報では、BFS を BC より増加させた混合セメント(BFS と普通ポルトランドセメント(OPC)を重量比で 9:1)を用いて模擬廃液を固化した際の挙動について報告する[1]。

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、炭酸塩として炭酸ナトリウムを、硝酸塩として硝酸ナトリウムを使用し、それぞれの割合を 90～100mol%(=脱硝率)、0~10mol %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て廃液を調整し、セメント材として混合セメント及び BC を加え、総重量が約 300Kg となるように固化体試料を作製した。作製した固化体試料に対して 28 日、182 日、364 日養生後に一部を採取(コアボーリング)して、採取した試料の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 %、混合セメントを使用した場合の結果を前報で示した BC を用いた際の結果と併せて図に示す。図より、混合セメントを用いた際も BC と同様に、脱硝率に係らず時間経過に伴って圧縮強度が増加することが確認された。また、全体量に対する炭酸塩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、廃液内に硝酸塩が存在することで圧縮強度が低くなることが確認された。これは BC で作製した際においても確認されており、硝酸塩がセメント材の反応を阻害するために固化体の圧縮強度が低下するものと考えられる。また、いずれの組成においても BC よりも混合セメントを用いることで圧縮強度が増加することが確認された。これは、OPC よりも BFS のほうが固化体の圧縮強度の増加に対して影響を与えやすいためと考えられる。

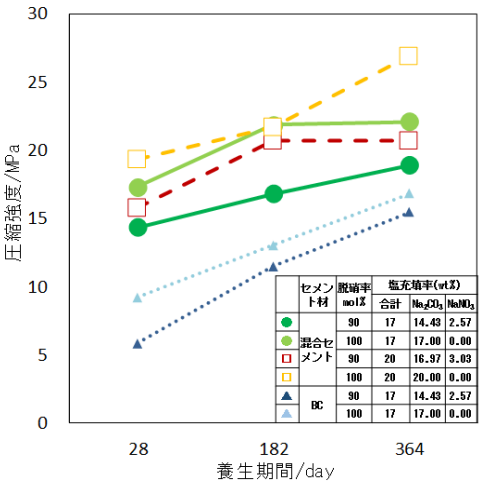


図 各組成における圧縮強度

参考文献

[1]松島,他, 2017 年秋の大会,1H02

* Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1], Daiki Atarashi[2]

[1]JAEA, [2] Shimane University.

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（20）実機適用に向けた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
(20) Practical Study on Hydrogen Generation from Cement Solidified Products

*佐藤 史紀，松島 怜達，伊藤 義之，齋藤 恭央
日本原子力研究開発機構

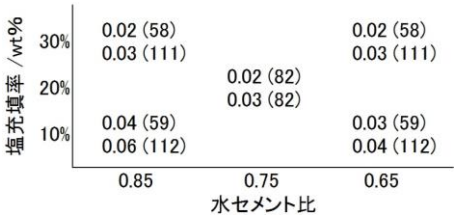
東海再処理施設内の低放射性廃棄物処理技術開発施設で作製予定のセメント固化体について、放射線による水素ガス発生量を評価するため、模擬セメント固化体を作製して水素生成 G 値を測定した。

キーワード：低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)，セメント固化体，水素生成 G 値

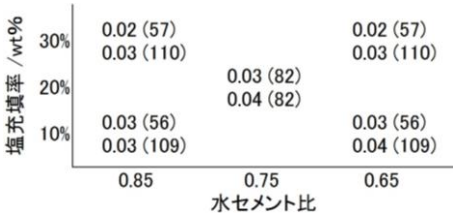
1. 緒言　低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）では、再処理施設内の各工程から発生した廃液を蒸発濃縮した低放射性濃縮廃液を処理する計画である。現在、この廃液については、核種分離(共沈・限外ろ過、Cs・Sr 吸着)を実施後、硝酸根分解処理によって炭酸塩廃液とした上で、高炉セメント C 種を用いて固化することを計画している[1]。セメント固化設備の設計(安全性評価)では、固化体からの水素ガス発生量を評価する必要があるが、固化体の水素生成 G 値〔$G(H_2)$〕は、使用するセメント材の組成や固型化される廃液成分等によって異なる。本報では、実機で想定される組成(硝酸根の分解率)を持つ炭酸塩廃液を用いた固化体を作製した上で、γ 線照射して $G(H_2)$を測定した。

2. 実験方法　LWTF 設計条件に基づき試薬を混合し、炭酸塩廃液の模擬廃液を調製した。これを高炉セメント C 種と混練後、円柱容器に充てんし、所定日数 20℃で養生することで照射用の固化体(ϕ11.5 mm×50 mmH)とした。この固化体を、ガラスバイアル瓶(50 mL)へ導入して密封した後、QST 高崎研 Co-60 γ 線照射施設にて照射し、その後、容器内気相部の水素ガス濃度を分析して $G(H_2)$を算出した。

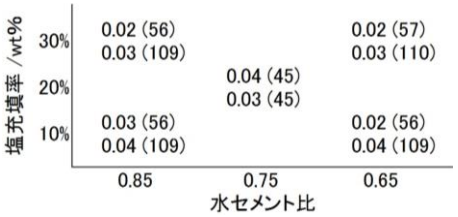
3. 結果・考察　硝酸根の分解率 90%を想定した炭酸塩廃液($NaNO_3$: 5%残、$NaNO_2$: 5%残)を用いた場合、普通ポルトランドセメントと純水を混練した物の $G(H_2)$〔0.08～0.15 (n/100eV)〕[2]に比べて低い値が得られた(図上段)。また、分解率を 70%とし、残った硝酸根を $NaNO_3$：15%残－$NaNO_2$：15%残(図中段)もしくは $NaNO_3$：30%残－$NaNO_2$：0%残(図下段)と想定した場合も $G(H_2)$は低かった。既報[2, 3]から、硝酸塩を含む溶液は純水に比べて水素ガスを発生し難いと考えられるが、固化体中の $NaNO_3$ と $NaNO_2$ も同様に水素ガスの発生を抑制すること、この効果は $NaNO_3$ と $NaNO_2$ で差異がないことが推察された。



硝酸根の分解率 90%の炭酸塩廃液を固化した場合
($NaNO_3$: 5%残、$NaNO_2$: 5%残)



硝酸根の分解率 70%の炭酸塩廃液を固化した場合
($NaNO_3$: 15%残、$NaNO_2$: 15%残)



硝酸根の分解率 70%の炭酸塩廃液を固化した場合
($NaNO_3$: 30%残、$NaNO_2$: 0%残)

※水セメント比＝水重量／セメント重量
※※図中()内の数字は養生した日数

図　セメント固化体の $G(H_2)$の測定結果

参考文献

[1] 松島，他, 2017 年秋の大会, 1H02.　[2] 高橋，他，電中研報告, L11020.　[3] 中吉，他，原子力誌, 39[12], 62 (1997).

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。

*Fuminori Sato, Ryotatsu Matsushima, Yoshiyuki Ito, Yasuo Saito
Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-3 Fuel Reprocessing

[3J03-07] Improvement of Safety at Reprocessing Plant

Chair:TSUYOSHI MURAKAMI(CRIEPI)

Fri. Sep 7, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room J (A41 -A Building)

[3J03] Studies on the palladium effect in high-level liquid waste

*Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Naoya Sakagami[1], Nobuyuki Arai[1], Naoki Ogawa[2], Shuji Fujii[2], Yousuke Mukai[2], Taisuke Tsukamoto[2], Yuuki Maebashi[2], Yousuke Katsumura[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Japan Radioisotope Association)

10:35 AM - 10:50 AM

[3J04] Studies on the palladium effect in high-level liquid waste

*Yoshitaka Saito[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Masanao Nakano[1], Nobuyuki Arai[1], Naoki Ogawa[2], Shuji Fujii[2], Yousuke Mukai[2], Taisuke Tsukamoto[2], Yuuki Maebashi[2], Yousuke Katsumura[3] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Japan Radioisotope Association)

10:50 AM - 11:05 AM

[3J05] Development of the mobile hydrogen concentration meter at the reprocessing plant

*Yuki Akamatsu[1], Kohei Ootake[1], Naoya Sakagami[1], Masanao Nakano[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Nobuyuki Arai[1], Hiroshi Murakami[2] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, 2. KOBELCO RESEARCH INSTITUTE)

11:05 AM - 11:20 AM

[3J06] Development of the Mobile Hydrogen Concentration Meter at the Reprocessing Plant

*masanao nakano[1], Wataru Nakamura[1], Sakagami Naoya[1], Yuuki Oota[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Nobuyuki Arai[1] (1. JNFL)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J07] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究
（2）パラジウム効果における阻害要因の評価

Studies on the palladium effect in high-level liquid waste
(2) Evaluation of inhibition factors in the palladium effect

*玉内 義一[1]，中野 正直[1]，坂上 直哉[1]，荒井 宣之[1]，
小川 尚樹[2]，藤井 秀治[2]，向井 洋介[2]，塚本 泰介[2]，前橋 佑樹[2]，勝村 庸介[3]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]日本アイソトープ協会

高レベル濃縮廃液中のパラジウムイオンによる水素消費効果（以下「パラジウム効果」）における阻害要因を水素消費速度検証試験及び分子シミュレーションによる錯体構造解析から推定した。推定結果より，溶液内に SO_4^{2-} 及び Cl^- が存在すると水素消費反応が抑制される可能性が高いことが示唆された。

キーワード：高レベル濃縮廃液，パラジウム，水素，阻害要因，分子シミュレーション

1. 緒言

再処理工程で発生する高レベル濃縮廃液等のパラジウムイオンを含有する溶液では，放射線分解により発生する水素がパラジウム効果により消費され，水素発生量が抑制されることが知られている[1][2]。第1報においてパラジウム効果の反応メカニズムの検討を行った[3]が，希釈時や不純物混入時におけるパラジウム効果への影響及び阻害メカニズムは十分に解明されていない。そこで，模擬高レベル廃液を用いた水素消費速度検証試験及び分子シミュレーション（Materials Studio）を用いた錯体構造解析と配位子が配位した際の，安定化のエネルギーの比較により推定した。

2. 水素消費速度検証試験

純水希釈及び不純物添加を行った模擬高レベル廃液に対して，水素消費実験を実施した。各試験条件と反応速度定数を表1に示す。不純物の条件は緊急冷却時に注水する沼水を参考とし，阻害要因として想定される SO_4^{2-}，Cl^- を選定した。Cl^- の濃度は沼水相当とし、SO_4^{2-} の濃度も Cl^- と同等とした。また，不純物添加における希釈は沼水相当の不純物濃度に調製した水溶液（Na_2SO_4 水溶液及び NaCl 水溶液）を用いて希釈した。無希釈及び10倍希釈時における不純物を添加した際の水素消費速度を比較すると，SO_4^{2-} 添加時は模擬高レベル廃液の原液と同様の消費速度であるのに対して，Cl^- 添加時は原液の1/10以下であることを確認した。この結果から，Cl^- がパラジウムの触媒反応を阻害している可能性が高く，SO_4^{2-} は影響が少ないと考えられる。なお、注水により機器内の溶液の硝酸濃度は低下し、これにより水素発生G値は増加するが、注水前に対処を行うこと、必要掃気量はパラジウム効果を考慮しない水素発生量に対応する空気量であることから、重大事故等の対処に影響はない。また、高レベル濃縮廃液に含まれる Cl^- 濃度は、本試験条件の1/10未満であり阻害要因とならない濃度である。

表1：水素消費速度検証試験結果

不純物	希釈倍率	Pd [mmol/L]	NO_2^- *1 [mmol/L]	SO_4^{2-} [mmol/L]	Cl^- [mmol/L]	反応速度定数[/min]	純水との反応速度比
—	1	1.7×10^{1}	7.4	—	—	3.6×10^{-1}	—
	10	1.7*1	7.4×10^{-1}	—	—	4.2×10^{-2}	—
SO_4^{2-}	1	1.6×10^{1}	7.4	1.2×10^{1}	—	3.8×10^{-1}	1.1
	10	1.6	7.4×10^{-1}	1.4×10^{1}	—	3.7×10^{-2}	0.9
Cl^-	1	1.5×10^{1}	7.4	—	2.8×10^{2}	2.3×10^{-2}	0.06
	10	1.6	7.4×10^{-1}	—	3.1×10^{2}	3.7×10^{-3}	0.09

*1：模擬高レベル廃液の分析結果から算出

3. 分子シミュレーションによる錯体の配位子置換によるエネルギー差の解析

パラジウム効果における反応メカニズムでは Pd に対し NO_3^-，NO_2^- が一つずつ配位している錯体構造にて反応が進行しやすいと考えられる。そこで，錯体中の NO_x イオンが SO_4^{2-}，HSO_4^- 及び Cl^- に置換した際の錯体のエネルギーを計算し，各配位子に置換した場合の安定化度を置換前後のエネルギー差で評価した。計算結果を表2に示す。NO_x イオンが SO_4^{2-} 及び Cl^- に置換すると，100-350kJ/mol 安定化され，SO_4^{2-} 及び Cl^- の配位が安定であることが予想される。よって，溶液内に SO_4^{2-} 及び Cl^- が存在すると Pd への NO_x イオンの配位が阻害され，水素消費反応が抑制される可能性が高い。一方，HSO_4^- の Pd への配位の安定化度は小さいため，結合は弱く，NO_x の配位を阻害する可能性は低い。また，上記の水素消費実験において SO_4^{2-} の影響がほとんど確認されないが，これは模擬高レベル廃液の pH が低いため，H_2O と SO_4^{2-} の平衡からみて，SO_4^{2-} はなく HSO_4^- として存在しているためであると考えられる。

表2：NO_x イオン置換時のエネルギー変化 [kJ/mol]

NO_x 一分子が Cl^- に置換	NO_x が全て Cl^- に置換	NO_x が全て SO_4^{2-} に置換	NO_x 一分子が HSO_4^- に置換
-122 (NO_2^- 置換) -206 (NO_3^- 置換)	-325	-351	78 (NO_2^- 置換) -48 (NO_3^- 置換)

参考文献

[1] T.KODAMA et al., Nuclear Technology, 172, 77 (2010)
[2] 玉内 義一他，高レベル濃縮廃液からの放出水素の抑制効果(7)，日本原子力学会「秋の大会」予稿集，(2012)
[3] 塚本 泰介他，高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究(1)，日本原子力学会「秋の大会」1H17, (2016)

*Yoshikazu TAMAUCHI[1], Masanao NAKANO[1], Naoya SAKAGAMI[1], Nobuyuki ARAI[1], Naoki OGAWA[2], Shuji FUJII[2], Yousuke MUKAI[2], Taisuke TSUKAMOTO[2], Yuki MAEHASHI[2], Yosuke KATSUMURA[3]
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD, [2]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD, [3]Japan Radioisotope Association

高レベル濃縮廃液中のパラジウム効果に関する研究
（3）γ線照射による水素生成量評価

Studies on the palladium effect in high-level liquid waste
(3) Evaluation of hydrogen production by gamma ray irradiation

*齋藤 義鷹[1]，玉内 義一[1]，中野 正直[1]，荒井 宣之[1]
小川 尚樹[2]，藤井 秀治[2]，向井 洋介[2]，塚本 泰介[2]，前橋 佑樹[2]，勝村 庸介[3]
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]日本アイソトープ協会

模擬高レベル廃液に対して，γ線照射試験を実施し，水素生成G値を評価した。純水及び模擬高レベル廃液の水素生成G値を比較すると，模擬高レベル廃液中ではパラジウムイオンによる水素消費効果（以下「パラジウム効果」）が生じるため，水素生成G値が低く抑えられることを確認した。

キーワード：高レベル濃縮廃液，パラジウム，水素，γ線，水素生成G値

1. 緒言

再処理工程で発生する高レベル濃縮廃液等のパラジウムイオンを含有する溶液では，放射線分解により発生する水素がパラジウム効果により消費され，水素発生量が抑制されることが知られている[1][2]。しかし，実機を想定したγ線照射時の水素生成量に関するデータは十分ではない。そこで，模擬高レベル廃液を用いてγ線照射試験を実施し，水素生成G値を評価した。

2. 水素生成G値の算出方法

γ線照射試験において，気相部の水素濃度から水素生成G値を算出するため，算出方法を検討した。γ線照射による水素生成量の算出式は(1)式にて表される。また，初期気相水素濃度を0と仮定した際の気相濃度は(2)式にて表される。従って，気相部の水素濃度の経時プロットから(2)式に基づきQ（水素生成量）を算出し，(1)式に代入することで水素生成G値を算出することが可能である。

$$Q = 2.88 \times 10^{-5} \cdot DR(kGy/h) \cdot G(H_2) \cdot \rho \ [\mu mol/cm^3 \cdot sec] \quad (1)$$

$$C_1 = \frac{V_2}{V_1 + hV_2} \times Q \times t \quad (2)$$

Q：水素生成速度　DR：線量率［kGy/h］　$G(H_2)$：水素生成G値
ρ：溶液密度［g/cm³］　T：時間［sec］　V_1：気相体積［mL］
C_1：気相水素濃度［mmol/L］　V_2：液相体積［mL］　h：ヘンリー定数(=0.11)

3. γ線照射試験

純水，硝酸溶液及び模擬高レベル廃液に対して，γ線照射試験を実施した。各試験条件と水素生成G値を表1に示す。②模擬高レベル廃液ではいずれの状態においても，水素生成G値が①純水の1/10以下であることを確認した。また，硝酸溶液においては，γ線照射による水素の前駆体が硝酸イオンに消費される[3]ため，硝酸イオン濃度が増加するにつれて，水素生成G値が減少することを確認した（③、④参照）。沸騰状態において，②模擬高レベル廃液，及び同程度の硝酸イオン濃度及びpHである④硝酸+硝酸ナトリウム溶液の水素生成G値を比較したところ，模擬高レベル廃液の水素生成G値はパラジウム効果により1/10程度となった。これらの結果から，いずれの状態においても，模擬高レベル廃液は，硝酸イオンによる水素生成の抑制及びパラジウム効果による水素消費により水素生成G値が純水よりも1/10以上低い値を示すと考えられる。

表1：γ線照射試験における水素生成G値

試験溶液		①純水			②模擬高レベル廃液			③硝酸			④硝酸+硝酸Na
濃度	Pd［mmol/L］	—			16.9			—		—	—
	NO_3^-［mol/L］	—			3.4			2.1		7.4	3.5
状態		静置	撹拌	沸騰	静置	撹拌	沸騰	静置	沸騰	沸騰	沸騰
G値［$\times 10^{-3}$］		78	140	100	1.5	2.9	6.3	24	82	26	60
純水G値との比較*1		—	—	—	1/52	1/48	1/16	1/3.3	1/1.2	1/3.8	1/1.7

*1：純水との比較は同一状態における純水のG値との比を示す。

4. まとめ

模擬高レベル廃液に対してγ線照射試験を実施した結果，模擬高レベル廃液の水素生成G値は、純水の水素生成G値と比較し，いずれの状態においてもパラジウム効果により低い値を示すことを確認した。

参考文献

[1] T.KODAMA et al., Nuclear Technology, 172, 77 (2010)
[2] 玉内 義一他，高レベル濃縮廃液からの放出水素の抑制効果(7)，日本原子力学会「秋の大会」予稿集，(2012)
[3] Y.Katsumura / N-Centered Radicals. Edited by Z.B.Alfassi (1998) 393

*Yoshitaka SAITO[1], Yoshikazu TAMAUCHI[1], Masanao NAKANO[1], Nobuyuki ARAI[1], Naoki OGAWA[2], Shuji FUJII[2], Yousuke MUKAI[2], Taisuke TSUKAMOTO[2], Yuki MAEHASHI[2], Yosuke KATSUMURA[3]
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD, [2]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD, [3]Japan Radioisotope Association

再処理工場における可搬型水素濃度計の開発
（1）水素濃度計適用のフィージビリティースタディー

Development of the Mobile Hydrogen Concentration Meter at the Reprocessing Plant

(1) Feasibility study on the application of hydrogen concentration meter

*赤松 裕基[1]，大竹 弘平[1]，坂上 直哉[1]，中野 正直[1]，玉内 義一[1]，荒井 宣之[1]，村上 裕[2]

[1]日本原燃，[2]コベルコ科研

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素濃度を測定することを目的として，再処理工場特有の環境下（放射線、硝酸雰囲気等）においても水素濃度が測定可能な水素濃度計を選定した。

キーワード：水素爆発，水素濃度計，放射線耐性，硝酸耐性，再処理工場

1. 緒言

再処理工場における重大事故のうち、放射線分解により発生する水素爆発の対策の１つとして設置を検討している可搬型水素濃度計の適用可能性について、各種試験を通じて検討・評価した。

2. 実施内容

2.1 水素濃度計の選定

重大事故時の環境を踏まえた水素濃度計への要求事項（防爆構造、測定レンジ、人手で運搬可能、汚染を拡げないこと、硝酸耐性、耐熱性、水蒸気耐性、不純物ガスの影響、放射線耐性及び耐震性）を踏まえて、市販の水素濃度計から候補を選定した。硝酸耐性、不純物ガスの影響及び放射線耐性については、下記の各試験により確認した。

2.2 硝酸蒸気曝露試験

水素濃度計に対して、重大事故時に想定される水素と硝酸蒸気の混合ガス(水素 2~8vol%、硝酸蒸気約 0.03vol%)の曝露試験を実施後、作動確認を行い、硝酸耐性を確認した。

その結果、曝露時間に応じて腐食が進行するが(図 1)、24 時間後までは水素濃度を安定して計測できることを確認した。

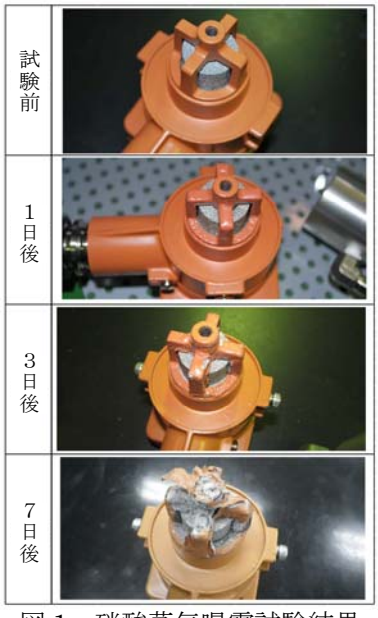


図１　硝酸蒸気曝露試験結果

2.3 不純物ガス曝露試験

水素濃度計に対して、保有する溶液から発生することが想定される水素とブタンガスの空気混合ガス(水素 2~8vol%、ブタン 0~2vol%)の曝露試験を実施後、作動確認を行い、不純物ガスの影響を確認した。

その結果、ブタン存在下では水素濃度計の指示値が低下する傾向(ブタン 2%で指示値 0.3～0.4%の低下)にはなったものの、曝露時間(7 日まで)に関わらず水素濃度を安定して計測することができた。

2.4 放射線曝露試験

水素濃度計に対して、重大事故時に想定される線量 2.7Gy/h のガンマ線を照射後、作動確認を行い、放射線耐性を確認した。

その結果、曝露時間(7 日まで)に関わらず放射線による水素濃度計への影響は生じないことが確認できた。

3. 結論

各種試験の結果及び予備品の調達容易性等から、水素濃度計を選定した。硝酸は前処理により除去可能であることから、可搬型水素濃度計の設計に硝酸を除去する機能を考慮する。

---

*Yuki Akamatsu[1], Kohei Ootake[1], Naoya Sakagami[1], Masanao Nakano[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Nobuyuki Arai[1] and Hiroshi Murakami[2]

[1] JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [2]KOBELCO RESEARCH INSTITUTE

再処理工場における可搬型水素濃度計の開発
（2）可搬型水素濃度計の設計

Development of the Mobile Hydrogen Concentration Meter at the Reprocessing Plant
(2) Design of the Mobile Hydrogen Concentration Meter

*中野 正直[1]，中村 亘[1]，坂上 直哉[1]，太田 祐希[1]，玉内 義一[1]，荒井 宣之[1]
[1]日本原燃

六ヶ所再処理工場の水素爆発を想定する機器において水素濃度を測定することを目的として，重大事故等の対処に用いる可搬型水素濃度計を開発した。
キーワード：水素爆発，可搬型水素濃度計，再処理工場

1. 緒言

前報で選定した水素濃度計を用い，三菱マテリアル㈱にて可搬型水素濃度計の試作機の設計及び製作を行った。

2. 設計要求

設計にあたって考慮しなければならない事項は多岐にわたるが，ここでは以下の 2 つについて述べる。
・硝酸等の揮発性物質を含む環境下で使用できること　・作業環境における線量が高くならないこと

2.1 揮発性物質の影響確認

前報では，水素濃度計が硝酸蒸気によって腐食することを述べた。このため，測定対象ガスの冷却と吸着剤（ソーダ石灰）による硝酸の除去を行うこととした。硝酸蒸気を含めその他の揮発性物質を模擬するために，高レベル廃液の模擬廃液を沸騰させて蒸気を供給する条件において水素濃度計の耐久性確認試験を行った（図-1 参照）ところ，72 時間経過後においても水素濃度計は安定して動作したことから，本方法を採用することとした。

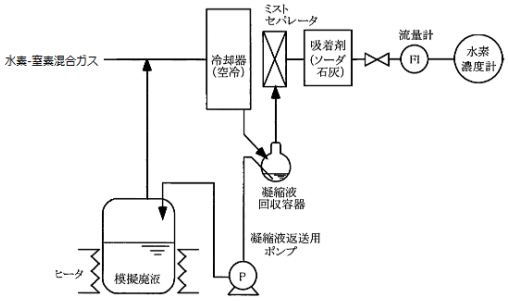


図-1　前処理後測定試験装置概要

2.2 作業環境における線量

2.1 の方法を採用すると，測定対象ガスを冷却するために放射性物質を含む凝縮液が発生し，一時的に可搬型水素濃度計の凝縮液回収容器(図-2 参照)に蓄えられるため，近傍の線量率が上昇する。仮に，激しくバブリングした場合に相当する移行率(10mg/m^3)で貯槽内の液が気相に移行し，その全量が凝縮液回収容器に蓄積したと仮定した場合の線量を図-3 に示す。事故時に行う掃気が激しいバブリングを伴うものではないこと，大部分の液滴が測定装置に入る前の配管に付着することを考えると，この想定は 2 桁以上保守的である。また，仮に図-3 に示すような線量上昇率の上昇を引き起こした場合であっても，鉛遮へいの設置や離隔をとることにより，作業環境における線量を 10mSv/h 未満とすることが十分可能である。

3. 設計の結果

上記の確認により試作機の設計の成立性が確認できたため，可搬型水素濃度計の試作機を設計・製作した。試作機の機能・取扱について確認したことから，今後，増産して必要数を配備する予定である。

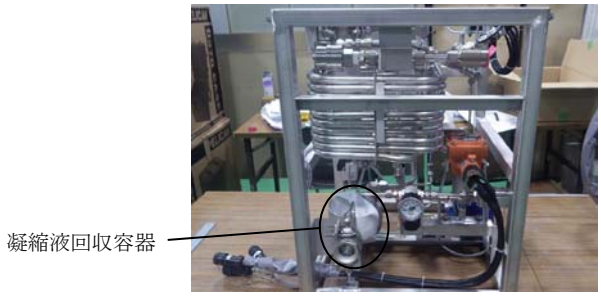


図-2　可搬型水素濃度計

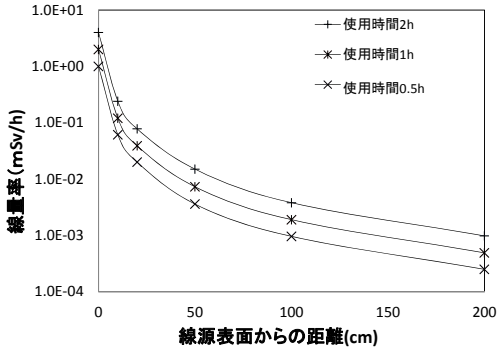


図-3　装置近傍の線量率

*Masanao Nakano[1], Wataru Nakamura[1], Naoya Sakagami[1], Oota Yuuki[1], Yoshikazu Tamauchi[1] and Nobuyuki Arai[1]
[1] JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－ショ糖添加による四酸化ルテニウム生成の抑制－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution
－Reduction of formation of volatile ruthenium tetroxide by sucrose addition－

*加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に及んだ場合、廃液の蒸発・乾固にともないルテニウム（Ru）の一部が揮発性の RuO_4 として放出される。本研究では、模擬廃液に還元剤としてショ糖を添加して加熱し、RuO_4 や NOx、CO_2 の放出ガスを質量分析および赤外分光により測定した結果を報告する。
キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，質量分析，冷却機能喪失，蒸発乾固事故

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る蒸発乾固事故では、高温高濃縮の硝酸溶液中および乾固、脱硝する硝酸塩中で Ru の一部が揮発性の RuO_4 に酸化され、貯槽外へ放出される。RuO_4 の生成を抑制する手法として還元剤や中和剤を廃液に添加することが考えられ、その一つとしてショ糖の添加が検討されてきた［1、2］。これまでに、RuO_4 の生成は、ショ糖の添加により無添加の場合に対して 1/100 以下に抑制されることが明らかになっているが、多元素混在の高レベル廃液が乾固、脱硝する過程でのショ糖との反応や、RuO_4 の生成が抑制されるメカニズムは明確にされていない。他方で著者らは、質量分析装置（MS）を用いて硝酸塩試料の加熱に伴い放出される RuO_4 を測定し、RuO_4 の生成挙動の特徴を示してきた［3］。本研究では、ショ糖の添加量に対する RuO_4 放出量さらに NOx、CO_2 等の放出量の相関データを得るために、模擬廃液にショ糖を添加して加熱し、放出ガスを MS および赤外分光分析（FT-IR）により測定した。

2. 実験

燃焼度 45GWd/tU、冷却期間 6 年、400L-廃液/t-使用済燃料を想定し、硝酸濃度を約 2mol/L として模擬廃液を調製した[4]。貴金属、遷移金属、希土類、アルカリ土類、アルカリ金属等 26 元素を含み、Ru 濃度は約 7000ppm である。予め所定量のショ糖を添加した模擬廃液 50μL をアルミナ容器（4mm i.d.×10mmh）に入れ、熱分析装置（NETZSCH STA2500）を用いて加熱した。100mL/min.の He キャリアガス中で、120℃まで 10K/min.で昇温した後、30min.保持して乾燥し、さらに 5K/min.で 800℃まで昇温した。放出ガスを含むキャリアガスは、熱分析装置に連結した MS（JEOL JMS-Q1500GC）、FT-IR（Shimadzu Prestige-21）に導入し、それぞれ RuO_4、NO および HNO_3、NO_2、CO_2 を分析した。

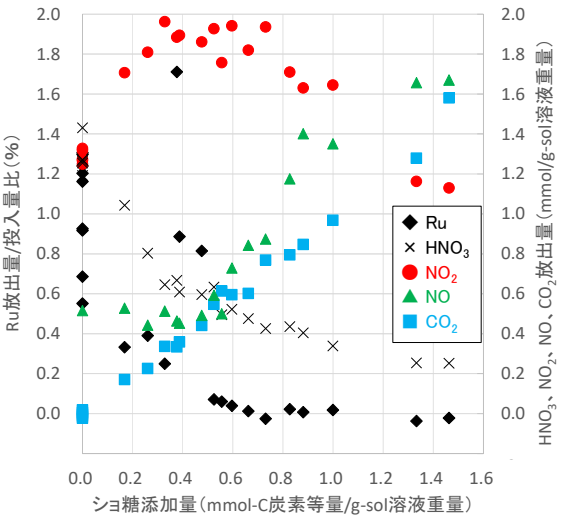


図 1　ショ糖添加量に対する各種ガスの放出量

3. 結果

検出された各種ガスの積分強度から求めた放出量を、ショ糖（$C_{12}H_{22}O_{11}$）添加量に対して、図 1 に示す。ショ糖添加量（図中横軸）で 0.5mmol-C/g-sol までは、RuO_4 放出量（◆）に単調な減少傾向は見られなかった。他方、NO の放出量（▲）はほぼ変化がなかったのに対し、HNO_3（×）は明らかに減少し、それに相当する量の NO_2（●）が増大した。加えて炭素はほぼ CO_2（■）として検出されたことから、硝酸根（NO_3^-）と炭素の反応比（NO_3^-/C）は式（1）のように 4 と考えられる。

$$48NO_3^- + C_{12}H_{22}O_{11} \rightarrow 12CO_2 + 48NO_2 + 22H_2O + 24O_2^- \quad (1)$$

一方で NO_2 と HNO_3 の増減は 0.6~0.8mmol で NO_3^-/C は 1.2~1.6 となり、ショ糖は HNO_3 を分解するだけでなく、一部硝酸塩との酸素の授受があると考えられる。さらにショ糖を添加すると RuO_4 放出量の減少が明確となり、添加量 0.7mmol-C/g-sol 以上では Ru 投入量/放出量比は 0.02%（検出下限）以下となった。この添加領域では NO_2 が漸減するとともに NO が増大し、RuO_4 生成に寄与する硝酸根の NO への還元が示唆された。

参考文献

[1] 小玉　他、日本原子力学会「2012 年秋の大会」、E30　[2] T. Ishio e al, Proc. Global 2015, Paris, France, Sep. 20-24, (2015), Paper 5164. [3] 加藤　他、日本原子力学会「2017 年秋の大会」、2K18　[4] T. KODAMA et al., Nucl. Technol., **172**(2010)77.

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]CRIEPI

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 504-2 Nuclear Chemistry, Radiochemistry, Analytical Chemistry, Chemistry of Actinide Elements

[3J08-13] Analysis and Separation

Chair:Masanobu Nogami(Kindai Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 4:25 PM Room J (A41 -A Building)

[3J08] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. NFD)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J09] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Katsuaki Akaoka[1], Hironori Ohba[1,2], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J10] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Koji Tamura[1,2], Hironori Ohba[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hong Lim[3], Takunori Taira[3], Ikuo Wakaida[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. NINS)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J11] Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J12] Spectroscopy of hyperfine structure of metal atom in glow discharge plasma cell

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Yoshihiro Iwata[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM

[3J13] Mutual separation of Ln and An by multi-stage extraction using DOODA-DGA extraction system

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Yokohama National University)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6
(1) ファイバー伝送 LIBS による模擬燃料デブリの分析

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6
(1) Analysis of simulated fuel debris by fiber-optic probe LIBS

*大場 弘則[1,2]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]，大内 敦[3]，水迫 文樹[3]，栄藤 良則[3]，鳥丸 忠彦[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]日本核燃料開発株式会社

原子力発電所事故で発生した燃料デブリの遠隔検知のために光ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（ファイバーLIBS）装置を開発し，U–Zr 混合模擬燃料デブリの分析に適用した．その結果，U/Zr 重量比に対するスペクトル強度比に良好な相関が得られ，定量分析への一定の見通しを得た．

キーワード：廃炉措置，模擬燃料デブリ，レーザー誘起ブレークダウン分光，ファイバー伝送，レーザーアブレーション

はじめに　東京電力福島第一原子力発電所の廃炉措置において，その炉内状況を調べることは最重要課題の 1 つである．炉内では溶融落下した燃料デブリが存在し，その位置や性状等の情報が廃炉作業を進める上で不可欠である．今回，レーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)と光ファイバー伝送システムを組み合わせた可搬型ファイバ伝送 LIBS 装置[1]を用いて，核燃料物質を含む模擬燃料デブリに適用して定量分析の可能性を調べたので報告する．

実験方法　模擬燃料デブリ試料として，検量線作成用として UO_2 および ZrO_2 粉末をウラン含有率（U/Zr 重量比）が 0.05~2.13 となるように混合した焼結ペレット，さらに UO_2 破砕材に Zr，Fe 等の材料を混合加熱した反応物を調製した．発光分光測定は，可搬型ファイバ伝送 LIBS 装置（波長: 1064 nm，繰返し数: 5Hz，ファイバー長：5 m）のプローブヘッドを模擬燃料デブリに接触させて窒素ガス（2 L/min）をフローさせた状態で行った．レーザー出力はプローブ出口で 10 mJ とし，発光スペクトルはエッシェル型分光器で測定した．取得した発光スペクトルから U，Zr，Fe，Cr，Ni，O，N 等のスペクトルピークにおいて干渉しない発光線を，光ファイバーの放射線環境の影響が小さい 400~550 nm および 700~900 nm の波長範囲[1]で選んで U と構造材の分別を確認した後，焼結ペレット U/Zr について重量比に対する発光強度比を調べた．

結果及び考察　検量線の 1 例を図 1 に示す．幾つかの U–Zr 波長の組合せにおいて良い相関を示した．図 1 では検出下限は直線の傾きと標準偏差から約 0.1 と求められるが，U/Zr = 0.05 の試料においても U ピークは明瞭に観測されることが確認できた．一方反応物の LIBS 測定では，試料表層部の特性（化学形態，機械的特性，組成）に強く依存した発光が観測されることが判明し，燃料デブリの性状把握への適用可能性を示された．また，SEM/EDS で分析したレーザー照射部の組成比は，LIBS 強度比で推定した値と概ね傾向が一致することがわかった．

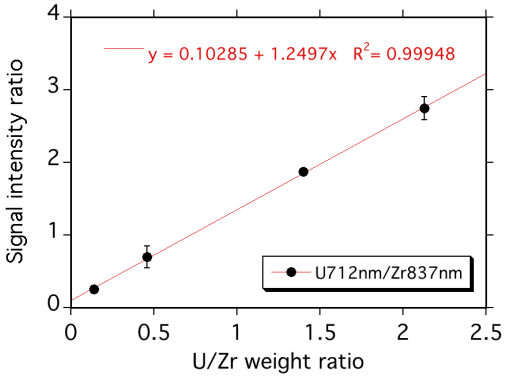


図 1　U/Zr 重量比と発光強度比の関係の 1 例

参考文献

[1] M. Saeki, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930.

*Hironori Ohba[1,2], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6
(2) 最小二乗法を用いた模擬デブリ燃料の LIBS スペクトルの解析

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

(2) Analysis of LIBS spectra using the least-square method for simulated fuel debris.

*赤岡 克昭[1]，大場 弘則[1,2]，若井田 育夫[1]，大内 敦[3]，水迫 文樹[3]，栄藤 良則[3]，鳥丸 忠彦[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]量子科学技術研究開発機構，[3]日本核燃料開発株式会社

レーザー誘起発光分光法（LIBS)で測定された原子力発電所事故で発生した燃料デブリを模擬した U/Zr/Fe 混合試料のスペクトルについて、それぞれの単体スペクトルを用いて最小二乗法による解析を実施した。その結果、2 種混合試料と同様に比較的良い直線性を持った検量線が得られた。

キーワード：燃料デブリ、最小二乗法、LIBS、レーザー、レーザーブレークダウン発光分光。

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリやその他の放射性物質のその場分析は、廃炉措置にとって非常に重要である。そこで、燃料デブリを模擬した U/Zr/Fe 混合試料を LIBS で測定した結果を、それぞれの単体のスペクトルを用いて最小二乗法により解析した。

2. 解析方法

測定されたスペクトルの強度 I を波長 λ の関数として考え、混合物の測定スペクトルの強度を I(λ)、元素 m の測定スペクトルの強度を i (m, λ)とする時、測定スペクトルの強度はこれらの元素スペクトルの線形の重ねあわせと仮定すれば、I(λ)は、その線形係数 a(m)と b(m)とすると以下のように表される。

$$I(\lambda)=\sum_m (a(m)\cdot i(m,\lambda)+b(m))$$

この線形連立方程式を最小二乗法により解くことにより、混合物のスペクトルを再現する線形係数を得ることができる。更に、この線形係数の比から検量線を作成することが可能である。

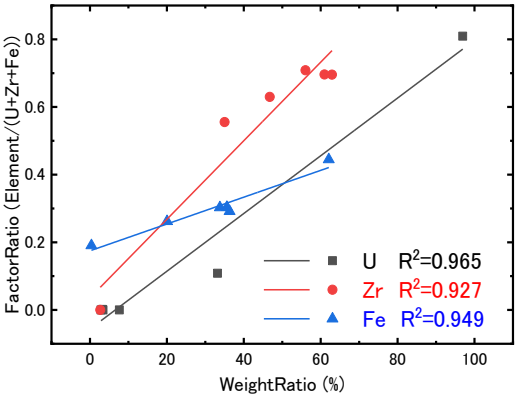


Fig.1 模擬燃料デブリの検量線

3. 結果

これまで、2 種混合の試料に適用してきた「最小二乗法によるスペクトル解析」を U/Zr/Fe の 3 種を混合した模擬デブリに対して適用した結果、得られた検量線は Fig.1 に示すように R^2 が 0.9 以上の比較的良い直線性を示した。また、Fig.2 に示した解析スペクトルは測定スペクトルと比較的良く一致する。以上のことから「最小二乗法を用いたスペクトル解析法」は 3 種以上混合された試料に適用した場合でも比較的良い定量ができることが判った。

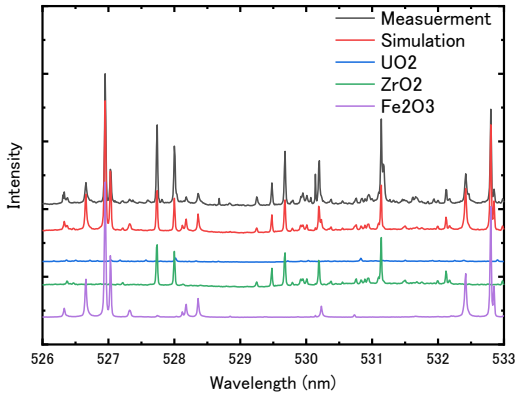


Fig.2 測定スペクトルと解析スペクトルの比較

*Katsuaki Akaoka[1], Hironori Ohba[1,2], Ikuo Wakaida[1], Atsushi Ohuchi[3], Fumiki Mizusako[3], Yoshinori Etoh[3], Tadahiko Torimaru[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6
(3) マイクロチップレーザー誘起ブレークダウン分光の放射線照射影響

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

(3) Radiation dose rate effects to microchip-laser induced breakdown spectroscopy

*田村 浩司[1,2], 大場 弘則[1,2], 佐伯 盛久[1,2], 田口 富嗣[1], イム ファンホン[3], 平等 拓範[3], 若井田育夫[2]

[1]量研機構, [2]原子力機構, [3]自然機構

遠隔その場分析が可能なファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）において、超小型ジャイアントパルスレーザーを適用した技術を開発している。本講演では過酷事故炉の廃炉措置適用を念頭に、マイクロチップレーザーの動作特性と LIBS スペクトル測定への放射線照射影響に関して紹介する。

キーワード：廃炉措置, ジャイアントパルスマイクロチップレーザー, レーサー誘起ブレークダウン分光, 照射線量率効果

緒言　ファイバー伝送レーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）による遠隔その場分析法は、東京電力福島第一原子力発電所の溶融燃料デブリ取出しに向けた位置・性状把握においても、その有効性が期待されている[1]。我々は本手法の高感度化を目指し、マイクロチップレーザー（MCL）を用いた LIBS システムの開発を行っている[2]。本発表ではセラミックス YAG コンポジットを用いた MCL システムを構成し、レーザー発振特性や LIBS 測定に対する放射線照射影響に関して測定結果を報告する。

実験方法　実験配置を図 1 に示す。Nd^{3+}:YAG/Cr^{4+}:YAG 接合体（3 mm□×10 mmL）に準連続波モードの半導体レーザー（λ=808 nm, 120W）光を集光照射して、<1 ns のパルス幅で発振する 1064 nm の Q-sw.レーザーヘッドを構築し、コバルト 60 照射施設において、0~10 kGy/h の範囲で線量率を変化させて放射線環境下での発振特性や LIBS スペクトル（試料：Zr 金属）等を測定した。

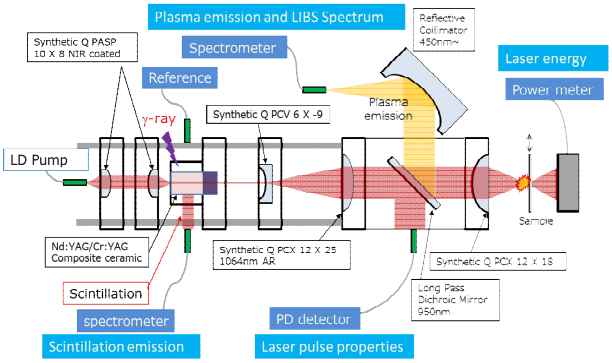


図1 実験配置

結果　照射線量率の変化に対して、レーザー出力エネルギーの低下やパルス列発生時間間隔の増加等が観測され、発振特性への放射線照射影響が確認された。一方 LIBS については、高線量率環境下でレーザー出力エネルギーが低下した条件であっても発光スペクトルは十分に観測できることがわかった。また、ガンマ線照射によってセラミック YAG コンポジットがシンチレーション発光[3]するため、これを利用してレーザーヘッド位置の大まかな線量率が推定可能なことを確認できた。これらの結果より、マイクロチップレーザーを用いた遠隔 LIBS システムが高放射線環境下における適用可能性について一定の見通しを得た。

本報告は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます。

参考文献　[1] M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. **51** (2014) 930. [2] 田村ら, 原子力学会「2018 年春の年会」予稿集 2N19, [3] 田所ら, 原子力学会「2015 年春の年会」予稿集 I17

* Koji Tamura[1,2], Hironori Ohba[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Tomitsugu Taguchi[1], Hwan Hon Lim [3], Takunori Taira[3] and Ikuo Wakaida[2]

[1]QST, [2]JAEA, [3]NINS.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発−６
（4）アブレーション共鳴吸収分光法による同位体組成分析

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

(4) Isotope Analysis by Laser Ablation Absorption Spectrometry

*宮部 昌文[1]，大場 正規[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1]原子力機構

過酷事故炉の廃炉で生じる様々な物質の遠隔核種分析のため、レーザーアブレーションと共鳴吸収を組み合わせた分析法を開発している。分析物として想定される原子炉構造材や核分裂生成物への適用性を探るため Hf や Sr の吸収信号を様々な実験条件で測定し、スペクトル線幅や核種選択性について検討した。

キーワード： レーザーアブレーション，同位体分析，核燃料物質、半導体レーザー，共鳴吸収分光

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い、超ウラン元素や核分裂生成物を含み、高い放射能を有する廃棄物の発生が予想される。この廃棄物には様々な α 核種が含まれ、同重体も多数混在することから、その核種組成分析に既存の放射化学的な手法や質量分析法を適用することは難しいと考えられる。また高い放射能のため、分析作業者の被爆低減も重要な課題となる。そのような分析物に対して、我々はレーザーアブレーション共鳴分光法による遠隔分析法を開発している[1]。これまでは核燃料物質自体に注目したが、混在する構造材料や核分裂生成物質が同様に検出できるかどうかや、観測に適した実験条件の違い等を確認することは重要である。本研究では、Hf や Sr のアブレーション共鳴吸収分光について報告する。

2. 実験の概要

図１に装置の概要を示す。Nd:YAG レーザー光(532nm, 8ns, 0.1GW/cm^2)を、約 800Pa の He ガスを充填した真空容器に導入し、回転ステージ上の金属酸化物ペレットに垂直に照射した。発生したプルームには、波長安定化半導体レーザーのプローブ光を交差させ、透過光は、バンドパスフィルターを介して、フォトダイオードで検出した。プルームがプローブ光を横切る際に透過率がパルス的に減少する様子を観測するとともに、特定時刻の信号をボックスカー積分器で積算し波長掃引することで吸収スペクトルを測定した。

3. 実験結果

図２は線幅の狭くなる実験条件（アブレーションから 200μs 後）での、基底状態の Hf 原子の吸収スペクトルである。天然組成 35%の ^{180}Hf と 27%の ^{178}Hf の同位体シフトにより、吸収スペクトルは大きく２本に分裂していることが確認され、その線幅（約 700MHz）は核燃料物質でこれまでに得られた大きさに近いことが分かった。天然組成が 18%の ^{177}Hf と 14%の ^{179}Hf の吸収線は、核スピンによる超微細相互作用で広い波長範囲に分裂するため識別は困難であった。また Sr でも天然組成の大きい ^{88}Sr 以外の同位体によるピークの識別は困難であった。これらの結果から、線幅に対して同位体シフトの小さい元素で核種分析を行うには、ドップラー幅を抑えられる高分解能分光法の適用が必要となることが分かった。

本報告の一部は、JSPS 科研費補助金（課題番号 18H01922）による助成によって得られた成果です。

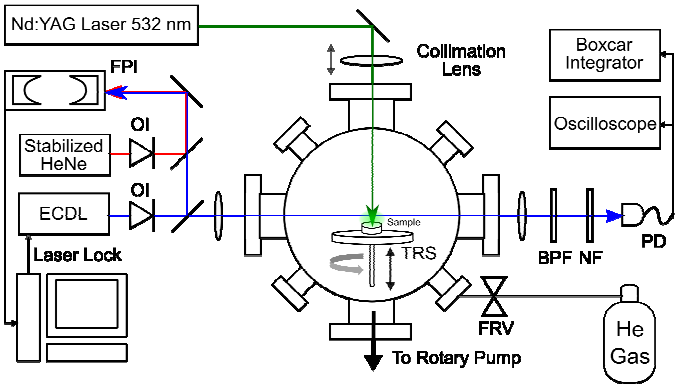


図１　典型的なアブレーション吸収分光装置の構成

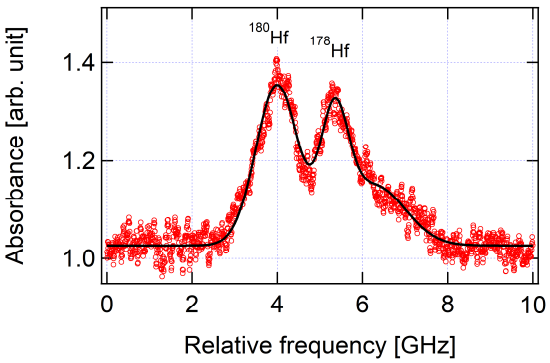


図２　^{180}Hf と ^{178}Hf の吸収ピークのシフト

[1] M. Miyabe *et al*　Spectrochimica Acta B **134** (2017) 42-51,　Appl. Phys. A **112** (2013) 87-92

* Masabumi Miyabe [1], Masaki Oba [1], Katsuaki Akaoka [1] and Ikuo Wakaida [1]

[1]JAEA

グロー放電プラズマセルにおける超微細構造分光

Spectroscopy of hyperfine structure of metal atom in glow discharge plasma cell

*石川大裕 [1]，山元祐太 [1]，岩田圭弘 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大院工

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回は U の模擬物質として Tm 金属を用いて核種分析で必要となる分解能を示すため、超微細分裂の分光について報告する。

キーワード：放電プラズマ，超微細分裂，波長安定化，LabVIEW

直流高電圧印加により発生する放電プラズマは励起断面積及び電子密度に依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起できる。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍は電位差が大きく変化することにより,電極へのイオン衝突を起点とした電極表面近傍の原子を叩き出すスパッタリングが起こる。これはイオンインプランテーションを主な目的とするイオンビームにはないような放電プラズマの特長であり，物質加工の表面改質や半導体製造に用いられ，装置系が小規模ながらも硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能である。

春の年会で報告した Tm 金属の吸収スペクトルの検討を詳細に進め，ドップラーフリー分光による超微細分裂の確認を行った(図 1)。これは既報[1]と実験精度内で一致をしているほか、レーザー誘起蛍光実験の結果とも一致した。続いて、レーザー吸収分光実験を行うにあたり、波長安定化をエタロンに対して行うことにして、PI フィードバック回路を設計・製作(図 2)して、波長安定化を達成した。回路では、エタロンの微分信号の傾きの正負に応じてトグルスイッチによりロック可能なものとし、回転スイッチにより積分回路の時定数を変化することでロックの幅を抑制した。また試料濃度を変化させた場合の検量線を引くための準備として、アナログ信号をデジタル信号で出力させるために NI9215 を用い、LabVIEW プログラムを作成した。

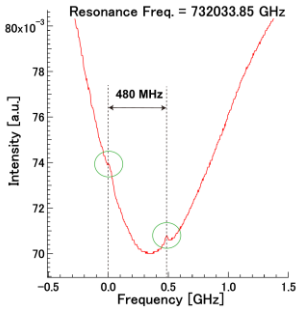


図 1　Tm の飽和吸収スペクトル

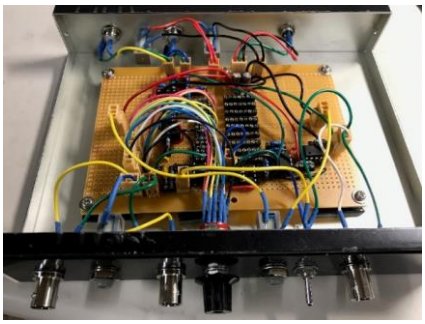


図 2　波長安定化のための PI フィードバック回路

参考文献

[1] N. Kolachevsky et al., *Appl. Phys. B* **89**, 589-594 (2007).

*Daisuke Ishikawa[1], Yuta Yamamoto[1], Yoshihiro Iwata[1], and Shuichi Hasegawa[1]

[1] Univ. of Tokyo

DOODA-DGA 系多段抽出法を用いる Ln, An 相互分離

Mutual separation of Ln and An by multi-stage extraction using DOODA-DGA extraction system

*佐々木祐二[1], 松宮正彦[2]
[1]原子力機構、[2]横浜国大

Ln や An 相互分離は原子力分野のみならず、一般の産業界でも注目される。ネオジム磁石から Dy の分離は耐熱性向上の観点から、また Am/Cm 分離は発熱性や中性子放出核種の分離の観点から分離が求められる。DOODA（ジオキサオクタンジアミド）-DGA 系を用いて多段抽出による相互分離の結果を述べる。

キーワード：ランタノイド、マイナーアクチノイド、溶媒抽出、DGA, ジオキサオクタンジアミド

１．緒言　同じ原子価、類似するイオン半径を持つ３価のランタノイド（Ln）やアクチノイド（An）の相互分離は極めて難しい一方で、ネオジム磁石からの Dy 分離や Am と Cm の分離の要求がある。これらは、高価な Dy を効率的に回収する方法の確立や、高発熱性で中性子を放出する Cm と核変換が求められる Am を分離するといったこと等からである。我々は Ln, An 分離用の試薬として、DGA や DOODA を開発してきた。しかしながらバッチ実験ではこれらの元素の完全な相互分離は難しい。従って向流接触の多段抽出試験を行い、相互分離を試みた。

２．実験方法　非放射性元素である（Dy, Nd）の相互分離を検討した。DGA 化合物による抽出で、軽希土と重希土類元素の分離比は 100 程度になる。従って、DGA 化合物単独による相互分離を検討した。抽出容量が高いとされる TDdDGA を用いて Ln の溶媒抽出を実施、抽出後の水相、有機相の Ln 濃度を ICP-OES 又は ICP-MS で測定した。さらに向流接触の溶媒抽出も行い、Ln 分配比や回収量の測定を行った。

３．結果　図１に 0.1M TDdDGA を用いて、Ln の抽出分配比を 0.3-0.7M まで硝酸濃度を振って行った結果を示した。Nd と Dy については 18-45 までの分離比（D(Dy)/D(Nd)）を示した。図より、適切な分離条件として 0.3-0.4 M HNO_3 系がある。次に向流接触の溶媒抽出を見越して、新しい有機相を用いて何度抽出を繰り返せば、Dy を有機相に 100%回収できるか、と新しい水相を何度取り換えれば Nd を 100%除染できるかを確認した。その結果、有機相３回取り換えて抽出すれば Dy を 99.8%回収でき、水相を４回取り換えれば有機相中の Nd が 0%になることを確認した。即ち、向流接触抽出で有機相３段、水相４段とすることで、Dy を回収でき、Nd を除去できることが予想される。２種金属の共存溶液系で、ここでは有機相４段、水相４段の向流接触抽出を行い、有機相に Dy 92%, Nd 0.7%回収の結果を得た。

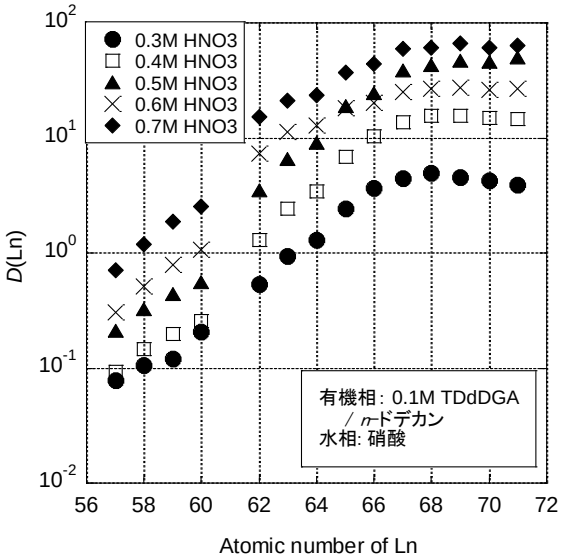


図１　TDdDGA による Ln 抽出

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発（課題番号: １８Ｈ０３４０４）」の成果である。

*Yuji Sasaki[1], Masahiko Matsumiya[2], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Yokohama National University

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

[3K01-04] Dosimetry 1

Chair:Michiya Sasaki(CRIEPI)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room K (B41 -B Building)

[3K01] Study of dose evaluation technology using PVA-KI gel dosimeter

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Toshiharu Sakura[3], Takeyoshi Sunagawa[1] （1. Fukui University of Technology, 2. University of Ontario institute of Technology, 3. NuclearTechnology Inc.）

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Advancement of airborne radiation measurement technology

*KOTARO OCHI[1], Alex Malins[2], Mutsushi Ishida [3], Tsutomu Yamada[4], Takamasa Nakasone[4], Yukihisa Sanada[1] （1. JAEA Fukushima Environmental Safety Center, 2. JAEA Center for Computational Science &e-System, 3. NESI Inc., 4. JREC Ltd.）

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Alex Malins[1], Kotaro Ochi[2], Takamasa Nakasone[2], Tsutomu Yamada[2], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[1,2], Kimiaki Saito[1,2], Yukihisa Sanada[2] （1. Center for Computational Science &e-Systems, JAEA, 2. Fukushima Environmental Safety Centre, JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium extracted from a model drainage water made by immersing of demolition waste in sea water

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

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PVA-KI ゲル線量計を用いた線量評価技術研究

Study of dose evaluation technology using PVA-KI gel dosimeter

*柴岡 龍[1], 青木 祐太郎[1], 井野 博貴[1], グレン ハーベル[2], 佐倉 俊治[3], 砂川 武義[1]
[1]福井工業大学, [2]カナダ、オンタリオ工科大学, [3]ニュークリアテクノロジー

放射線がん治療における新たな放射線の可視化手法として、PVA(ポリビニルアルコール)水溶液と KI(ヨウ化カリウム)を使用した PVA-KI ゲル線量計を開発した。本研究では、放射線照射された PVA-KI ゲルの線量評価の為の測定装置及び解析ソフトの開発を試みた。

キーワード：ゲル線量計、放射線治療、放射線可視化技術、色解析

1. 緒言

放射線を使用したがん治療において、放射線の可視化は正確な線量分布の評価のために必要不可欠な技術である。本研究室では、低コストで作製可能な PVA-KI ゲル線量計を開発した [1)]。本研究では、PVA-KI ゲル線量計に特化した光源とカメラを組み合わせた測定システムを開発し、本ゲルへの X 線照射による吸収線量測定を試みた。

2. PVA-KI ゲルに対する X 線照射

本ゲルは吸光度測定用のディスポセルに入れて照射を行った。X 線照射の条件は、管電圧：150kV、管電流：20mA、フィルタ：Al 0.5mm + Cu 0.1mm、線量率：2Gy/min である。2Gy ずつ照射し、その都度紫外可視分光光度計による吸光度測定と本研究で製作した測定装置で色の測定を行った。その後、本研究で作成したゲル解析ソフトを用いて、画像の RGB 解析を行った。

3. 結果と考察

撮影した PVA-KI ゲル線量計の RGB 解析した結果を Fig.1 に示す。縦軸は RGB 値、横軸は吸収線量である。Fig.1 において、R の値は吸収線量の増大と共に増加するが、線形性を示してはいない。G の値は、2Gy で極大を示し、吸収線量の増大と共に減少する傾向を示す。B の値は吸収線量の増大と共に減少し、線形性を示している。 B の値が線形性を示す理由を検討するために、PVA-KI ゲル線量計の吸光度測定を行った。吸光度測定した結果、PVA-KI ゲル線量計は、PVA-KI ゲルの吸光度は、490nm 付近に極大を示し、吸収線量の増大と共に比例して増加する傾向を示した。また、測定装置に使用した光源の発光スペクトルは、490nm に吸光度の極大を持ち、本波長に極大を持つ色は青色に相当する為、RGB 値の中で B の値が線形的に減少したと考える。詳細は講演時に報告する。

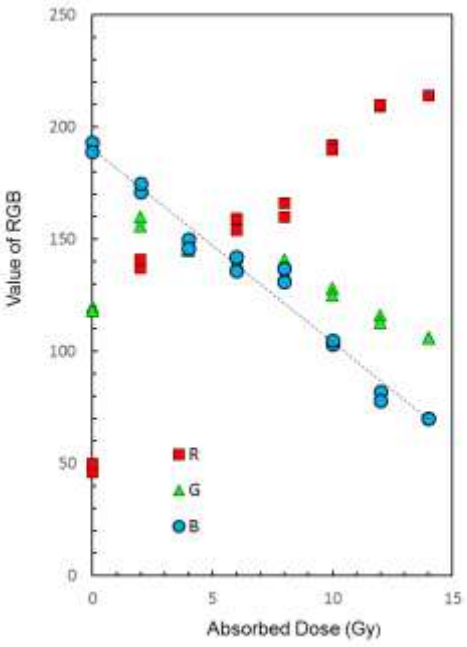


Fig.1 ゲルの吸収線量に対する RGB 値

参考文献

[1] 砂川ら「PVA-KI 系ゲルインジケータの開発」福井工業大学研究紀要 第 47 号, p.105-110 (2017)

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1],Hirotaka Ino[1],Gren Harvel[2],Tosiharu Sakura[3] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ.of Tech., [2]Univ.of Ontario Inst. of Tech., [3]Nuclear Technology Inc.

上空からの放射線測定技術の高度化
（1） $LaBr_3$(Ce)検出器を搭載した無人ヘリコプターによる土壌中放射性セシウムの分布推定を目的とした遠隔放射線測定

Advancement of airborne radiation measurement technology

(1) Aerial radiation monitoring using an unmanned helicopter with a $LaBr_3$(Ce) detector for estimating radiocesium distribution in soil

*越智 康太郎[1]，Malins Alex[2]，石田 睦司[3]，山田 勉[4]，中曽根 孝政[4]，眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構　福島環境安全センター，[2]日本原子力研究開発機構　システム計算科学センター，[3]株式会社 NESI，[4]日本放射線エンジニアリング株式会社

無人機を用いた空からの測定情報をもとに、地上における放射性セシウムのインベントリーを評価することを目的とし、γ 線スペクトル情報から土壌中放射性セシウムの深度分布を簡便に推定する手法について検討した。ここでは、シリーズ発表の (1) として現場で土壌深度分布測定を行った結果と、上空で得られた γ 線スペクトルの比較結果について示す。(2) では現場での測定結果を模擬したシミュレーションについて示す。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，遠隔放射線測定，無人ヘリコプター，ピークコンプトン比

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故後、土壌中放射性セシウムは時間経過とともに下方に浸透している状況が報告されている。また、野生動物による土壌攪乱、除染などの人間活動、降雨量や土壌の密度によって、深度分布は場所ごとに異なる。現在、地上で行われている放射線測定では、基本的に空間線量率の測定にとどまっており、その場の放射性セシウムのインベントリーを求めるには、土壌のサンプルを実験室で測定するか、土壌の深度分布を表すパラメータ (実効的重量緩衝深度 β_{eff} [1]) を仮定し空間線量率を推定するしかなかった。本研究では、場所ごとの深度分布特性を加味した広域の放射線セシウムのインベントリー評価を目的とし、無人ヘリコプターを用いた空中放射線計測技術により得られた γ 線スペクトルの特徴と、その直下の土壌中放射性セシウムの深度分布を比較した。

2. 実験 無人ヘリコプター (R-Max G1, YAMAHA) に $LaBr_3$(Ce) 検出器 (JREC) を搭載し、福島県内の圃場と農地で放射線測定を行った。測定は対地高度 10-30 m をそれぞれ維持し、地形追従飛行を行った。測定で得られた γ 線スペクトルを 50-450 keV (コンプトン散乱線領域), 450-760 keV (直接線領域) で分割し、それぞれのエネルギー領域の全 γ 線計数率の比 (RPC) を算出した。実際の土壌中放射性セシウムの深度分布は、測定エリアにおいて土壌コア試料をそれぞれ 29, 10 個取得し、実効的重量緩衝深度を算出した。

3. 結論 RPCとヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布 (β) との間には、一定の相関性があることが分かった。圃場における β は、反転耕を行った影響で農地におけるものに比べ大きな値を示した[2]。また、対地高度が低いほど両パラメータの相関線の傾きが大きかったことから、γ 線スペクトルの特徴が、ヘリ直下の土壌中放射性セシウムの深度分布をより強く反映していることが分かった。次の発表では、これらの現場測定結果の妥当性や特徴について、シミュレーションから考察した結果について報告する。

参考文献

[1] N. Matsuda et al., *J. Env. Radioact*., **139** (2015), 427-434.

[2] K. Ochi et al., Int. *J. Env. Res. Public Health*, **14** (2017), 926_1-926_14.

---

*Kotaro Ochi[1], Alex Malins[2], Mutsushi Ishida[3], Tsutomu Yamada[4], Takamasa Nakasone[4] and Yukihisa Sanada[1]

[1]JAEA Fukushima Environmental Safety Center, [2]JAEA Center for Computational Science & e-Systems, [3]NESI Inc., [4]JREC Ltd.

Advancement of airborne radiation measurement technology: (2) Simulations of unmanned helicopter and $LaBr_3$(Ce) detector used for estimating radiocesium distribution in soil

*Alex Malins[1], Kotaro Ochi[2], Takamasa Nakasone[2], Tsutomu Yamada[2], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[1,2], Kimiaki Saito[1,2] and Yukihisa Sanada[2]

[1]Center for Computational Science & e-Systems, JAEA, [2]Fukushima Environmental Safety Centre, JAEA

Here we report PHITS Monte Carlo simulations of a $LaBr_3$(Ce) gamma spectroscopy system used in unmanned helicopter radiation surveys in Fukushima Prefecture. The simulated spectra were verified against measurements taken under controlled laboratory conditions. Simulations were used to characterize the peak-to-Compton method for estimating the vertical distribution of radiocesium in soil from airborne surveys.

Keywords: $LaBr_3$(Ce), gamma spectroscopy, unmanned helicopter, airborne survey, PHITS, peak-to-Compton method, simulation

1. Introduction

Unmanned helicopter radiation surveys play an important role in characterizing the radioactive fallout distribution in Fukushima Prefecture [1,2]. Unmanned helicopters are permitted to fly at lower altitudes above the ground than crewed aircraft in Japan, so therefore can yield measurements with better spatial resolution of the fallout. Recently Ochi et al. (2017) [3] demonstrated the use of an unmanned helicopter for assessing the vertical distribution of radiocesium in Fukushima soils. The method was based on the ratio of direct-to-scattered gamma rays detected by the onboard $LaBr_3$(Ce) gamma spectroscopy system (the so-called 'peak-to-Compton' method). The goal of this study was to simulate this unmanned helicopter system and understand how the peak-to-Compton count ratio varies for different radiocesium depth distributions and helicopter flight altitudes.

2. Method

The $LaBr_3$(Ce) detector system was modelled with PHITS [4]. The peak-broadening parameters in the simulations were calibrated using measurements of the detector energy resolution taken from spectra of ^{152}Eu and ^{137}Cs sources. Simulated spectra were verified against various spectra measured in the laboratory. The modelling of scattering was checked by comparing peak-to-Compton count ratios from the simulations to the test measurements. The amount of scattering was varied by using a water tank to shield a ^{137}Cs test source from the detector. The peak-to-Compton method was investigated by simulating a semi-infinite soil-air system. The radiocesium depth distribution in soil and height of the helicopter above the ground were varied in the analysis.

3. Results

The simulation results clarify the dependency of the peak-to-Compton count ratio on the helicopter height and the depth distribution of radiocesium in soil. Both exponential and uniform distributions of radiocesium within soil were considered in the analysis.

References

[1] Y. Sanada et al. 2014. Explor. Geophys. 45(1), 3-7. DOI:10.1071/EG13004

[2] Y. Sanada et al. 2015. J. Environ. Radioact. 139, 294-299. DOI:10.1016/j.jenvrad.2014.06.027

[3] K. Ochi et al. 2017. Int. J. Environ. Res. Public Health 14(8), 926_1-926_14. DOI:10.3390/ijerph14080926

[4] T. Sato et al. 2018. J. Nucl. Sci. Technol. 55(6), 684-690. DOI:10.1080/00223131.2017.1419890

模擬瓦礫海水浸漬液から抽出したウランの全反射蛍光 X 線分析

Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium extracted from
a model drainage water made by immersing of demolition waste in sea water

*松山 嗣史[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，石井 康太[2]，管 史明[2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]
[1]量研機構・放医研，[2]東邦大 理

今後、福島第一原子力発電所の廃炉が進む過程において、炉心周辺でウランを含む汚染水が発見される可能性があり、その汚染水は海水成分を含んでいるものと思われる。そのような汚染水の分析を行うために、ウランを添加した海水中のウラン濃度を全反射蛍光 X 線分析法により簡便に測定する方法を開発した。

キーワード：蛍光 X 線分析、ウラン、排水 、海水

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では初期冷却に海水を用いたため、炉心周辺から発見される可能性のある核燃料物質などの放射性核種を含む汚染水には海水成分が含まれているものと思われる。一般に、排水中のウランは放出される α 線を計測することで定量されるが、比放射能が極めて低いため、大量の汚染水濃縮や α 線の長時間計測が必要である。そこで、我々は全反射蛍光 X 線（TXRF：Total reflection X-ray fluorescence）分析法に着目し、この問題に取り組んできた [1]。これまでに、瓦礫を海水で浸漬させることで作成した瓦礫海水浸漬液にウラン含有標準液を添加した試料を全反射蛍光 X 線分析することで、汚染水中のウラン濃度を測定できることを示した[2]。しかし、海水や瓦礫に多く含まれる臭素からの蛍光 X 線がウランの蛍光 X 線と重なるため、十分な感度を得ることが難しかった。そこで、本研究では UTEVA レジンを用いて溶液中からウランを取り除き、本方法の高感度化を目指した。

2. 方法

放射線医学総合研究所敷地内の工事現場で採集した瓦礫 12 kg を 10 L の海水に 6 カ月間浸漬することで、瓦礫海水浸漬液を作成した。作成した瓦礫海水浸漬液にウランを含む多元素標準溶液 XSTC-1407（SPEX 社）を添加することで、1 ppm ウラン含有瓦礫海水浸漬液を作成した。その試料からウランを UTEVA レジン（EICHROM）により分離した後に、卓上型 TXRF 分析装置 NANOHUNTER-Ⅱ（RIGAKU）で 5 分間 TXRF 測定した。測定時の管電圧は 50 kV、管電流は 12 mA とした。

3. 結果と結論

UTEVA 処理により、臭素の強度は処理前の数%程度まで減少し、ウランのピークと臭素のピークをガウス関数により分離することが容易になった。ピーク分離によって得られた U Lα 線のネット信号強度とバックグラウンド信号強度から得られた検出下限値は、法令上の排水基準値を大きく下回った。このように、UTEVA レジンでウランを抽出して TXRF 測定を行うことにより、海水を含む排水中のウランを高感度に分析できることが明らかとなった。また、本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（東京電力福島第一原子力発電所の放射性廃棄物の特性評価に関する検討）事業」 として実施した。

参考文献

[1] T.Matsuyama et,al., J.Nucl.Sci.Tecnol., 54(9), (2017), 940-943

[2] 松山 嗣史 et,al., 日本原子力学会要旨集, (2018), 1E-05

---

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Kota Ishii[2], Fumiaki Kan[2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]

[1]QST, [2]Toho Univ.

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

[3K05-09] Dosimetry 2

Chair:Hiroaki Terada(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 10:35 AM - 12:00 PM Room K (B41 -B Building)

[3K05] Rapid Analysis Method of Radioactive Strontium in Contaminated Water for the Arrangement of a Nuclear Emergency

*Toshiharu Terasawa[1], Koutaro Seki[1], Hisashi Goto[1], Masaki Uesugi[2], Akihiko Yokoyama[2] (1. Tokyo Power Technology Ltd., 2. Kanazawa University)

10:35 AM - 10:50 AM

[3K06] Development of a Peltier Type Cloud Chamber with Large View Area

*Takehiro Toda[1], Mahamudul Hasan[2], Yu Igarashi[2], Estiner Katengeza[2], Takeshi Iimoto[2] (1. RADO co.,ltd., 2. The University of Tokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[3K07] Basic study on the effects of radon water on skin

*TSUYOSHI ISHIDA[1], Akihiro Sakoda[2], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Yu Ishimori[3], Humihiro Mitunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Ningyo-Toge, 3. JAEA, Monju, 4. Grad. Sch. Medicine Dentistry Pharmaceutical Sci., Okayama Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3K08] Daily variation of radiation dose at the high background radiation area in Indonesia

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2,3], Naofumi Akata[4,5], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Chanis Pornnumpa[2,6], Hiromi Kudo[2], Kumar Sahoo[7], Dadong Iskandar[8] (1. CRIEPI, 2. Hirosaki Univ., 3. JAEA, 4. NIFS, 5. SOKENDAI, 6. Kasetsart Univ., 7. QST-NIRS, 8. BATAN)

11:20 AM - 11:35 AM

[3K09] Increase event of air dose rate with thundercloud

*Shunsuke Iimura[1], Jin Sayama[1], Kazunori Inomata[1], Masashi Nagawa[1], Sumito Komiyama[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

緊急時を想定した汚染水中放射性ストロンチウム分析法の迅速化

Rapid Analysis Method of Radioactive Strontium in Contaminated Water for the Arrangement of a Nuclear Emergency

*寺澤俊春[1]，関晃太郎[1]，後藤久志[1]，上杉正樹[2]，横山明彦[2]
[1]東京パワーテクノロジー株式会社，[2]金沢大学

金沢大学では海水中の Sr-90 をリン酸塩沈殿分離と固相抽出により分離精製し、液体シンチレーションカウンタ(以下 LSC)により迅速に測定する分析手法[1]を開発してきた。この手法をもとに本報告では、原子力施設の事故直後を想定し、海水成分を含んだ汚染水中の Sr-89/90 をより迅速かつ簡易に弁別定量する分析手法について、検討した結果を報告する。

キーワード：汚染水，Sr-89，Sr-90，Sr Rad-disk，液体シンチレーションカウンタ，迅速化

１．諸言

原子力事故の対応には迅速なモニタリングが求められる。しかし、放射性ストロンチウム（Sr-89/90）は、γ線を放出しないので、簡便なγ線スペクトロメトリーでは測定できず、化学分離による濃縮と精製を行ってから、β線を測定する必要がある。特に、海水成分を含む放射性 Sr 分析では塩類除去が課題となる。本研究では、分析手法の簡易化、迅速化を目的として、分析操作を(1)沈殿濃縮(2)Sr 精製(3)LSC 測定に分け、試料として海水 100ml を用いて、濃縮法の比較、固層抽出ディスクの性能、測定の条件を検討した。

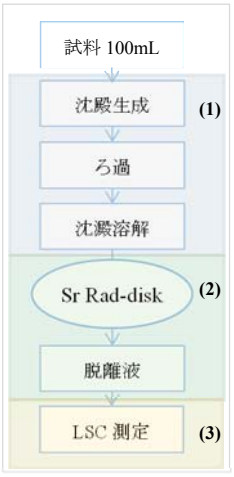


Fig.1　Sr 分析手順

２．実験方法

(1)ストロンチウムの沈殿濃縮法の比較試験

新潟県柏崎市で採取した海水 100ml にリン酸、シュウ酸、炭酸ナトリウムをそれぞれ添加し、アンモニア水を加えて Sr 沈殿を生成させた。各沈殿を硝酸で溶解し、原子吸光分析装置で Sr 濃度を測定し、回収率を求めた。

(2)固相抽出ディスクの分離性能及び妨害核種除去試験

硝酸濃度 2M 及び 4M に調製した海水試料を Sr Rad-disk（3M 社製）に通液し、通過液中の Sr 濃度を原子吸光分析装置で測定し、Sr 分離性能を調べた。また、既知量の Sr-85 と Ba-133 を添加した海水試料を Sr Rad-disk に通液・脱離操作後、Ge 半導体検出器により Sr-85 と Ba-133 放射能量を測定した。

(3) LSC による Sr-89/90 の定量

海水試料に既知量の Sr-89 及び Sr-90 を添加し、上記(1)及び(2)の Sr 分離操作後、LSC を用いたチェレンコフ光測定法、抽出シンチレータ測定法により、Sr-89/90 を弁別測定した。

３．結果・考察

海水試料量が 100ml 程度であれば、沈殿濃縮による操作を経ずとも、固相抽出のみで Sr を 90%以上回収可能であることを確認した。迅速性については、5 試料を沈殿分離を含む化学操作を 4 時間程度で終了できた。また、既知量の Sr-89/90 を用いた添加回収試験では、Sr-89/90 放射能比に応じて、チェレンコフ光測定法及び抽出シンチレータ法を使い分けることで、3 日程度で Sr-89/90 を良好な精度で弁別測定可能であることを確認した。

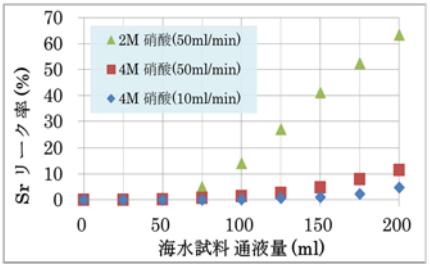


Fig.2　Sr Rad-disk の Sr リーク挙動

参考文献

[1] M. Uesugi, R. Watanabe, H. Sakai, A. Yokoyama, Rapid method for determination of ^{90}Sr in seawater by liquid scintillation counting with an extractive scintillator, Talanta, **178**, 339-347 (2018)

*Terasawa Toshiharu[1], Koutarou Seki[1], Hisashi Goto[1], Masaki Uesugi[2], Akihiko Yokoyama[2]
[1]Tokyo Power Technology Ltd., [2] Kanazawa University

広い観察面を有するペルチェ冷却式霧箱の開発

Development of a Peltier Type Cloud Chamber with Large View Area

*戸田 武宏[1]，ハサン マハムドゥル[2]，五十嵐 悠[2]，カテンゲザ エスティナ[2]，飯本 武志[2]
[1](有)ラド，[2]東京大学

ドライアイスや液体窒素などの冷却剤が不要で、自然放射線の飛跡も頻繁に見える「広い観察面を有するペルチェ冷却式霧箱」を開発した。その技術的な困難さ、工夫のプロセスを紹介する。

キーワード：放射線教育，霧箱，ペルチェ素子，ドライアイス

1. 緒言

「霧箱」は、過飽和状態のアルコールの中を放射線が通った際にできる白い筋を、「飛跡」として観察することのできる実験装置である。観察面を約-20℃以下に冷やす必要があり、その冷却は現在までドライアイスが主流であるが、近年ペルチェ素子も用いられている。しかしながら、ドライアイスは入手や取り扱いの困難さから実験のネックとなるケースがあり、ペルチェ式はその冷却能力の低さから観察面が小さい霧箱が多い。そこで、観察面周囲の断熱構造や白い筋を照らす照明などを工夫することにより、「広い観察面を有するペルチェ冷却式霧箱」を開発した（図１）。

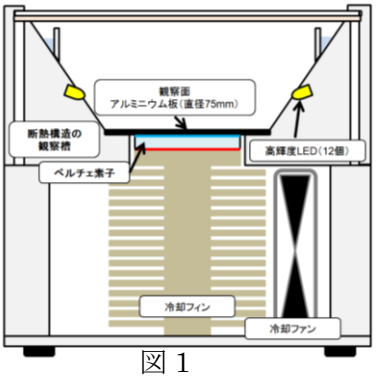


図 1

2. 本装置の特徴と工夫

2-1. 直径 75㎜ の広い円形の観察面

本装置は広い観察面をもつため、多くの飛跡を同時に観察できる（図 2）だけでなく、自然放射線の飛跡も頻繁に観察することができる。ペルチェ素子の冷却面の上に薄いアルミ板（φ75 ㎜）を張り付けて観察面とし、この観察面が周囲から熱を奪わないよう、断熱構造とした。そのために観察面周囲を多重の仕切られた空間と側壁で覆う設計とし（図 3）、この構造の実現には 3D プリンタを用いた。また、ペルチェ素子の冷却能力を最大限に引き出すことにより、冷却が促進し、起動から約 3 分で飛跡の観察が可能となった。

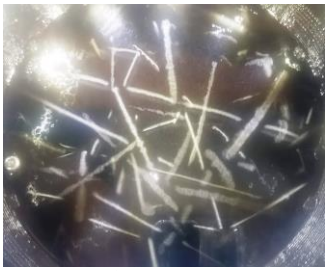


図 2

2-2. 12 個の高輝度 LED 照明

観察面が広くなると、そこを照らす照明もより明るくする必要がある。そこで、31～44cd の超高輝度 LED（日亜化学工業株式会社製 NSPW500GS-K1 W ランク）を 12 個観察面の周囲に配置した。これにより霧箱観察には必要であった暗室も準備不要となった。また、α線だけでなく、β線などの細い飛跡も観察可能となった。

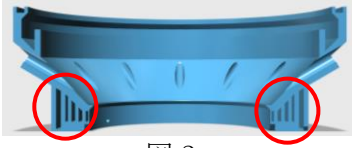


図 3

3. 結論

日本の放射線教育の経験が IAEA-RAS0067/0079-TCP によってアジア各国に紹介される中で、「霧箱」も大いに注目されたが、一部の地域ではドライアイスの教育使用に制約があることもわかってきた。日本だけでなくこれらの国々においても、「広い観察面を有するペルチェ冷却式霧箱」が正しい放射線の理解の一助になることを願っている。

---

*Takehiro Toda[1], Mahamudul Hasan[2], Yu Igarashi[2], Estiner Katengeza[2], Takeshi Iimoto[2]
[1].RADO co.,ltd., [2].The University of Tokyo

ラドン水の皮膚に及ぼす影響の基礎的検討－皮脂への溶解度－

Basic study on the effects of radon water on the skin -Solubility in sebum-

*石田 毅[1]，迫田 晃弘[2]，片岡 隆浩[1]，神﨑 訓枝[2]，田中 裕史[2]，小橋 佑介[1]，柚木 勇人[1]，石森 有[3]，光延 文裕[4]，山岡 聖典[1]
（1.岡大・院・保健，2.JAEA・人形峠，3.JAEA・もんじゅ，4.岡大・院・医歯薬）

ラドン水が皮膚に及ぼす影響を検討するため，皮膚に存在する皮脂に着目し，主要 4 成分およびこれらを皮脂に模した混合成分に対するラドンの溶解度特性を調べた。その結果，ラドンの溶解には皮脂成分の一つであるミリスチン酸メチルが高めの分配係数を示し，また温度に依存することが示唆できた。

キーワード：ラドン，皮脂，溶解度

1. 目的

我々は今までに，アルコール誘導胃粘膜障害モデルマウスなどへのラドン水飲水による生物学的影響について報告してきた。しかし，ラドン水が直接皮膚に与える影響を検討した報告は皆無に近い。過去に希ガスのオリーブ油に対する溶解度やその温度特性、またラドンの脂肪酸に対する溶解度を検討され，ラドンがどの程度有機成分に移行するかが調査されてきた。本研究ではラドン水が皮膚に及ぼす影響を検討するため，皮膚に存在する皮脂に注目し，皮脂成分へのラドンの溶解度特性を調べた。

2. 方法

皮脂主要 4 成分(トリオレイン，ミリスチン酸メチル，オレイン酸，スクアレン)およびこれらを混合し皮脂に模した混合成分に，ラドン水(約 1500 Bq /L)を加えて攪拌し，ラドンを水から皮脂成分への抽出したその後，測定用バイアルに各々移し密閉し，ラドンとその子孫核種が放射平衡となるよう 4 時間以上静置した。ラドンの比放射能に関して，皮脂成分は子孫核種のγ線測定を，また水は液体シンチレーションカウンタで子孫核種のα線とβ線を測定し求めた。さらに，これらの操作を常温である 20℃，体表面温度である 30℃，温泉水温度設定である 40℃の各条件下でマトリックス的に実施した。

3. 結果とまとめ

皮脂の分配係数（皮脂／空気）は，皮脂と水中の各ラドン放射能および水の既知の分配係数（水／空気）から推定した。全体的な傾向として，いずれの温度においてもミリスチン酸メチルの分配係数が高めであった。今後は，皮膚におけるラドンの挙動や被ばくの観点から，皮脂の役割などについての検討が求められる。

---

* Tsuyoshi Ishida[1], Akihiro Sakoda[2], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuto Yunoki[1], Yuu Ishimori[3], Fumihiro Mitsunobu[4], and Kiyonori Yamaoka[1]

[1]Grad health, Okayama Univ., [2]JAEA Ningyo- toge, [3]JAEA Monju, [4]Grad Med, Den and Pharm, Okayama Univ

インドネシア高自然放射線地域の放射線量の日変動

Daily variation of radiation dose at the high background radiation area in Indonesia

*佐々木 道也[1]，山田 椋平[2,3]，赤田 尚史[4,5]，床次 眞司[2]，細田 正洋[2]，岩岡 和輝[2]，
Chanis Pornnumpa[2,6]，工藤 ひろみ[2]，Kumar Sahoo[7]，Dadong Iskandar[8]，Eko Pudjadi[2,8]
[1]電中研，[2]弘前大，[3]JAEA，[4]核融合研，[5]総研大，[6]Kasetsart Univ.，[7]放医研，[8]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。本研究では環境中の放射線量の日変動を把握するため、D シャトルを用いた測定を 9 ヶ月間連続実施し、日変動等を評価した。

キーワード：高自然放射線地域，放射線量，日変動，環境，ガンマ線

1. 緒言

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、前回の報告[2]と同様、インドネシア原子力庁 BATAN の協力を得て長期にわたる環境の空間線量率を、千代田テクノル社製の D シャトルを用いて実測した。

2. 方法

測定はマムジュ市から 20km 程南に位置する Botteng 村と近郊において、2016 年 3 月 28 日から 2017 年 1 月中旬まで約 9 ヶ月間実施された。現地住民の協力により D シャトルは同一地点の屋内外の 2 箇所に設置され、連続的に空間線量率が測定された。

3. 結果と考察

全期間及び全測定地点ではないものの、夜間の明瞭な空間線量率の上昇が認められた一方で、日中の線量率上昇が認められた条件もあった。気象データ等と確認する必要があるが、当該日がいわゆる"凪"の状態であり、散逸されたラドンが滞留したことで空間線量率が上昇した可能性が考えられる。また、前回の報告で述べたように、Hultqvist [3]の与えたラドン濃度と空間線量率の換算係数(0.4(nGy/h)/(Bq/m^3))と、夜間のラドン濃度の変動(58～267 Bq/m^3)[4]を踏まえると最大で 0.11μSv/h 程度の線量率上昇も起こりうると評価される[2]が、それに近い値を示した条件も認められた。

参考文献

[1] Syaeful et al., Atom Indonesia, 40(1), 33-39 (2014).

[2] 佐々木他，日本原子力学会秋の年会 1Q11，北海道大学，2017.

[3] B. Hultqvist, Kungl. Svenska Vetenskapsakademiens Handlingar, 6(3) (1956).

[4] 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.

---

*Michiya Sasaki[1], Ryohei Yamada[2,3] Naofumi Akata[4,5], Shinji Tokonami[2], Masahiro Hosoda[2], Kazuki Iwaoka[2], Chanis Pornnumpa[2,6], Hiromi Kudo[2], Kumar Sahoo[7], Dadong Iskandar [8], Eko Pudjadi[2,8]

[1]CRIEPI, [2]Hirosaki Univ., [3]JAEA, [4]NIFS, [5]SOKENDAI, [6]Kasetsart Univ., [7]QST-NIRS, [8]BATAN

雷雲に伴う空間線量率の上昇事象

Increase event of air dose rate with thundercloud

*飯村　駿介[1]，細山　仁[1]，猪俣　一憲[1]，名川　昌史[1]，込山　有人[1]

[1]東京電力ホールディングス(株)

原子力発電所敷地境界に設置しているモニタリングポストにおいて、雷雲の接近に伴い指示値が一時的に上昇した事象を確認するとととともに、時系列的にピークが移動していることを確認した。

キーワード：原子力発電所、モニタリングポスト、空間線量率、雷雲

1. 緒言

柏崎刈羽原子力発電所は日本海側に面しており冬から春先にかけて、落雷が頻繁に発生する。落雷に伴う制動放射線により発電所敷地境界に設置している高線量モニタリグポスト（測定器：電離箱）において空間線量率が上昇することは既に知られているが、今回、雷雲の接近に伴い、複数の低線量モニタリングポスト（測定器：NaI シンチレーション検出器）と複数の高線量モニタリングポスト（測定器：電離箱）の指示値が上昇する事象が確認された。

2. 事象内容

平成 30 年 4 月 8 日に柏崎刈羽原子力発電所敷地境界付近に設置している複数のモニタリングポスト(NaI シンチレーション検出器及び電離箱）において、空間線量率が一時的に上昇する事象が発生。低線量モニタリングポストのおける空間線量率上昇の測定推移を図 1 に示す。

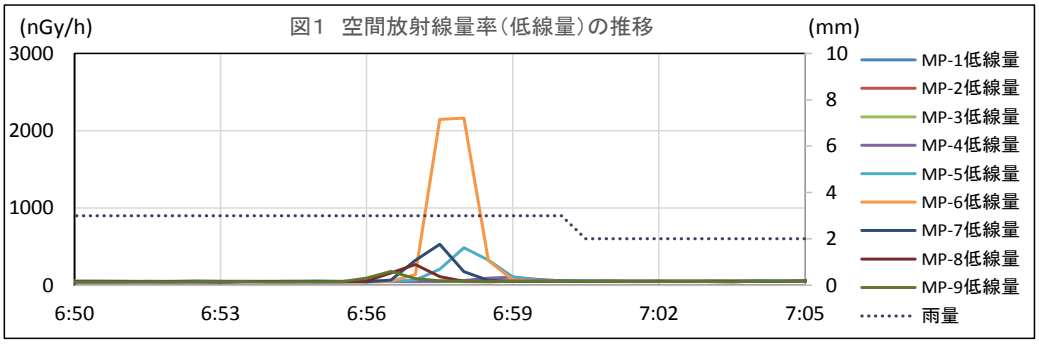


図1　空間放射線量率（低線量）の推移

原子力発電所からの影響を調査するとともに、空間線量率が一時的に上昇した原因を推定した。原子力発電所の排気筒モニタの指示値に変動は無かった。同時刻の気象状況は、雹が降っており、原子力発電所上空に雷雲が接近していた。また、発電所の南側に設置しているモニタリングポストから順次、指示値のピークが移動していることを確認した。さらに、モニタリングポストのスペクトルデータを解析したところ、高エネルギー側の成分が検出された。

3. 結果

調査結果から、平成 30 年 4 月 8 日に柏崎刈羽原子力発電所敷地境界で発生した空間放射線量率の指示値上昇は発電所からの影響によるものでは無く、雷雲内における制動放射線の影響によるものと推定した。

参考文献

[1]　冬季雷活動時に観測される空間線量率の一時的上昇の特徴（山﨑興樹ほか、新潟県放射線監視センター年報, 2003）

[2]　Observation of gamma-ray dose increase associated with winter thunderstorm and lighting activity（Tatsuo Torii etc, 2002）

[3]　「雷雲は天然の粒子加速器か？」（榎戸輝揚、土屋春文、天文月報 101 667-676 , 2008）

---

*Shunsuke Iimura[1], Jin Sayama[1], Kazunori Inomata[1], Nagawa Masashi[1], and Sumito Komiyama[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

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

[3K10-15] Uranium Mine

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 4:25 PM Room K (B41 -B Building)

[3K10] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Kazuhiko Sato[1], Toshio Nakagiri[1], Naoto Yagi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Kotaro Nakai[1], Shigeyuki Suzuki[1], Kazuhiko Sato[2] (1. Okayama University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] New environmental research program in Ningyo-toge area

*Chikashi Suzuki[1], Masahiko Osaka[1], Toshio Nakagiri[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Fixation of radium in weathered granite

*Yuichi Kuribara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1], Yoshio Takahashi[2] (1. Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[3K14] Natural attenuation mechanisms of uranium mill-tailing site at Ningyo-toge, Japan, under the circumneutral condition

*Keisuke Kawamoto[1], Asumi Ochiai[1], Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Hiroki Yokoo[1], Toshihiko Ohnuki[2], Yoshiyuki Ohara[3], Kenjin Fukuyama[3], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Ningyo-toge Environmental Engineering Center)

3:45 PM - 4:00 PM

[3K15] Elucidation of the formation mechanism of manganese oxide by manganese oxidizing bacteria at Ningyo-toge mine

*Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Keisuke Kawamoto[1], Asumi Otiai[1], Hiroki Yokoo[1], Yoshiyuki Ohara[2], Kenjinn Fukuyama[2], Takaaki Nagayasu[2], Toshihiko Ohnuki[3], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. Tokyo Institute of Technology Univ.)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

人形峠地域における環境研究
（1）人形峠環境技術センターにおける環境研究計画の概要

New environmental research program in Ningyo-toge area

(1) Overview of Environmental Research Program at Ningyo-toge Environmental Engineering Center

*佐藤 和彦[1]，中桐 俊男[1]，八木 直人[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター（人形峠センター）では、ウラン廃棄物の処理処分に対応するため、環境中でウラン等がどのように移動しているかを研究する環境研究を開始した。

キーワード：ウラン取扱施設の廃止措置，処理処分，環境放射能，物質移動、研究計画

1. 緒言

ウラン取扱施設の廃止措置を実施するためには、施設の運転や解体で発生した放射性廃棄物（ウラン廃棄物）の量を減らすとともに、処分を行うにあたってはウラン廃棄物の環境負荷低減が必要である。このウラン廃棄物の主たる元素であるウランは自然放射性元素であることから、地表や浅い地中でのウラン系列核種の分布と動態を調査解析し成果を公開していくことが、環境負荷理解の一助となる。このことから、平成 29 年度より関連する調査解析を行う環境研究を開始した。

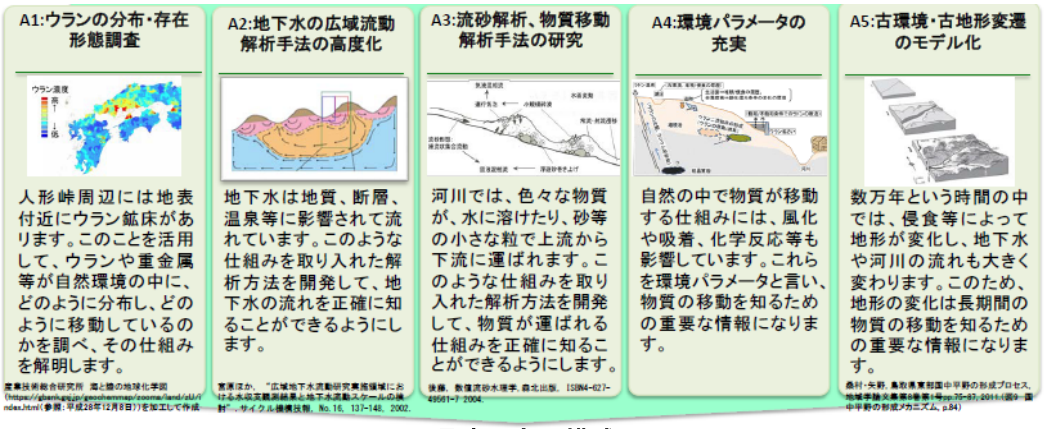
2. 研究計画の概要

2-1. 研究の構成

ウランは酸化条件下では+6 価として存在し、水溶液中で安定であるが、リン酸等と結合し、リン灰ウラン石の様な鉱物としても存在するため、表流水・地下水の流動や物質移動を理解することが重要となる。このことから、環境研究では、浅い地中にウラン鉱床が分布し、物質移動の観測が可能である人形峠センター周辺を対象にウラン系列核種の分布や物質移動を中心とした 5 つのテーマから構成することとした。

2-2. 研究の実施体制

環境研究の実施においては、人形峠センターの敷地や施設・設備等を研究や産官学連携活動に活用する仕組みである「ウランと環境研究プラットフォーム」のもとで展開し、各分野の関係者との連携を図り効果的に推進することを期待している。



環境研究の構成

参考文献

[1] 中山卓也 他: ウランと環境研究プラットフォーム構想　ウランと環境研究懇話会, JAEA-Review 2018-005 (2018).

*Kazuhiko Sato[1], Toshio Nakagiri[1] and Naoto Yagi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

人形峠地域における環境研究
（2）岡山県北部人形峠周辺に分布する三朝層群の堆積環境と年代

New environmental research program in Ningyo-toge area
(2)Sedimentary environment and age of the Misasa Group in Ningyo-toge area, northern of Okayama Prefecture, SW Japan

*中井 耕太郎[1]，鈴木 茂之[1]，佐藤 和彦[2]
[1]岡山大学，[2]日本原子力研究開発機構

人形峠地域のウラン鉱床の形成過程を明らかにするため，周辺の地質調査を進めている．本報では人形峠地域に分布する三朝層群の岩相記載を行い，岩相の分布や層序関係から推定される堆積環境の復元を試みた．
キーワード：堆積環境，三朝層群，人形峠，環境研究

岡山県北部人形峠周辺に分布する新第三系の三朝層群の基底礫岩層は，堆積後に中国山地の形成に伴う隆起運動や侵食作用を受け，酸化的地下水が浸透したにも関わらず，現在までウランを胚胎している．これは放射性廃棄物処分のナチュラルアナログ研究を進めるにあたって，注目すべき一例と考えられる．本研究では，野外調査と既報[1]から岩相の記載を行い，層相解析と絶対年代測定を加えて堆積環境の復元を試みた．

岩相

基盤岩の上位に分布する三朝層群は砕屑岩類，火山岩類，火山砕屑岩類からなる．

砕屑岩類は人形峠周辺，人形峠環境技術センター構内，恩原川周辺，辰巳峠周辺でみられる．主に，花崗岩と安山岩の円礫からなり，斜交層理のみられる河川堆積物の基底礫岩と，珪藻を含み，平行葉理のみられる湖沼堆積物の泥岩が認められる．

火山岩類は噴出年代の異なる安山岩溶岩がみられる．人形峠北東の伯州山へ向かう林道では，複数枚の溶岩を確認できる．名所である岩井滝では厚さ 50m ほどの板状節理の発達した溶岩がみられ，その最下部では溶岩が水冷破砕し，河川堆積物と混在しているのでペペライトと判断した．

火山砕屑岩類はラハール堆積物，火山麓扇状地堆積物，火山降下堆積物，火砕サージ堆積物と多様である．ラハール堆積物は人形峠東部の烏ヶ山周辺でみられ，安山岩礫を含むが，基質支持で礫の間を泥が充填している．一方，恩原高原スキー場周辺でみられる火山麓扇状地堆積物は，安山岩の亜円礫が多量で，礫支持であり基質に乏しい．火山降下堆積物，火砕サージ堆積物は伯州山へ向かう林道で溶岩と溶岩の間にみられ，主に安山岩片，軽石片からなる．火砕サージ堆積物は平行層理の発達する火山降下堆積物を削って堆積している．

堆積環境

上記した岩相の分布と層相解析より堆積環境を推定した．基盤岩のチャネルに沿って人形峠から辰巳峠へ東西に流れていた本流と，岩井滝周辺から烏ヶ山へと南下する支流河川が存在した．その後，岩井滝周辺での火山活動によって，支流へ多量の火山砕屑物が流れ込みラハールが発生した．このラハール堆積物が烏ヶ山周辺で本流河川を堰き止めたため，人形峠地域が河川から湖沼へと変遷した．その後も火山活動は続き，現在の脊梁地域で火山岩類，火山砕屑岩類が堆積した．

引用文献

[1]久保恭輔 (1962). 鳥取・岡山県下人形峠附近のウラン鉱床. 原子燃料公社探鉱部研究報告. **2**

---

*Kotaro Nakai[1], Shigeyuki Suzuki[1], Kazuhiko Sato[2]
[1]Okayama Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

人形峠地域における環境研究
（3）人形峠ウラン鉱物の安定性評価

New environmental research program in Ningyo-toge area

(3) Evaluation of stability of uranium minerals in Ningyo-toge

*鈴木 知史，逢坂 正彦，中桐 俊男

日本原子力研究開発機構

人形峠におけるウラン移行挙動評価に資するため、主成分である人形石や燐灰ウラン石等のウラン鉱物の安定性評価を DFT 計算により進めている。本報では、安定性評価に必要な人形石の構造について、DFT 計算を用いて検討した結果を報告する。

キーワード：人形石、燐灰ウラン石、DFT 計算

1. 緒言

人形峠周辺にはウラン鉱床が多く存在しており、主要なウラン鉱物として、酸化帯では燐灰ウラン石(二次鉱物)等、非酸化帯では人形石(一次鉱物)等がある[1]。燐灰ウラン石等のリン酸化合物の生成挙動に関する知見や関連する熱力学的データ(溶解度等)は十分でなく、現在でも研究が継続されている。これらのウラン鉱物の生成挙動は、埋設処分されたウラン化合物の長期移行挙動に影響するため、人形石や燐灰ウラン石の生成メカニズムの解明は重要である。このメカニズムの解明の一環として、人形石や燐灰ウラン石の安定性の評価を行う。安定性評価の第一段階として、結晶構造の詳細が明らかでない人形石の構造を検討した。

2. 解析手法及び結果

燐灰ウラン石の構造については結晶構造が報告されている。一方、人形石は格子定数が報告されている[2]が、結晶構造の詳細は明らかではない。そこで、人形石の結晶構造の検討を DFT 計算により行った。計算コードは、Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [2]を用いた。人形石の構造の詳細は明らかでないため、$Mg_4(SO4)_3(OH)_2 \cdot H_2O$ を基にして、人形石の組成である $UCa(PO_4)_2 \cdot 2H_2O$ となるように、初期構造のモデルとして $U_2Ca_2(PO_4)_4 \cdot 4H_2O$ で構成される単位格子を作成して計算を実施した。計算はスピン軌道相互作用を考慮して GGA+U 法により計算を行い、ウランの *f* 軌道について U＝4.5 eV, J＝0.5 eV とした。人形石について既報値[2]と本モデルにより計算した結晶格子を表 1 に示す。格子定数は±10 %程度の差であり、体積は 2 %程度の差であった。一方、既報の結晶格子は直方晶に対して計算結果は三斜晶であった。

3. 考察

既報値と計算結果を比較すると、格子定数はやや大きな差があったが、体積の差は小さく、単位格子の構成は $U_2Ca_2(PO_4)_4 \cdot 4H_2O$ であると考えられる。一方、計算により得られた構造に関して理論 X 線回折(XRD)パターンを評価したところ、既報値[4]と異なっていた。そこで、これらの計算で得られた結晶構造を参考に、格子定数と XRD パターンが既報値と適合するように計算モデルの改良を進めていく。

表 1 人形石の結晶格子

	計算結果	報告値
a	0.622 nm	0.678 nm
b	1.347 nm	1.21 nm
c	0.583 nm	0.638nm
α	82°	90°
β	93°	90°
γ	87°	90°
体積	0.512 nm^3	0.523 nm^3

参考文献

[1] 佐藤源郎, 東郷文雄, 野沢和久, 日本鉱業会誌, 79 巻, 1963 年, 13 頁.

[2] https://www.mindat.org/min-2906.html.

[3] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B 47 (1993) 558.

[4] T. Muto, Mineralog. J. 3 (1962) 306.

* Chikashi Suzuki, Toshio Nakagiri and Masahiko Osaka

Japan Atomic Energy Agency

風化花崗岩におけるラジウムの固定

Fixation of radium in weathered granite

*栗原 雄一[1]，山口 瑛子[2]，桧垣 正吾[2]，小原 義之[1,] 高橋 嘉夫[2]

[1]JAEA 人形峠環境技術センター，[2]東京大学

人形峠環境技術センター内のラジウムの挙動を調べるために、センター内のボーリングコア試料中のラジウム及びウランについてゲルマニウム半導体検出器による分析を行った。その結果、ボーリングコア試料の下部にある風化花崗岩層上部においてウランに対するラジウムの濃集が見られた。

キーワード：ラジウム，人形峠，花崗岩，固定

1. 緒言

人形峠環境技術センターは、ウラン鉱山である人形峠鉱山を有しており、1960 年代から 1980 年代にかけて採鉱と製錬を含む鉱山活動を行なった。鉱山活動の終了に伴い、JAEA は 1987 年から鉱山跡措置を開始し、現在は鉱山施設の跡措置、維持管理と廃水処理を行っている。センター内の抗水中のラジウム (^{226}Ra) 濃度が排水基準を超えていることから、センター内の環境におけるラジウムの挙動の把握は重要である。そこで、センター内のボーリングコア試料を用い、ラジウム及びウラン (^{238}U) の分析を行った。

2. 試料・実験

試料には、採掘したウラン鉱石からウランをヒープリーチングで抽出し、中和処理した後の残渣 (捨石) を埋め戻した露天採掘場跡地内のコア試料を用いた (堆積岩層及び風化花崗岩層の上に捨石層が存在する)。試料中の ^{226}Ra は、^{214}Pb からのガンマ線 (351.9 keV) を分析線として定量した。一方、試料中の ^{238}U は、^{235}U からのガンマ線 (185.7 keV) を分析線として ^{235}U を定量し (^{226}Ra からのガンマ線 (186.2 keV) の寄与を差し引いた)、天然の ^{238}U と ^{235}U の存在割合から求めた。また、放射光マイクロビームを用いた分析 (μ-XRF、μ-XRD 及び XAFS 法など) により、微量元素の濃集や元素の存在状態も調べた。

3. 結論

露天採掘場跡地内のコア試料中のラジウム及びウラン濃度は、ウラン鉱石を含む堆積岩層で最も高い値を示した。これに対し、^{226}Ra/^{238}U 放射能比は、捨石層で最も高い値 (約 9) を示したが、その下に位置する堆積岩層では 1 より低い値 (約 0.8) を示し、さらにその下の風化花崗岩層上部で再び高い値 (約 5) を示した。捨石層で ^{226}Ra/^{238}U 放射能比が高い原因は、ヒープリーチング処理によりウランが選択的に抽出されたためだと考えられる。一方、風化花崗岩層上部で ^{226}Ra/^{238}U 放射能比が高くなった原因としては、堆積岩層で ^{226}Ra/^{238}U 放射能比が 1 より低い値を示したことから、堆積岩層中のラジウムが、その下の風化花崗岩層へ移行し固定されたためだと考えた。このことを確認するために、ラジウムと挙動の近いバリウムをアナログとし、風化花崗岩層上部の薄片に対して放射光 μ-XRF による元素マッピングを行い、濃集点で XRD を測定したところ、粘土鉱物の存在が確認された。この結果より、堆積岩層から移行したラジウムは、風化花崗岩層上部において、粘土鉱物に吸着する形で固定されていることが示唆された。

---

*Yuichi Kuribara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1] and Yoshio Takahashi[2]

[1]Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo.

人形峠ウラン鉱山跡地における坑水自然浄化機構の解明

Natural attenuation mechanisms of uranium mill-tailing site at Ningyo-toge, Japan, under the circumneutral condition

*川本 圭佑[1]，落合 朝須美[1]，岳田 彩花[1]，中野 友里子[1]，横尾 浩輝[1]，大貫 敏彦[2]
小原 義之[3]，福山 賢仁[3]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]東京工業大学，[3]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

ウラン鉱山である人形峠を流れる坑水中には U,As などの有害元素が含まれており、これらは天然場において濃度減少している。しかし、このような浄化メカニズムは完全には理解されていないため、 ICP-AES、-MS、XRD、SEM、XAFS、DLS、TEM などの分析技術を用いて分析した。その結果、溶存酸素量の増加により As, U を吸着するフェリハイドライト粒子が形成されることが分かった。

キーワード：鉄水酸化物，人形峠，ウラン鉱山

1. 緒言

人形峠坑水中の有害元素は天然場において濃度減少している。人形峠坑水中の Fe, Mn 濃度が高く、これらの水酸化物は様々な元素を吸着するという報告もなされているため[1]、本研究では、人形峠露天採掘場からの坑水が放流されるまでの沈殿物中における Fe, Mn の分布、価数、存在状態を分析し、天然場における坑水浄化機構を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

Fe, Mn の価数同定に XAFS の蛍光法,溶液と堆積物の組成同定に ICP-AES,MS、Fe, Mn 粒子の組成同定に FIB,TEM、鉱物の同定に SEM,XRD、ゼータ電位、粒径の時間変化に DLS を用いた。なお、DLS は空気の酸化を最小限にするため現地で行った。

3. 結果・考察

溶存酸素量(DO)が低い地下坑水(DO=0.18mg/L)が地上に放出されることで、DO が増加し(DO=1.65 mg/L)、即座に 200 nm 以上の鉄粒子である正に帯電した粒子状フェリハイドライトが生じ、アニオン種の As, U 分子が収着した。同時に Si 粒子であるシリカもフェリハイドライト上に共沈し、空気に触れて 1 日後には鉄粒子のゼータ電位はシリカのゼータ電位範囲内の-23 mV になった。その後、吸着速度の遅い Mn^{2+}が吸着し、わずかに溶けている酸素により吸着した Mn の一部が酸化していた。また、DO がさらに増加する下流地点(DO=3.09 mg/L)においても同様に Mn 酸化が起きていたが DO が大きいため吸着した Mn の大部分が酸化し、繊維状のバーネサイトとして凝集していた。バーネサイトは Ra を収着するということが分かっているため[2]、人形峠において Ra の除去にも関与していると考えられる。

参考文献

[1] Watanabe K Geochemical behavior of iron and manganese ions in the Ningyo-toge uranium deposit district, southwest Japan
[2] Al Attar, L Sorption of Ra-226 from oil effluents onto synthetic cation exchangers

*Keisuke Kawamoto[1], Asumi Ochiai[1], Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Hiroki Yokoo[1], Toshihiko Ohnuki[2], Yoshiyuki Ohara[3], Kenjin Fukuyama[3], Satoshi Utsunomiya[1]
[1]Kyushu University, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Ningyo-toge Environmental Engineering Center

人形峠鉱山における Mn 酸化菌による Mn 酸化物生成機構の解明

Elucidation of the formation mechanism of manganese oxide by manganese oxidizing fungi at Ningyo-toge mine

*岳田　彩花[1]，中野　友里子[1]，川本　圭佑[1]，落合　明須美[1]，横尾　浩輝[1]，小原　義之[2]，福山　賢仁[2]，長安　孝明[2]，大貫　敏彦[3]，宇都宮　聡[1]

[1]九州大学大学院，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京工業大学大学院

本研究では、人形峠鉱山の Mn 酸化菌を用いた実験を行い、菌や菌由来の Mn 酸化菌の測定を行った。その結果、Mn 酸化菌が溶液中の Mn^{2+}を取り込み、針状の Mn 酸化物として排出し、それが凝集すると 1.5 μm 程の球状となるということが分かった。

キーワード：人形峠鉱山、マンガン酸化菌、マンガン酸化物

1. 緒言

岡山県北部に位置する人形峠鉱山は、2001 年の閉山後も坑水中に Ra や As といった有害元素が基準値以上含まれており除去が必要となっている[1]。特に Ra の除去が確認されている Mn 酸化物は、通常、塩基性条件下でのみ無機的に生成するが、Mn 酸化菌存在下では中性条件で酸化することが報告されている[2]。しかし、これまでの研究では、人形峠鉱山における Mn 酸化菌の Mn 酸化物生成機構についての知見が少ない。本研究では、人形峠の野外調査に加えて、人形峠坑水と現地で採られた Mn 酸化菌を用いた室内実験によって、微生物による Mn 酸化物生成機構を解明することを目的とした。

2. 実験

人形峠の坑水から分離された *Coprinopsis urticicola* の菌の一種である Mn 酸化菌(MOM)を予め増殖させ、pH の異なる Mn を含む培地である HAY medium に加え、室温で反応させた後、任意の時間に溶液や菌体を回収した。その後、ICP-AES、TEM、SEM、XAFS、XRD により各種測定を行った。また、MOM を人形峠の三カ所から採った坑水に加え、同様に実験を行った。

3. 結果・考察

MOM1 g 当たりの Mn 減少速度は pH 5.67 において 2.50×10^{-2} mmol・day^{-1}、pH 6.00 において 2.31 mmol・day^{-1} であり、減少速度は pH に強く依存することが分かった。MOM が入っていない場合 Mn の濃度減少が見られないことから MOM による Mn 収着促進が顕著であることが分かる。人形峠の坑水を用いた実験においても同様に MOM による Mn の濃度減少がみられた。SEM、TEM 及び EDX の結果から、まず P と Mn がともに MOM 内部から排出され、針状の Mn 酸化物が凝集することで 1.5 μm 程の球状となると考えられる。XRD、XAFS の結果 MOM によって生成された Mn 酸化物は、δ-MnO_2 主要鉱物であり、他に 2 価や 3 価の Mn も含んでいることが分かった。

参考文献

[1] JAEA (2017) 坑水処理へのマンガン酸化菌関与の可能性に関する研究

[2] 山路恵子 et al. (2017) 人形峠で採取した坑水からの Mn 酸化菌の分離・同定

---

*Ayaka Takeda[1], Yuriko Nakano[1], Keisuke Kawamoto[1], Asumi Ochiai[1], Hiroki Yokoo[1], Yoshiyuki Ohara[2], Kenjin Fukuyama[2], Takaaki Nagayasu[2], Toshihiko Onuki[3] and Satoshi Utsunomiya[1,]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Institute of Technology

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

[3L01-03] Reactor Strategy

Chair:Hiroshi Sagara(Tokyo Tech)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:20 AM Room L (D12 -D Building)

[3L01] Public Policies Building of Energy Security

*Yuko Koito[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Study on a Building and Improvement of Public Acceptance for Fast Reactor and Advanced Reactor

*Hirofumi Nakamura[1], Akira Ohtaki[1], Yuko Koito[1] （1. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Study on a Building and Improvement of Public Acceptance for Fast Reactor and Advanced Reactor

*Akira Ohtaki[1], Hirofumi Nakamura[1], Yuko Koito[1], Yoshiki Sato[2] （1. JAEA, 2. NESI Inc.）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

エネルギー安全保障をめぐる合意形成
（4）高速増殖原型炉もんじゅの性能試験再開を事例として

Public Policies Building of Energy Security
(4) Case study on restart process of the fast breeder reactor Monju

*小伊藤 優子[1]
[1]日本原子力研究開発機構博士研究員

本研究では、今後の高速炉開発に関する教訓を得るため、高速増殖原型炉もんじゅの性能試験再開から廃止措置決定に至る政策過程について、文献調査及び関係者へのインタビューを実施し、政策決定構造の実体を考察して政策合意形成に際する課題を抽出した。
キーワード：エネルギー安全保障 1，原子力政策 2，高速炉 3，合意形成 4，基地政策 5，

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」と略記）は、2010 年 5 月に性能試験を再開した。同年 8 月に炉内中継装置が落下し、その原因究明と回復作業の途上で東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故）が発生し、新規制基準への対応に必要な時間的・経済的コストが重視された結果、廃止措置が決定された。この間、ステークホルダー各々が、エネルギー安全保障の観点から高速炉サイクル実用化における国産技術の重要性を認識していたにもかかわらず、高速炉開発の在り方について見直しが行われ、政策合意の再形成が図られた要因の一つとして、政策決定構造に変化が生じたことが挙げられる。本研究では、原子力政策の推進を主導してきた内閣府と地方自治体の論点及び役割に着目して政策決定構造の変化に伴う課題を抽出する。

2. 高速炉開発に関する政策決定構造の変化

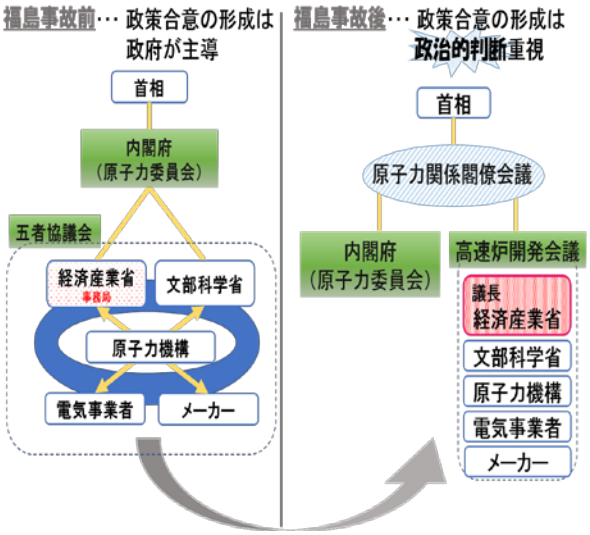
2-1. 内閣府の役割

2009 年 8 月の政権交代後、内閣府では政治的判断が重視される傾向となった。福島事故後は非常事態の中で内閣の機能強化が図られ、この動きは一層強まった。図 1 に示すように、内閣府には政府与党の閣僚を構成員とするエネルギー・環境会議が新たに設置され、政治主導が謳われる中で学識者や専門家で構成される原子力委員会の役割は相対的に後退することになった。

2-2. 地方自治体の役割

政権交代のインパクトは、国と地方の関係性を硬化させることになった。立地県は、新たに誕生した政権が、国家基幹技術とされた高速増殖炉サイクル技術に関する事業費の削減を検討し始めると不信感を募らせた。立地県の政治・行政関係者は、高速炉サイクル実用化がエネルギー安全保障上重要であることを理解していたが、県民の負託を受けた立場から、電源開発地域の産業振興を図るよう強く求めた。

【図1】高速炉サイクル実用化に関する政策決定構造



2-3. 国と地方の関係

内閣府と地方自治体は共に、「もんじゅ」が資源に乏しい我が国のエネルギー安全保障の強化に国内産業の技術基盤を提供することにより貢献し得ることを認識していた。しかし、政治的判断が重視される中で、国と地方の政治目的の相違が強調され、相関関係は硬化することになった[1]。

3. 結論

緒言を受けて、政策決定構造の変化に伴う課題は、①「安全保障」の論点喚起が可能な行為主体の活動が不十分であったこと、②国と地方の関係性が硬化したことであり、これにより、政策合意形成に際する時間的コストが増大したと考えられる。

参考文献

[1]小伊藤優子，山口彰，張承賢，日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2F02.

*Yuko Koito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉・新型炉に関する社会受容性の醸成と向上のための研究
（1）新技術受け入れに係る社会との双方向対話に関する検討

Study on a Building and Improvement of Public Acceptance
for Fast Reactor and Advanced Reactor
(1) Study on Communication for Public Acceptance of New Technologies

*中村 博文[1]，大滝 明[1]，大場 恭子[1]，向井田 恭子[1]，小伊藤 優子[1]
[1]原子力機構

研究開発を進める新しい原子力システムが社会に受容されるために必要な要件について、社会との対話を通じて模索する研究を実施する。

キーワード：社会受容性、高速炉、エネルギー、核燃料サイクル、高レベル放射性廃棄物

1. 緒言

機構は、もんじゅの残念な結果に対する反省の1つとして、社会との対話に不十分な点があったと認識した。現在の軽水炉発電は、再生可能エネルギーとともに、将来の脱炭素社会を担う実用段階の技術選択肢であり、更に高速炉などの第4世代原子炉はその代替と成り得る技術選択肢として開発を進めてきた。しかし、社会に新たな技術を導入するためには、地域社会や国民の新技術(高速炉・新型炉・核燃料サイクル)に対する認識が政策決定などに大きく影響を及ぼすと考える。その為、今年度から新技術に対する社会の受容性に関する社会環境研究に着手したのでその構想を報告する。

2. 研究の構想構築

2-1. 現状の認識と研究課題の設定

はじめに、「原子力を取り巻く社会の状況」と「これまでの機構の社会との関わり」をテーマに当研究グループでのブーンストーミング、原子力研究や政策、社会科学の専門家等へのインタビュー、機構内の関連部署との意見交換などから出てくる意見を母集団にして KJ 法を用いて分析した。その結果、「国民との新たな関わりに関する課題」及び「政策構築に関する課題」を抽出、整理した。

2-2. 研究構想

これらの課題から機構が研究開発する新技術が社会に受容されるためには、現状の社会との関わりの仕組みに加えて新たな国民との関わりについて研究が必要と考えた。その際の視点として、①新技術に求める国民のニーズの把握、②メディアとの新たな関わり、③立地地域との新たな関わり、④民間(産業界)とのより広い関わり、をもった国民との新たな対話方策とその試験的な実施を計画する。

3. 結論

研究構想に基づき、まずは、ステークホルダー(メディア、行政、自治体、民間等)にとって望ましいエネルギー・ミックスについて考え、インタラクティブにディスカッションする事で、原子力の役割、将来原子力システムに求められる特性と研究開発の在り方を探る研究や政策決定構造における既存の政策合意形成枠組みの構造上の機能を調査して長期的に安定した新技術の研究開発を可能にする政策構築への戦略的なアプローチを研究するなどを計画して今後 3 年程度を目安に実施する。

---

*Hirofumi Nakamura[1], Akira Ohtaki[1], Kyoko Ohba[1], Kyoko Mukaida[1] and Yuko Koito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉・新型炉に関する社会受容性の醸成と向上のための研究
(2) 核燃料サイクル諸量の視点における高速炉サイクルの意義と導入方策

Study on a Building and Improvement of Public Acceptance for Fast Reactor and Advanced Reactor
(2) Significance and Introduction Strategy for the Fast Reactor Cycle from
Viewpoints of Nuclear Fuel Cycle Mass Balance Analyses

*大滝　明[1]，中村　博文[1]，小伊藤 優子[1]，佐藤　良樹[2]
[1]原子力機構，[2]㈱NESI

プルトニウムの適正な利用や MOX 使用済燃料貯蔵量の増加対策として、高速炉サイクル導入の有効性を評価した。本報では、軽水炉マルチリサイクルの可能性、軽水炉と高速炉の併用効果等について報告する。

キーワード：エネルギー，長期見通し，核燃料サイクル，高レベル放射性廃棄物，温室効果ガス

1. 緒言　高速炉や新型炉、および核燃料サイクル等の新技術は、国家安全保障の一翼として、将来社会への貢献を目指して技術開発が進められてきた。このような経緯から、新技術に求められる機能や性能は、関係法令とエネルギー政策としての要求を重視して具体化され、地域社会ならびに国民の意見・提案との照合は積極的に行われていなかった。また、新技術導入の道筋や効果についても、専門家以外に対する判り易い情報発信や相互理解のための共考が不足していた。本報では、高速炉サイクルを新技術の一例として、軽水炉サイクルが実用化された原子力利用社会を前提に、高速炉サイクル導入のインセンティブや社会的効果について、シナリオ検討と核燃料サイクル諸量の観点より評価した結果を報告する。

2. 解析方法　高速炉サイクル導入のインセンティブとして、①軽水炉 MOX 燃料から生産される低フィッサイル率プルトニウムの着実な消費、②プルトニウムバランスの維持、③高レベル放射性処分施設の有効利用、④低炭素社会への貢献が考えられる。従来のシナリオ検討では、高速炉は寿命廃止される軽水炉の代替として導入されるため、軽水炉と高速炉が長期間に渡って共存するパターンは注目されていなかった。しかし、これらのインセンティブに着目した場合、軽水炉と高速炉の導入パターンや必要とされる増殖性能の組合せが異なる複数の将来シナリオが検討された。今回検討した将来シナリオの他に、軽水炉 MOX 燃料から回収したプルトニウムを軽水炉で再利用する軽水炉マルチリサイクルも評価対象に加えて、機構が開発した FAMILY-21 コード[1]-[3]による核燃料サイクル諸量解析を行い、使用済燃料の貯蔵量とプルトニウム量、高レベル放射性廃棄物の処分場占有面積、さらに追加的な CO2 削減量等を横断的に比較した。

3. 結果・考察　軽水炉マルチリサイクルと同モノリサイクルの比較では、前者の使用済燃料貯蔵量は約 3 割削減されるが、使用済燃料中のプルトニウム量の減少は 1 割程度である。また、電気出力 750MWe/基の高速炉を 2050 年台から順次増設し、合計 12 基程度を軽水炉と併用した場合、転換比 0.8 程度の高速炉を用いることでプルサーマルをリプレースすることなく使用燃料貯蔵量の安定化と低フィッサイル率プルトニウムの解消が見込まれる。一方、増殖比 1 程度の高速炉を採用すると、プルサーマルとの共存を図りながら前者と同様の効果が期待できる。この高速炉による発電量相当を火力発電で節電した場合の CO_2 削減量は、超々臨界圧石炭火力の代替では約 4,800 万ﾄﾝ-CO2/年が見込まれ、エネルギー転換部門の温室効果ガス削減に寄与する。さらに将来的な天然ウラン資源調達の情勢変化に対しては、高速炉の増殖性能を柔軟に選択し、且つ、軽水炉と高速炉の導入比率を見直すことで影響緩和が図られる。なお、高速炉の社会受容性の醸成では、高速炉の特徴を様々な視点から紹介し、意見交換を重ね続けることが重要と考えられる。

参考文献　[1] 大滝他，2010 年秋の大会 O14、[2] 大滝他，2013 年秋の大会 E04、[3] 大滝他，2017 年秋の大会 2M13

*Akira Ohtaki[1], Hirofumi Nakamura[1], Yuko Koito[1]and Yoshiki Sato[2]
[1]JAEA, [2]NESI Inc.

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

[3L04-09] New Type Reactor Design

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

Fri. Sep 7, 2018 10:20 AM - 12:00 PM Room L (D12 -D Building)

[3L04] Study of reactivity control method with thorium on Accelerator Driven System

*Hideki SAITO[1], Naoto AIZAWA[1], Tomohiko IWASAKI[1] (1. Tohoku Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM

[3L05] Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity

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

10:35 AM - 10:50 AM

[3L06] Devlopment of Small Fast Reactor Self- supplying Nuclear Fuel

*Yoshitaka NAITO[1], Kazuo Asekura[1] (1. NAIS Co. inc)

10:50 AM - 11:05 AM

[3L07] Development of Self-sustaining Small FR

*Kazuo Azekura[1], Yoshitaka Naito[1] (1. NAIS Co., Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM

[3L08] Feasibility of CANDLE burnup for pebble bed reactors with accumulative fuel loading

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

11:20 AM - 11:35 AM

[3L09] Compensation for Fuel Losses in The Melt-Refining Process in Small CANDLE Reactor

*Khanh Van Hoang[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

加速器駆動システムにおけるトリウムを用いた反応度制御に関する研究

Study of reactivity control method with thorium on Accelerator Driven System

*齋藤 英樹[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]

[1]東北大学

加速器駆動システムの燃焼後期の反応度低下を緩和するための反応度制御手法として，これまで余剰反応度を抑える可燃性毒物を用いた研究が行われてきた．燃焼によって正の反応度効果があるトリウムを装荷した炉心を設計し，反応度制御性能，核変換性能，安全性についての評価を行なった．

キーワード：加速器駆動システム，反応度制御，トリウム

1. 緒言

加速器駆動システムに(ADS)おける課題点として，燃焼後期の反応度低下が挙げられる．ADS では燃焼による炉心出力の低下を陽子ビームによって補償している．しかし過大なビーム電流は加速器の設計要求やビーム窓の成立性に影響を与えるため，サイクル毎の不活性母材割合の調整[1]や可燃性毒物による反応度制御[2]が検討されてきた．可燃性毒物は燃焼初期に負の反応度効果を与えるのに対し，トリウムは燃焼によって核分裂性のウラン 233 になり，正の反応度効果を与える．本研究では ADS 炉心にトリウムを装荷した炉心を設計し，反応度制御性能，核変換性能および安全性能の観点でトリウムの適用性について検討を行った．

2. 解析概要

本研究では Fig.1 に示す JAEA 提案の ADS 炉心[1]を用いて，全ての燃料ピンに ThN を添加し，添加割合による炉心性能への影響評価を行った．反応度制御性能として燃焼スイングと最大ビーム電流値，その他炉心性能として核変換量と最大出力ピーキング係数を主な評価項目とする．なお，外部中性子源計算に PHITS，中性子輸送計算に MVP，燃焼計算には MVP-BURN を用いている．

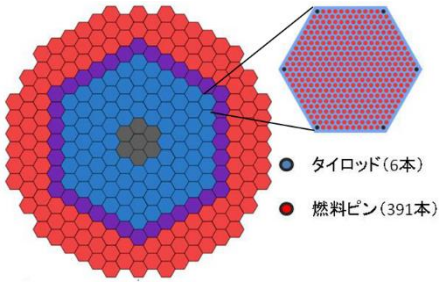


Fig.1. 解析対象 ADS

3. 解析結果

燃料に ThN を 5，10，20vol%添加した ADS の実効増倍率を Fig.2 に示す．トリウムを添加することで燃焼スイングを抑制できていることがわかる．ThN 割合が 20vol%のときの燃焼スイングは 0.80%dk/kk'と，トリウムを添加しない場合の約 18%に抑制できた．発表では解析結果の詳細について述べ，今後の設計方針についても説明を行う予定である．

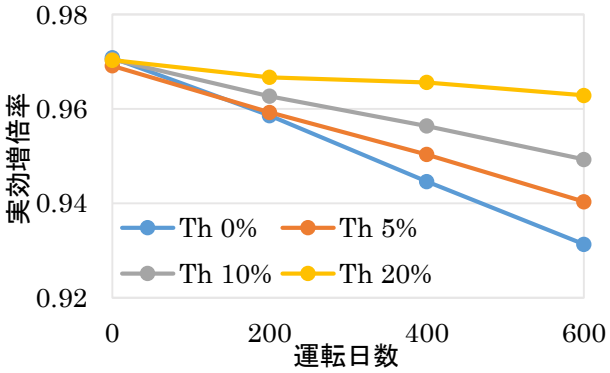


Fig.2. トリウム添加による実効増倍率への影響

参考文献

[1] K. NISHIHARA, et al, "Neutronics Design of Accelerator-Driven System for Power Flattening and Beam Current Reduction", J. Nucl. Sci. Technol, 45:8, 812-822, (2008).

[2] 高荷達郎，他，"金属水素化物を用いた加速器駆動システムの反応度制御に関する研究"，日本原子力学会 2013 年秋の年会

---

*Hideki SAITO[1], Naoto AIZAWA[1], Tomohiko IWASAKI[1]

[1]Tohoku Univ.

核エネルギーから電気への直接変換に関わる基礎研究
（１）核分裂電池炉の臨界特性

Fundamental study of direct nuclear energy conversion to electricity

(1) Criticality characteristics of fission electric cell reactor

*竹澤 宏樹[1]

[1]東京都市大学 工学部 原子力安全工学科

核分裂電池炉は、タービン・発電機を使用せずに核エネルギーから電気へ直接変換する技術である。本研究は、先行研究を踏まえて低濃縮ウランを用いた核分裂電池炉の臨界特性を検討し、燃料装荷量の増加策、小型化対策、変換効率改善策などが必要であることを明らかにした。

キーワード：核エネルギー直接変換、核電直接変換、核分裂電池、小型炉、直流高電圧、直流送電

1. 緒言

軽水炉の新規建設は、建設遅延、投資回収リスクの大きさなどを理由として停滞している。このため、これらの課題を解決しうる小型炉の開発が求められている。本研究では、核エネルギーから電気へ直接変換する核分裂電池炉に着目する。直接変換の原理は、核分裂片（平均電荷約＋20e C）が有する運動エネルギー（平均 80 MeV）から静電ポテンシャルへの変換（図１）に基づいており、誘導起電力に基づくＭＨＤ発電とは異なる。本原理は 1960 年代に実証されており[1]、得られる直流電圧は最大数 MV オーダーである。応用として宇宙用推進源、直流送電などが想定されている。変換効率 η_c はカルノー効率に制限されない。従って、通常の原子炉よりも高い変換効率を達成し得るが、コーティング型燃料の使用、２次電子の発生などが原因となり、実験的に報告されている効率は約 10%である。その他、核分裂電池炉は（１）低温設計が可能、（２）一部の核分裂生成物を燃料から分離しながら運転するため、変換効率が従来の原子炉と同等であれば再処理の負担を軽減し得る、などの特徴を持つ。先行研究による核分裂電池炉の概念設計では、20 MWe、η_c：13 %、燃料寿命 2 年の性能を達成するために、高濃縮 UO_2 燃料と巨大な円柱状炉心（直径・高さともに約 15 m、反射体なし）が必要となる課題が示された。そこで本研究では、同炉心を参照炉心として、低濃縮化した場合の臨界特性を明らかにすることを目的とした。

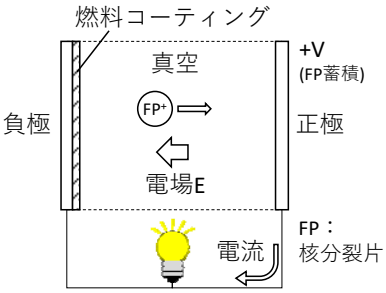


図 1：直接変換原理

2. 方法

核分裂電池の仕様を表 1 に示す。電池は正負両極からなる二重円環形状である。電極半径比（R_c/R_a、c：負極、a：正極）は、絶縁耐力 2 MV/cm を想定し、変換効率の観点から最適化されている。表 1 の核分裂電池を六角格子状に配列し、直径・高さともに約 15 m の裸炉心を組んだ。負極の内側と電池間には重水が満たされている。臨界・燃焼解析には連続エネルギー中性子輸送モンテカルロ計算コード MVP2.0・MVP-BURN と、核データライブラリーJENDL-4.0 を使用した。

表 1：核分裂電池の仕様

	先行研究	本研究
燃料	56%UO_2	20%金属U
燃料厚み	1 μm	0.7 μm
減速材（冷却材）	重水	←
電極半径比(R_c/R_a)	0.25(1/4)	0.4(0.68/1.7)
変換効率	13 %	12 %

3. 結果・考察・結言

低濃縮ウランを用いた場合でも、先行研究と同様に臨界炉心を設計できることを確認した。一方、参照炉心と同出力（20 MWe）に対する燃料寿命は、燃料装荷量と変換効率の低下を反映して約６割に短縮される。このため、燃料装荷量の増加策及び炉心の小型化対策（例：多重燃料コーティング型核分裂電池、反射体設置、低漏洩設計）、変換効率改善策（例：ヘテロ燃料コーティング型核分裂電池、エアロゾル燃料などの使用）を講じる必要がある。これらと合わせて、今後は熱設計・プラントシステム概念設計を進める。

参考文献

[1] W. F. Krieve, JPL Fission-Electric Cell Experiment, JPL technical report No. 32-981 (1966)

*Hiroki Takezawa[1]

[1]Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University.

核燃料自給型小型炉の開発
(1) 燃料自給の方法
Development of Self-sustaining Small FR
(1) Way of Self-supplying Nuclear Fuel

*内藤 俶孝[1], 畦倉和雄[1]
[1](株)ナイス

抄録：我が国のプルトニウムの利用の基本的考え方は「余分なプルトニウムを蓄積しないこと」である。核燃料を燃焼させながら、その分の燃料を生産する原子炉の設計方法について提案する。燃料として Pu を考えると、Pu を増大させることなく運転できる原子炉を考案する。ここで提案するのは小型高速炉である。モジュール化して、複数炉にすれば、高出力炉としても活用もできる。

キーワード：核燃料自給型炉、小型炉、高速炉、安全炉、金属燃料、プルトニウム、鉛ビスマス冷却材

1. 緒言

小型高速炉をつくることを考える。この炉は余剰反応度が小さいので構造が簡単であり、経済性、安全性に富み、操作性が高く、管理が容易である。燃料は Pu と U を用い、Pu が核分裂し、熱と３個程度の中性子を放出する。放出された中性子をウランが吸収しプルトニウムになる。これらの反応により Pu を増大させることなく熱を得ることができる。このプロセスを安全に行う炉としては、反応度係数が、容易に負となる小型高速炉が適している。

2. 燃焼の進行に伴う実行増倍率及び核種組成の変化

図 1 に計算に使用した炉心の体系モデルを図 2 に燃料を燃焼させた場合の燃焼期間に伴う実行増倍率変化を、初期 Pu 富化度をパラメータとして示す。

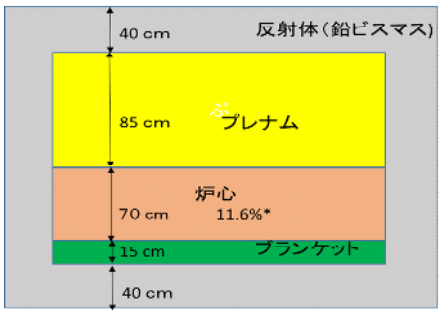


図1 RZ炉心モデル *)Pu富化度

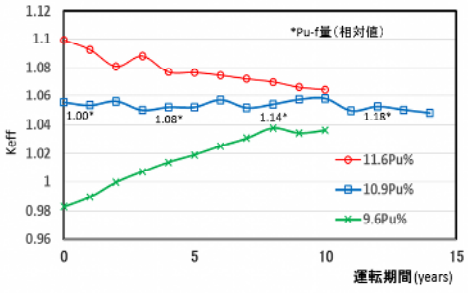


図2 燃焼反応度劣化のPu富化度依存性(1次元)

初期 Pu 富家度が 11%以下では燃焼に伴って Keff は増大する。初期 Pu 富家度 11.6%Pu の場合には Keff は燃焼の進行に伴ってわずかに下降する。

初期燃料の Pu 富化度が高い（11.6%）と Keff は燃焼とともに減少し（Pu の減少の方が U からできる Pu の増大よりも大きく）、初期 Pu 富化度が低いと（9.6%）Keff は燃焼とともに増大する。

燃焼による炉心の核種組成の変化は下記の式に従い、変化するはずである。

$$\{(N_U)[U]+(N_{Pu})[Pu]\} \rightarrow N_U(t)\{1-\sigma_a(U)\,\phi(t)dt\} + \{g(U\rightarrow Pu)N_U(t)\,\sigma_a(U)\,\phi(t)dt\} - N_{Pu}(t)\,\sigma_f(Pu)\,\phi(t)dt+Q+FP$$

即ち、初期 Pu 富化度 10.9Pu%の場合、238U が Pu239 に変換されるが、Pu239 は核分裂して減少し、結果として Pu は殆ど変化せず、Keff は燃焼に伴いほとんど変化しない。炉内の反応としては、ウランが分裂してＱ（熱）とＦＰを発生したように見える。

*Yoshitaka Naito[1] and Kazuo Azekura[1]
[1]NAIS Co., Inc.

核燃料自給型小型炉の開発
(2) 自給型炉心概念の検証
Development of Self-sustaining Small FR

（2） Verification of Self-sustaining Core Concept

*畦倉和雄[1]，内藤 俶孝[1]

[1](株)ナイス

抄録　シリーズ発表（1）として、Pu を増やすことなく運転できる炉の概念を示した。ここでは（2）として、その可能性をより現実的なモデルを用いて計算し確認した。冷却材として鉛ビスマスを、燃料としては金属燃料を想定した。炉心体系は前シリーズ（1）の図 1 の 2 次元 RZ 体系についてモンテカルロ法コード MVPBURN で計算し 10 年程度は燃料交換することなく、運転できることを確認した。

キーワード：核燃料自給型炉、小型炉、高速炉、鉛ビスマス、金属燃料

1. 評価方法

前発表（1）の図 1 の炉心、プレナム及びブランケットの物質組成をある代表的な値に固定した上で、臨界になるように炉心径を決めることで RZ 炉心モデルを決定した。

(1)では 15cm のブランケット厚さに対し、炉心余剰反応度が 1%dk 以下となる燃焼期間が 10 年以上となるような Pu 富化度 10.9%を決めたが、その富化度を上記 RZ モデルの炉心領域に使用し、炉心高とブランケット厚を微調整することで 10 年燃料無交換の運転が可能な 460MWt の 1 領域炉心を決定した。ついで、出力平坦化のために炉心体積を径方向に等分割し、内側、外側炉心で異なる Pu 富化度を与え、やはり 10 年程度の燃料無交換運転が可能な 2 領域炉心を決めた（図 1)。

図 2 には前発表の RZ モデルで炉心半径無限大とした 1 次元モデル、上記 2 次元 RZ の 1 領域モデル及び 2 領域モデルの燃焼に伴う Keff の変化を示す。1 次元モデルでは径方向への中性子漏れがないとしているので、Keff が RZ モデルより大きくなっている。この RZ 2 領域モデルでは、内側富化度を 9.6%、外側側富化度を 13.8%とした。

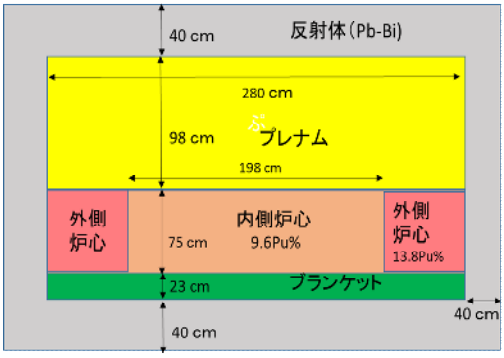


図1 RZ炉心モデル

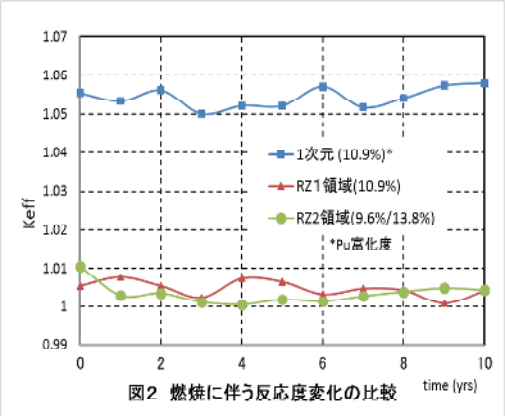


図2 燃焼に伴う反応度変化の比較

2. 結果と結論

金属燃料と鉛ビスマス冷却材の組み合わせで、運転サイクル 10 年 1 バッチ燃料交換の小型高速炉設計が可能なことを確認した。炉心、ブランケット、プレナム領域を含めた冷却材ボイド反応度が負となるように設計できることが分かった。

---

*Kazuo Azekura[1] and Yoshitaka Naito[1]

[1]NAIS Co., Inc.

蓄積型ペブルベッド高温ガス炉における CANDLE 燃焼方式の成立性

Feasibility of CANDLE burnup for pebble bed reactors with accumulative fuel loading

*西山 潤

東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所

蓄積型ペブルベッド炉に CANDLE 燃焼方式を適用することで、運転中の燃料逐次投入の必要がなく、球状燃料を用いることで CANDLE 燃焼状態への過渡変化や平衡状態からの逸脱に対応できる自由度のある原子炉が設計可能となる。蓄積型ペブルベッド高温ガス炉における CANDLE 燃焼方式について、燃料組成、可燃性毒物の有無などによる原子炉の成立性及び燃焼特性の評価を行った。

キーワード： CANDLE 燃焼炉、蓄積型ペブルベッド高温ガス炉、臨界計算、燃焼計算、可燃性毒物

1. 緒言

蓄積型ペブルベット高温ガス炉は、球状の燃料要素を逐次炉心に追加して臨界を保つことで長期運転のための余剰反応度を持たず、さらに通常のペブルベッド型炉が持つ炉心下部の燃料取り出し機構を持たないことで、非常に単純な構造を持つ原子炉システムである。しかし、反応度価値の高い新燃料を炉心上部から投入する仕組みのため、炉心上部の燃料要素の積み上がり方などが炉心特性に大きく影響を及ぼすと懸念される。CANDLE 燃焼炉とは、炉心の燃料領域が中性子束分布、核種密度分布の形状が変わることなく自立的に炉心軸方向に一定速度で移動する燃焼方式の原子炉である。高温ガス炉での適用では濃縮ウラン燃料を用いて可燃性毒物を添加すること CANDLE 燃焼が整理することがプリズマティック型高温ガス炉で確かめられている[2]。一方で CANDLE 燃焼炉の平衡状態は燃料体積割合などの設計のみで決まってしまうため、核データの不確かさで未臨界となってしまった場合など、容易に反応度を追加する方法がない。そこで球状燃料要素を用いる蓄積型ペブルベッド高温ガス炉と組み合わせれば、この問題を解決できると考えた。本件球では、蓄積型ペブルベッド高温ガス炉における CANDLE 燃焼方式について、燃料組成、可燃性毒物の有無などによる原子炉の成立性及び燃焼特性の評価を行った。

2. 炉心燃焼計算

炉心計算を行う炉心として蓄積型ペブルベッド高温ガス炉の先行研究である SImanullang らの設計[2]を基準とした。図 1 に計算体系を示す。炉心の下部には起動炉心用の濃縮ウラン燃料を用いたペブル球を配置し、上部に可燃性毒物を追加したペブル球を配置した形になる。炉心燃焼計算は MVP-2, MVP-BURN を用いて計算を行った。

3. 結果

図 2 に、ウラン濃縮度 8%、可燃性毒物として燃料中にガドリニウム 0.06g/cm^3 添加したときの出力分布の変化を示す。炉心起動後 200 日経過から実効増倍率が一定となり、燃焼領域が軸方向に一定速度(0.6 cm/day)で移動する CANDLE 燃焼が成立していることを確認した。

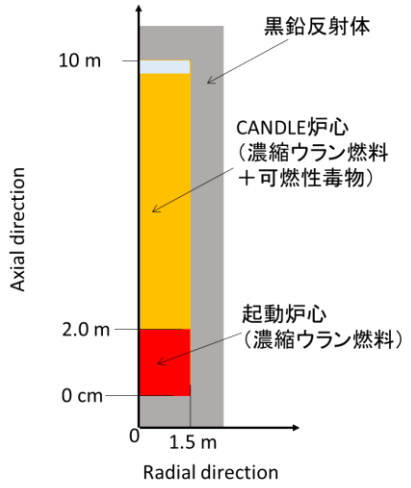


図 1 計算体系

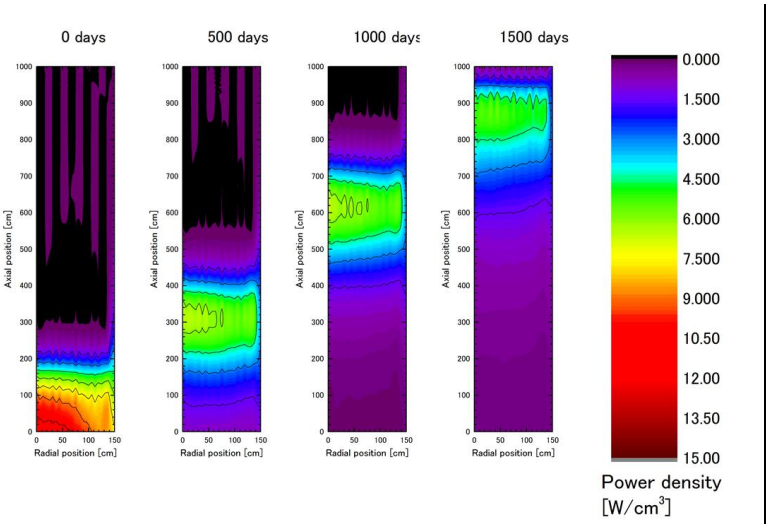


図 2　出力分布の変化

参考文献

[1] Y. Ohoka, H. Sekimoto, Nucl. Eng. Des., 229, 15-23 (2004).
[2]I.L. Simanullang, T. Obara, “Improvement of core design of small pebble bed reactor with accumulative fuel loading scheme,” Ann. Nucl. Energy 94, 87-92 (2016).

*Jun Nishiyama
Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Compensation for Fuel Losses in The Melt-Refining Process in Small CANDLE Reactor

*Van Khanh Hoang, Jun Nishiyama, Toru Obara
Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research,
Tokyo Institute of Technology

This paper is concerned with both the neutronic and thermal-hydraulic analysis for a small CANDLE reactor with the melt-refining process. Compensating for the fuel losses during the reprocessing is conducted in the refabricating fuel pins stage by feeding fresh fuel into the breeding region. The analysis results show that it is possible to design the small CANDLE reactor with the reprocessing meanwhile the core design is satisfied when subjected to the design constraints.

Keywords: small CANDLE reactor, melt-refining process, compensate for fuel losses, feeding fresh fuel into breeding region.

1. Introduction

The CANDLE reactor has been proposed with the numerous advantages, but the material integrity up to high burnup is an important issue of fast CANDLE reactor. In order to overcome this issue, the melt-refining process (MRP) is a promising solution. The purpose of this study is to investigate burnup performance of a small CANDLE reactor with MRP including compensating the fuel losses by feeding fresh fuel into breeding region.

2. CANDLE reactor with MRP

The reactor uses the U-10Zr as fresh fuel, LBE as coolant and ODS as cladding. The active core has a cylindrical geometry, radius of 130cm and height of 220cm, surrounded by a reflector of LBE with 50cm thickness. The reactor power is 300MWt. The fuel unit cell is hexagonal with clad inner radius and its thickness are 0.45cm and 0.06cm, respectively. Three cores are investigated as follows: (1) In the first core, with scenario of which 10 % of all actinides are not recovered during MRP, so-called “90% recovery efficiency”. (2) In the second core, with scenario of which 5% of all actinides are not recovered during MRP, defined as “95% recovery efficiency”. (3) In the third core, it is the same as in the second core except that the smear fuel density increases from 75% to 79% and the reflector thickness increases from 50cm to 100cm, named as “Modified core”. For the neutronic analyses, MRP with the cooling time intervals was performed using the SRAC-COREBN code, with the JENDL-4.0 nuclear data library and the in-house program. The thermal-hydraulic analyses were performed using COMSOL Multiphysics 5.2.

4. Analysis results

The CANDLE burnup strategy is achieved in all investigated cores. The k-eff is increased over the equilibrium cycle. The 95% recovery efficiency core is subcritical meanwhile the 90% recovery efficiency core is critical because of that the number of MRRs in the axial direction in the 95% recovery efficiency core is greater. The Modified core is critical due to the higher smear fuel density. The compensating for the fuel losses results in not only reducing fuel waste but also achieving deeper burnup at the core top in comparison with that of the reference core. The compensating for the fuel losses leads to the deformation of the power density distribution in the core, but the core satisfies the design constraints. By the compensating for the fuel losses the averaged fuel burnup of the core is decreased but it would be compensated by the safety operation.

5. Conclusions

The compensating for fuel the losses during MRP by feeding fuel into the breeding region is investigated with two bounding scenarios of which 5% and 10% of all actinides are not recovered during MRP are examined. The analysis results show that it is possible to design the small CANDLE reactor with MRP to overcome the issue of material integrity.

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

[3L10-13] Fast Reactor Design

Chair:AKITO OIZUMI(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:50 PM Room L (D12 -D Building)

[3L10] Evaluation of the effect of plutonium produced through transmutation of minor actinides by fusion neutrons on the core characteristics in a fast reactor

*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[3L11] Study on the core shape of intrinsic safe fast reactor preventing re-criticality

*Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1], Keiko Chitose[1] (1. Tokyo City University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3L12] Investigation on the calculation method of sodium void reactivity for fast reactor cores with sodium plenum (2)

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

3:15 PM - 3:30 PM

[3L13] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (4)

*Akihiro Hara[1], Timothée KOOYMAN[2] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 2. CEA, DEN, DER, SPRC/LE2C)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合中性子による核変換生成プルトニウムの高速炉炉心特性への影響評価

Evaluation of the effect of plutonium produced through transmutation of minor actinides by fusion neutrons on the core characteristics in a fast reactor

*今中 佑太[1]，宍戸 博紀[1]，遊佐 訓孝[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

核融合炉を用いたMA核変換処理による高レベル廃棄物の地層処分不要な燃料サイクルが提案されている。このMA核変換では生成したPuを高速炉燃料として使用することが前提とされているため軽水炉より生ずるPuとは異なる同位体比の核変換生成Puを装荷した高速炉の炉心成立性を中性子輸送解析より評価した。

キーワード：高速炉，炉心特性，核変換処理

1. 背景

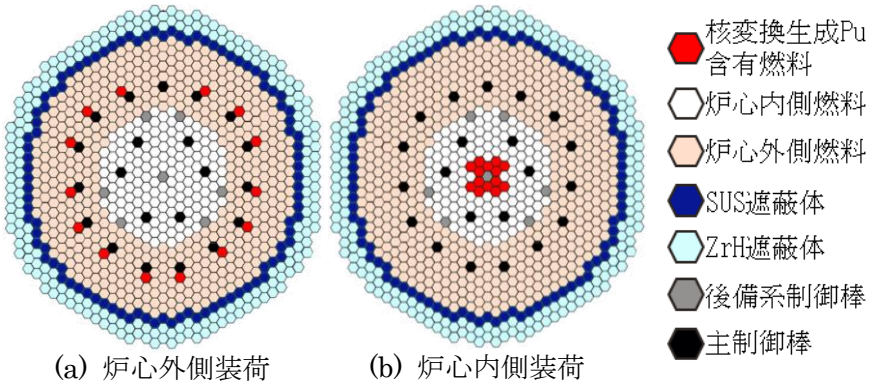
核融合炉を用いたMA核変換処理システムが提案されており[1]、核融合中性子によりMAは減少するものの、^{237}Np及び^{241}Amの中性子捕獲反応から^{238}Puや^{240}Puが多量に生成されることが明らかとなっている[2]。そこで、核燃料サイクル案の一つとして生成したPuを高速炉燃料として利用することが検討されている。本研究では、核融合炉で生成されたPuを高速炉燃料として非均質装荷した場合の炉心成立性を評価するため、高速炉炉心の核的特性評価を数値解析に基づき実施した。

2. 数値解析条件

図1に解析体系を示す。高速炉JSFRの炉心[3]を模擬した体系を用いた。高速炉燃料形態は金属燃料とし、軽水炉から生成したPuを想定した同位体比の^{238}Pu:^{239}Pu:^{240}Pu:^{241}Pu:^{242}Pu = 1.0:68.0:26.0:2.5:2.5と核融合炉で生成したPuを想定した同位体比の^{238}Pu:^{239}Pu:^{240}Pu:^{241}Pu:^{242}Pu = 82.0:4.8:2.6:0.6:10.0の2つを非均質装荷した。核融合炉で生成されたPu含有燃料を炉心内側に装荷した場合と炉心外側に装荷した場合で実効増倍率を計算した。中性子輸送解析は中性子輸送解析コードMVP-2.0[4]を用いて実施した。

3. 結果

表1に解析結果を示す。核変換生成Pu内側装荷時の実効増倍率は非装荷時より2 %程度減少し、外側装荷時は0.5 %程度増加した。核変換生成Puは実効増倍率に異なる影響を与えることが明らかになった。



(a) 炉心外側装荷　(b) 炉心内側装荷

図1 高速炉炉心解析体系

表1 解析結果

核変換生成Pu	実効増倍率
非装荷	1.02415
外側装荷	1.02899
内側装荷	1.00030

謝辞　本研究はJSPS科研費JP17H06231（挑戦的研究）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] M. Übeyli, Energy Conversion and Management, 45, (2004) 3219-3238.

[2] Y. Furudate et al., Progress in Nuclear Energy, 103, (2018) 28-32. [3] S. Ohki et al., JAEA 77, (2006).

[4] Y. Nagaya et al., JAERI 1348, (2005).

*Yuta Imanaka[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

再臨界防止固有安全高速炉の炉心形状に関する研究

Study on the core shape of intrinsic safe fast reactor preventing re-criticality

*持丸　貴則[1]，千歳　敬子[1]，高木　直行[1]

[1]東京都市大学

ブランケット燃料集合体の形状の工夫により、炉心崩壊時に負の反応度が挿入される固有安全 Na 冷却高速炉心を検討した。

キーワード：FBR、再臨界、炉心形状、炉心崩壊事故

1. はじめに

軽水炉などの熱中性子炉では、炉心はほぼ最大反応度体系で設計されている。一方 Na 冷却高速炉では中性子を減速させないため、実効増倍率を最大化する（V_{Na}/V_f）の 極値が存在しない。このため炉心溶融を伴うようなシビアアクシデント発生時に燃料が凝集した際、再臨界となる可能性がある。JAEA を中心に検討されている JSFR では、その対応策として燃料溶融時に早期に燃料を炉外へ排出する FAIDUS の導入が検討されている。本研究では、Na 冷却大型高速炉を対象とし、溶融時に溶融燃料排出を期待すること無く、炉心形状の変化のみで再臨界を防止する固有安全 Na 冷却高速炉の炉心構成検討を目的とする。

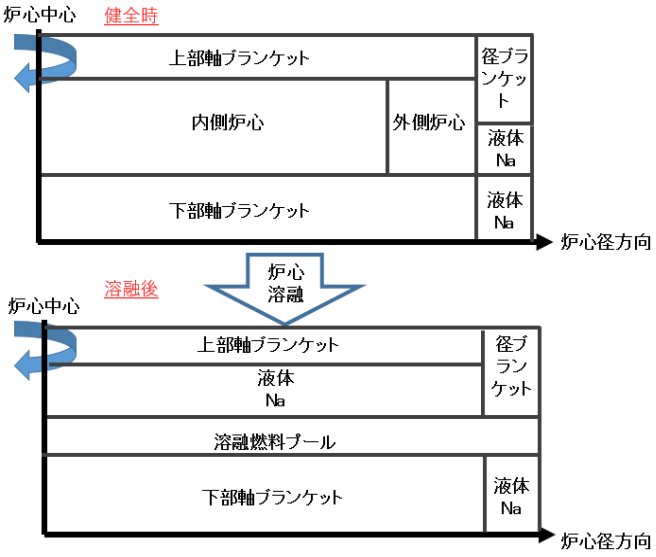


図 1 溶融前後の炉心 R-Z 体系図

2. 径方向ブランケット集合体形状の検討

径方向ブランケットの下部を半分程度削除し Na 領域とした炉心構成を提案した（図 1）。径ブランケットの短尺化により、炉心溶融時の燃料プールが炉心直径以上に広がり扁平化されることで、大きな負のコンパクション反応度挿入、および溶融プールの臨界性低下を狙った。

検討にあたっては、断面積ライブラリ JFS-3 (JENDL-3.3)、実効断面積作成には SLAROM を用い中性子拡散計算コード CITATION を使用し R-Z 体系エネルギー70 群モデルで計算を行った。

3. 結果及びまとめ

下部削除型径方向ブランケットを採用した炉心の、コンパクション反応度 $\rho_{comp.}$および溶融プールの実効増倍率 $k_{eff\text{-}pool}$ を図 2 に示す。径ブランケット層数を 3 層とした炉心では、約-13$のコンパクション反応度が挿入され、溶融プールは未臨界となる結果を得た。

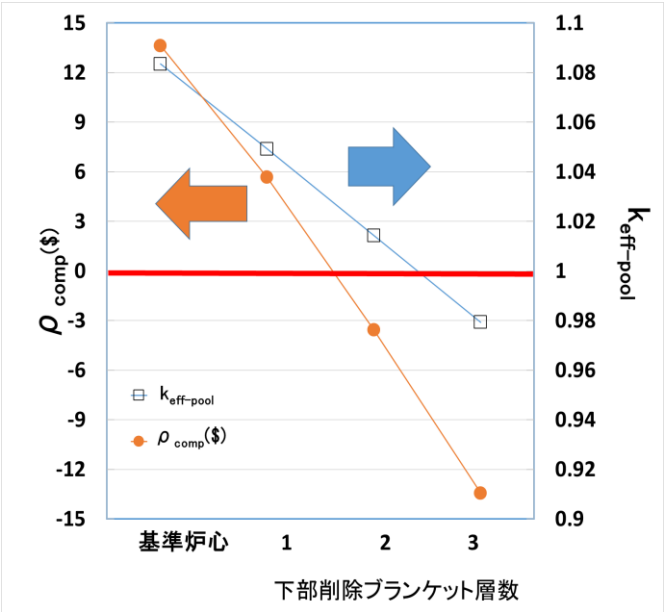


図 2 径方向ブランケット下部削除による反応度効果

参考文献

[1] 高速増殖炉サイクル実用化研究開発(Fact プロジェクト)-フェーズ I 報告書

*Takanori Mochimaru[1] , Keiko Chitose[1] Naoyuki takaki[1]　　[1]Tokyo City Univ.

Na プレナム付高速炉炉心の Na ボイド反応度解析手法の検討 (2)
－Na プレナム部格子計算における背景断面積の補正－

Investigation on the calculation method of sodium void reactivity
for fast reactor cores with sodium plenum
- Correction of the background cross-section in the cell calculation for sodium plenum -

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

次世代高速炉の性能追求の一環として、炉心上部に Na プレナムを有する高速炉炉心における Na ボイド反応度の解析手法について、連続エネルギーモンテカルロ法を参照解として検討を継続した。その結果、Na プレナム部のボイド反応度の精度改善には、Na プレナム部の格子計算における背景断面積の補正が有効であることが分かった。

キーワード：高速炉，Na ボイド反応度，Na プレナム，背景断面積

1. 緒言

前報では、炉心上部に Na プレナムを有する高速炉炉心に対する Na ボイド反応度の解析手法の検証のために、同じ格子計算により得られる断面積の均質化を伴わない実効断面積を用いた多群モンテカルロ法の結果を参照解とし、標準的に適用されている Benoist の拡散係数の適用性を確認した[1]。

本報では、均質化前の実効断面積の作成段階にまで検討の範囲を広げ、連続エネルギーモンテカルロ法の結果を参照解として検証を行い、必要に応じて改善方策を導き出す。

2. 検討条件

基本的に高速炉の標準的な解析手法を適用する。具体的には、非均質モデル格子計算により実効断面積を作成し、Benoist の非等方拡散係数を用いて 70 群拡散計算を行うことにより基準計算結果を得る。その結果に対し、輸送・メッシュ補正と 175 群炉心計算による超微細群補正を施す。

3. 検討結果

標準手法では、炉心部に対しては問題は見られないが、Na プレナム部の Na ボイド化では約 0.1 $の過小評価が見られた。Na プレナム部の実効断面積を参照解と比較した結果、Na ボイド化状態のラッパ管の断面積が 10 keV～1 MeV において系統的な過小評価となっており、単一格子モデル計算では Na プレナム部の自己遮蔽効果が過大評価となることが分かった。そこで、炉心部からの中性子の流れ込みを考慮し、自己遮蔽効果の緩和を図るために、仏国の高速炉用格子計算コード ECCO で採用されている方法[2]と同様に背景断面積を補正することとした。

今回の検討では、ラッパ管の主要構成核種である Fe-56 の弾性散乱断面積に着目し、1 次元単一燃料集合体モデルの 900 群輸送計算により得られる中性子スペクトルから自己遮蔽効果の緩和された 70 群実効断面積を求め、自己遮蔽因子テーブルを介して補正後の背景断面積を算出した。そして、標準手法により得られた背景断面積との差を補正として Na プレナム部の 70 群格子計算に適用した。背景断面積の補正の模式を**図 1** に示す。

このようにして求めた背景断面積補正の適用により、断面積の過小評価は低減され、**表 1** に示す通り Na プレナム部の Na ボイド反応度の過小評価を改善することができた。

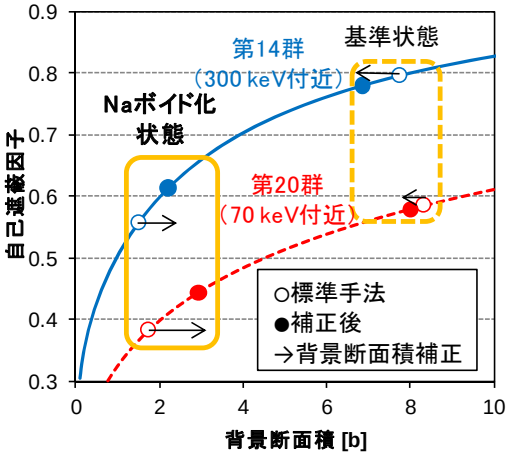


図1 背景断面積の補正によるFe-56弾性散乱断面積の自己遮蔽因子の変化

表1 参照解に対する絶対差

ボイド化パターン	標準手法	背景断面積補正適用後
炉心部	+0.04	+0.04
Naプレナム部	−0.11	−0.04
上記の双方	−0.08	+0.00

単位：$

4. 結言

Na プレナム部の Na ボイド反応度評価の改善には背景断面積補正の適用が有効である。

参考文献

[1] 杉野，他，「2017 年秋の大会」, 2017, 2M22.，[2] G. Rimpault, RT/SPRC/LEPh, 97-001.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ASTRID 初期炉心の核特性ベンチマーク解析(4)

Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (4)

*原　昭浩[1]，KOOYMAN Timothée[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)，[2]CEA

ASTRID（Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration Energy Conversion System）と呼ばれるフランスのナトリウム冷却高速実証炉では、炉心全体で負のボイド反応度を持つ等、従来と比べ高い安全性持つ設計が検討されている。CEA（Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives）は、炉心安全性等の設計精度向上のため、核特性ベンチマーク解析を進めている。本発表では、前回に引き続き[1]、CEA-東芝間で進めているベンチマーク解析結果について報告する。

キーワード：ASTRID, SFR, MOX

1. 緒言

ASTRID の炉心については、炉心全体で負のボイド反応度を達成するために、炉心の上部ナトリウムプレナム、内部にブランケットを配置している(Fig.1)。今回は、制御棒価値について比較検討を行った。なお、制御棒(CR)は B10 の濃縮度が軸方向に異なっている。

2. ベンチマーク解析条件

炉心体系は、初期炉心状態を設定した。CEA は解析コード ERANOS / PARIS[2]と核データ JEFF3.1.1[3]を、東芝は解析コード DIF3D [4]/ DANTSYS[5]/ MVP[6]等と核データ JENDL-3.3[7]/ JENDL-4.0[8]をそれぞれ使用した。

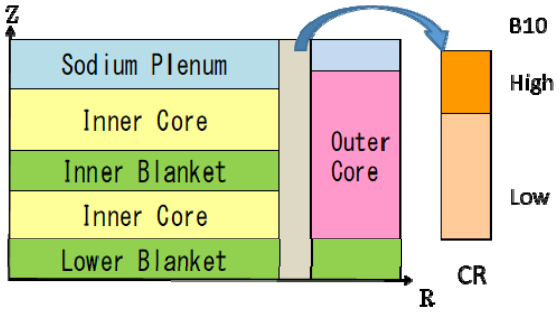


Fig.1 Core and CR vertical cross section

3. 結果

Fig.2 に制御棒挿入深度と制御棒価値の関係の計算結果を示す。東芝と CEA の結果は、いずれの挿入深度においても 100pcm 以内でよく一致していることが分かった。今後、ワンロッドスタック反応度、制御棒非均質効果等について、両者の比較を行っていく。

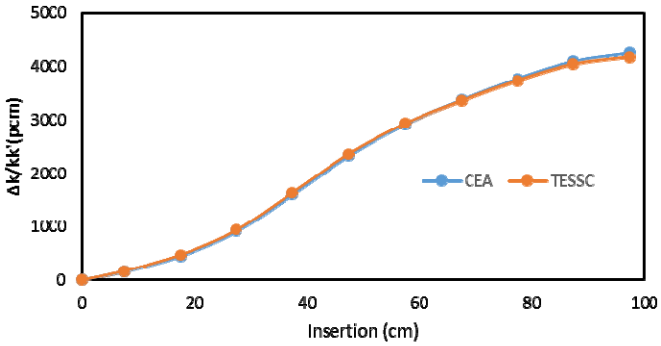


Fig.2 Control rod worth

参考文献

[1] 原他, 2017 年春の年会 3F08

[2] R. Letellier et al., a New Capability in ERANOS II Nuovo Cimento, 33C, (2010).

[3] A. Santamarina et al., The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library (OECD/NEA, 2009).

[4] K. L. Derstine, ANL-82-64 (1984).　[5] R. E. Alcouffe wt. al., LA-12969-M (1995).

[6] Y. Nagaya et al., JAERI-1348 (2005).

[7] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).

[8] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

* Akihiro Hara [1], KOOYMAN Timothée [2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CEA

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[3O01-07] Inspection and Maintenance Technology

Chair:Daisuke Shinma

Fri. Sep 7, 2018 10:00 AM - 11:55 AM Room O (D25 -D Building)

[3O01] Soundness evaluation of ground anchor by hammering test using AE sensor

Tomohiro Hamasaki[2], *Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Masayuki Sayama[3], Shoichi Sayama[3] (1. Nuclear Fuel Industries LTD., 2. West Nippon Expressway Co. Ltd, 3. MASA CLEAN Co,.Ltd)

10:00 AM - 10:15 AM

[3O02] Development of Non-destructive Testing for Embedded Hardware

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1], Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], Hiroaki Fujiyoshi[2], *Yoshihiro Isobe[2] (1. Japan Nuclear Fuel LIMITD, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

[3O03] Development of Non-destructive Testing for Embedded Hardware

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1], Kouzou Hattori[1], *Ryota Ogawa[2], Hiroaki Fujiyoshi[2], Yoshihiro Isobe[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3O04] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Tadashi Magari[3] (1. Nuclear Fuel Industries, Ltd., 2. Kansai Electron Beam Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3O05] Approach to Diagnosis of Check Valves

Susumu Miura[1], Morio Kudou[1], Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], *Mitsuyuki Sagisaka[2], Yoshihiro Isobe[2] (1. JNFL, 2. NFI)

11:00 AM - 11:15 AM

[3O06] Electrical Isolation Supporting System

*KEI TAKAKURA[1], Susumu Naito[2], Hiroki Shiba[3] (1. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Energy Systems &Solutions, 2. Corporate Research &Development Center, Toshiba, 3. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Energy Systems &Solutions)

11:15 AM - 11:30 AM

[3O07] Electrical Isolation Supporting System

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[2], Hiroki Shiba[3] (1. Corporate Research &Development Center, Toshiba Corporation, 2. Power and Industrial Systems Research and Development Center, Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation, 3. Isogo Nuclear Engineering Center, Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ＡＥセンサーを用いた打音検査によるグラウンドアンカーの健全性評価

Soundness evaluation of ground anchor by hammering test using AE sensor

浜崎 智洋[1]，*松永 嵩[2]，小川 良太[2]，礒部 仁博[2]，佐山 政幸[3]，佐山 勝一[3]
[1]西日本高速道路（株），[2]原子燃料工業（株），[3](有)マサクリーン

アンカー頭部を打撃した際の振動を AE センサーにより取得し、その振動特性からアンカーの緊張力を評価する方法について検討を行った。

キーワード：グラウンドアンカー、非破壊検査、緊張力、ＡＥセンサー

1. 緒言

東北地方太平洋沖地震による震源地付近発電所での津波被害を踏まえ、日本国内の原子力発電所では、タンクの漂流防止対策や津波防波壁の設計等でアンカーが用いられている[1,2]。アンカーの健全性評価は、高速道路等では一部のアンカーを抽出して緊張力が測定されているが、労力的・経済的に負担が大きい。そのため、簡易的にアンカーの緊張力を把握する調査・評価方法の開発が必要とされている[3]。そこで、本稿は，アンカー頭部の振動特性からアンカーの緊張力を評価する方法について検討を行った。

2. AE センサーを用いた打音検査による健全性評価

2-1. 打音検査方法と緊張力評価の特徴量の抽出　アンカーの頭部側面にセンサーを押し当て、アンカー頭部側面を打撃する。得られた信号波形の周波数分布から（図１）、本報では、１次及び２次の曲げ振動モードの固有振動周波数（以下、「１次周波数」「２次周波数」という）に着目した。

2-2. 室内試験による緊張力とアンカーの固有振動周波数の関係性　引張試験機で所定の緊張力を導入したアンカー供試体（４種類）の頭部振動を測定し、緊張力と評価ピーク周波数との関係性を評価した。図 ２に縦軸を周波数横軸は緊張度（各試験荷重／Ta（許容アンカー力））を示すが、①緊張力増加に伴い、各周波数は高周波側にシフトすること、また、②１次周波数より２次周波数の方が、緊張力に伴う周波数変化量が増加する傾向が分かった。

2-3. 現場試験による緊張力評価　高速道路法面のアンカーの現場試験（44 本）より緊張力評価式のモデルを構築し算出した推定緊張力と実際の緊張力の対比を図３に示すが、一定の範囲内で良い一致を示した。

3. 結論

アンカー頭部を打撃した際の振動を AE センサーにより取得し、その振動特性からアンカーの緊張力を評価する方法を考案し、一定の範囲内で緊張力評価しうる見通しを得た。

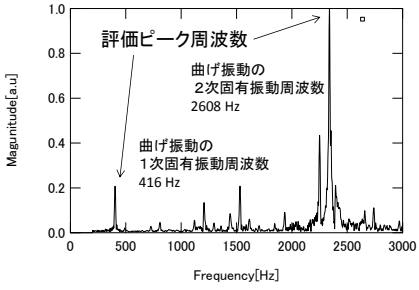


図１アンカー頭部の振動周波数

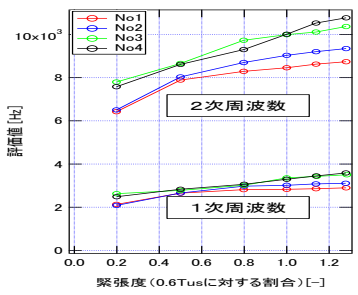


図２緊張力と周波数の関係

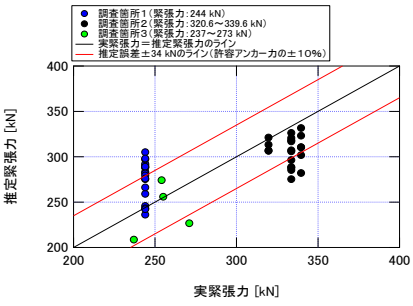


図３　実緊張力と推定緊張力の対比

参考文献

[1] 島根原子力発電所　津波防波壁の設計と施工について　https://www.jstage.jst.go.jp/article/tenpes/10/0/10_34/_pdf
[2] 東海第二発電所 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する 防護の考え方について http://www.japc.co.jp/shinsei/tokai/pdf/20160719.pdf
[3] 殿垣内正人ら，：グラウンドアンカーの維持管理における課題解決に向けた取り組み，基礎工 Vol.41, No.10, pp57-60，総合土木研究所，2013.

Tomohiro Hamasaki[1], *Takashi Matsunaga[2], Ryota Ogawa[2], Yoshihiro Isobe[2], Masayuki Sayama[3], Shoichi Sayama[3]

[1]West Nippon Expressway Co. Ltd, [2]Nuclear Fuel Industries ltd., [3]MASA CLEAN Co,.Ltd

埋込金物の非破壊検査技術開発
（1）モックアップ試験

Development of nondestructive inspection for embedded hardware
(1) Mock-up test

三浦　進[1]，関口　昭司[1]，服部　功三[1]，小川　良太[2]，藤吉　宏彰[2]，*礒部　仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

埋込金物の固定状態を振動持続時間と音響信号から計算した周波数分布より判断できる非破壊検査技術を開発した。本技術の有効性を検証するために、モックアップ試験および FEM 解析を実施した。
キーワード：埋込金物，非破壊検査，AE センサ，モックアップ試験，FEM

1. 緒言　日本原燃株式会社再処理施設において、2015 年に蒸気配管を支持する埋込金物に浮き上がりが発見され、調査の結果、不適切な施工によりジベルが欠損していることが判明した[1]。日本原燃株式会社では、現品点検として超音波探傷検査（UT）を実施したが、埋込金物のジベル直上に架台が溶接されている場合には他の評価方法で健全性を確認する必要があった。 そこで、著者らは AE（Acoustic Emission）センサを用いた打音検査（以降、AE 打音検査）により埋込金物の固定状態を判断する健全性評価技術を開発した。

2. モックアップ試験

2-1. モックアップ試験体　再処理工場内の一般共同溝において不適切な施工が確認された埋込金物を代表サンプルに選定し、健全およびジベル欠損、曲げを模擬したモックアップ試験体を製作した。

2-2. AE 打音検査装置　AE 打音検査は埋込金物に打撃を与えた時の振動を測定し、振動の周波数分布を確認することで、埋込金物の状態に依存する「埋込金物／コンクリート間の相互作用の程度を測定対象とする検査」である。装置は AE センサ、計測ボックス、波形処理システムなどより構成されている。

2-3. 試験結果　埋込金物とコンクリート間の固定状態変化と測定値との関係は図 1 に示すように変化することがモックアップ試験結果より判明した。埋込金物のコンクリート埋設直後は、埋込金物全体がコンクリートに拘束されるため、振動持続時間が数ミリ秒と非常に短く、周波数分布のピークがほとんど表れない。そこに荷重が負荷されると埋込金物とコンクリート間の固定状態に変化が生じ、振動持続時間が増大していき、周波数分布の波高も高くなりシャープなピークが表れるようになる。この時、健全な埋込金物は高い周波数ピークを示すが、ジベルが欠損している埋込金物では、低い周波数ピークが確認されるようになるため、健全性判定が可能になる。

モックアップ試験の結果、①コンクリート埋設直後から埋込金物の固定状態に変化の無い（荷重負荷無）状態を判定する振動持続時間のしきい値、②埋込金物のジベル健全／欠損を周波数により判定する基準値を設定した。

3. まとめ　埋込金物の健全性を確認する非破壊検査技術として、ハンマー打撃により発生する音響振動の持続時間と周波数により埋込金物の固定状態を確認する AE センサを用いた打音検査技術を開発した。発表では FEM 解析を用いた AE 打音検査の理論的な妥当性についても報告する。

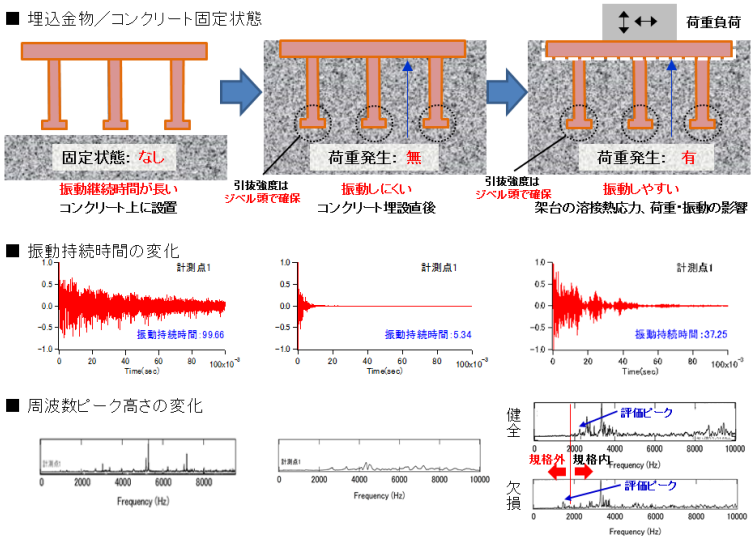


図 1　埋込金物の固定状態による振動・FFT の変化イメージ

参考文献

[1] 日本原燃株式会社，“日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”，被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1] and Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], Hiroaki Fujiyoshi [2] and *Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Nuclear Fuel Industries, Ltd.

埋込金物の非破壊検査技術開発
（2）現場適用結果

Development of nondestructive inspection for embedded hardware
(2) Field application result

三浦　進[1]，関口　昭司[1]，服部　功三[1]，*小川　良太[2]，匂坂　充行[2]，礒部　仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

埋込金物の固定状態を音響信号の振動持続時間と周波数分布より診断する AE（Acoustic Emission）センサを用いた打音検査（以降、AE 打音検査）を開発し、現場適用した結果を報告する。

キーワード：埋込金物，非破壊検査，AE センサ，打音検査，現場適用

1. 緒言　日本原燃株式会社再処理施設において、2015 年に蒸気配管を支持する埋込金物に浮き上がりが発見され調査の結果、ジベルが欠損している不適切な施工であったことが判明した[1]。そこで、(1) モックアップ試験の報告の通り、AE 打音検査により埋込金物の固定状態を判断する健全性評価技術を開発したが[2]、本報では開発した技術を日本原燃株式会社で現場適用した結果を報告する。

2. AE センサを用いた打音検査

2-1. 埋込金物の判定　埋込金物の AE 打音検査では、ジベル近傍をハンマにより打撃し、AE センサで計測した。各ジベル位置の計測結果について、①埋込金物の振動が短時間で減衰するものを「●：荷重発生無」、②埋込金物の振動周波数ピークがみられるものを「○：健全」または「×：NG（欠損）」、③AE 打音検査でも測定できなかったものを「－：AE 測定不可」に分類した。次に、埋込金物にはジベルが複数本取り付けられていることから、各ジベルの評価結果を統合して埋込金物の健全性判定結果とした。全ジベルが「○」判定の場合は「全数健全」、「×」が一つでも含まれる場合は「NG」、「○」以外に「●」および「－」がある場合は「一部健全」、「○」判定が無く、「●」および「－」の場合は「荷重発生無」とし、「－」のみの場合は UT（超音波検査）結果以外の情報が無いため「追加情報無」と分類した。

2-2. 現場検査結果を用いた埋込金物判定結果　UT で測定できなかったジベルを含む埋込金物約 1 万枚に対し、AE 打音検査を実施した結果、表 1 に示すとおり約 87%に対して AE 打音検査での追加情報が得られた。また、個々のジベルの振動持続時間に着目すると、図 1 に示すとおり全体の約 82%のジベルの振動が短時間で減衰しており、施工から 15 年ほど経過しているにも関わらず埋込金物がコンクリートに密着した状態が維持され、顕著な荷重発生が無いことを確認した。

表 1　AE 打音検査の解析対象と AE 評価結果の割合

対象	対象割合	全数健全	一部健全	荷重発生無	追加情報無	NG
建屋	84 %	19 %	20 %	35 %	10 %	0.02 %
洞道	11 %	3 %	2 %	3 %	2 %	0 %
その他	5 %	1 %	1 %	3 %	0 %	0 %
合計	100 %	22 %	24 %	41 %	13 %	0.02 %

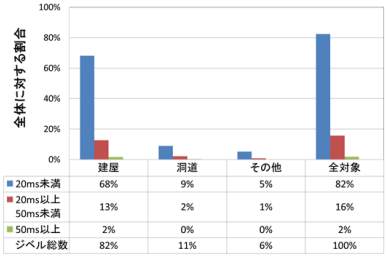


図 1　ジベル毎の振動持続時間

3. 結論　日本原燃株式会社再処理施設の埋込金物の健全性評価に AE 打音検査技術を現場適用し、UT 測定できないジベルを含む埋込金物のうち、約 87%に対し追加情報が得られたことから、その有効性を確認した。また、AE 打音検査は、コンクリートと埋込金物の密着性が低下するような荷重が発生じているかを振動持続時間の変化から評価することが可能であると考えられ、本技術の利用拡大にも期待できる。

参考文献

[1] 日本原燃株式会社，“日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”，被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.
[2] 三浦進、他，” 埋込金物の非破壊検査技術開発 (1) モックアップ試験”，日本原子力学会 2018 年秋の大会

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1] and Kouzou Hattori[1], *Ryota Ogawa[2], Mitsuyuki Sagisaka[2] and Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Nuclear Fuel Industries, Ltd.

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material

*藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，浦島 千裕[3]，鈎 忠志[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

ケーブル絶縁材の劣化を非破壊的に検出可能、且つ検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のあるAE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査システムを開発し、放射線によるケーブル絶縁材の劣化診断の実用化を目指している。

キーワード：非破壊検査、ケーブル、絶縁材、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブルの多くは電気絶縁性の高い高分子が利用されているが、高分子は熱や放射線により次第に絶縁性能が低下する[1]。筆者らは複数種類の絶縁材に対して、AE センサを用いた打音検査により、放射線による絶縁材の劣化検出を非破壊的に試みた。

Sample name	Material	Size(mm)
C-1	Insulating material ：XLPE Sheath：vinyl	ϕ：41 Length：300
C-2	Insulating material ：EPM Sheath：CR	ϕ：38.2 Length：300
C-3	Insulating material ：XLPE Sheath：－	ϕ：20 Length：300

図 1　照射試験用ケーブル

2. 放射線照射

図 1 に示すケーブルに電子線を照射した。

照射 1 回あたりの吸収線量（ここでは水の吸収線量相当）による効果を確認するため、1kGy/回、30kGy/回の 2 通りで照射した。吸収線量は 1kGy/回で 50,100,200,300,400,500kGy、30kGy/回で 500,1000,1500,2000kGy とした。なお、絶縁材全周に均等に照射するため、試験体を回転させながら電子線を照射した。

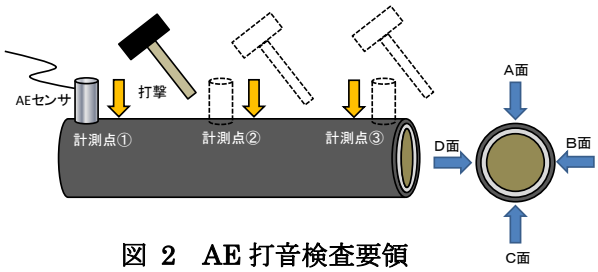


図 2　AE 打音検査要領

3. AE 打音検査

AE 打音検査は AE センサが取り付けられた検査対象の状態（重量や形状、周囲からの拘束）を検出し、対象の健全性を評価する手法である[2]。照射前後のケーブルに対し、図 2 に示す要領で AE 打音検査を行った。各計測点を 5 回打撃して得られる信号波形を高速フーリエ変換（FFT）し、平均化処理することで周波数分布を得た。図 3 に照射による固有周波数の変化量を示す。

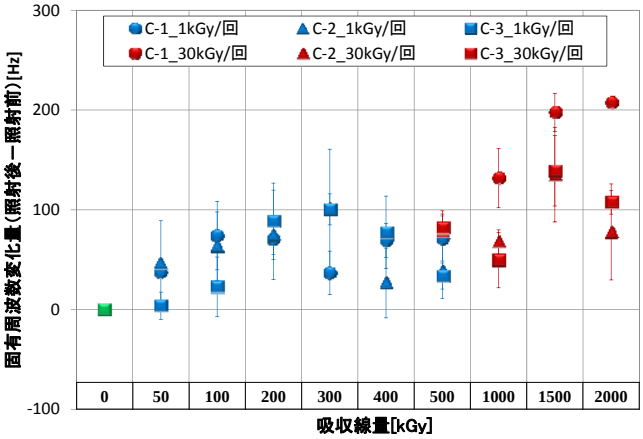


図 3　吸収線量と固有周波数の関係

4. 結論

本開発結果から、AE センサを用いた打音検査により、照射に伴うケーブル絶縁材の劣化を非破壊的に検出可能であることを確認した。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027 “ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”
[2]匂坂充行”AE ｾﾝｻを用いた打音検査によるﾎﾞﾙﾄの健全性、施工品質点検ｼｽﾃﾑの開発”日本原子力学会 2017 年秋大会

*Hiroaki FUJIYOSHI [1] and Yoshihiro ISOBE [1], Takatoshi KAWASHIMA [2], Chihiro URASHIMA [3] and Tadashi MAGARI [3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

逆止弁診断に関する取組み

Approach to Diagnosis of Check Valves

三浦　進[1]，工藤　盛雄[1]，服部　功三[1]，小川　良太[2]，*匂坂　充行[2]，礒部　仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

逆止弁点検における点検時間短縮、被ばく低減に加え、弁の状態監視による運転状態での機能確認が可能な、AE センサを用いた振動測定による逆止弁診断技術を再処理施設に適用する取組みについて報告する。

キーワード：逆止弁，性能維持，AE センサ，診断

1. 緒言　「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」には、汚染された物質が汚染された物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない構造とする事が定められており[1]、その手段の一つである逆止弁が正しく機能することは逆流防止機能を担保する上で重要である。逆止弁は、分解点検とその後の動作確認により機能確認を行っているが、放射性流体を取り扱う箇所の開放点検には、多大な労力を要することになる。このため、分解点検を必要としない点検方法を開発することで、点検時間および運転停止時間の短縮、点検作業労力の削減を図りたいと考え、AE（Acoustic Emission）センサを用いた振動測定による逆止弁診断手法[2]を検討、開発することとした。

2. 逆止弁診断　逆止弁の診断では、順方向の流れが生じた際に、正常に動作することおよび逆流時にリークが発生していないことを検知する必要がある。このため、日本原燃株式会社の再処理工場内の逆止弁のうち約 900 弁について、図 1 に示す状況で AE センサを設置し、動作頻度の高い逆止弁については開閉動作の確認を、動作頻度の低い逆止弁については閉状態でのリーク検出を行うこととした。ここで、逆流時のリーク検知にあたっては、閉止時の正常な状態とリーク時のデータの違いから診断する必要があるが、現時点では通常状態の振動特性を把握していないため、比較のベースとなる通常時のデータとして 2016 年度と 2017 年度の 2 回振動測定データを採取することとした。

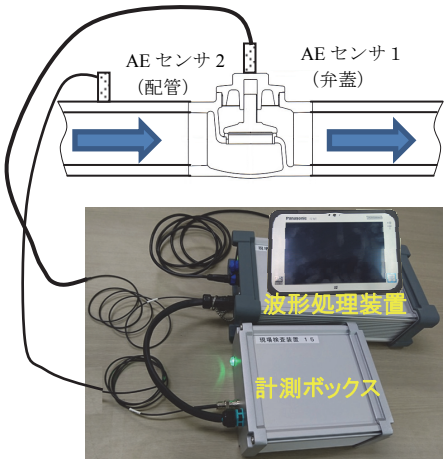


図 1　振動測定装置と AE センサ設置場所

3. 結果　逆止弁の開閉動作時の動作時の振動測定データ（図 2）から、逆止弁の作動音を振動波形として計測できている。この傾向は、開閉動作が行われた全逆止弁で確認されたことから、逆止弁が固着せず正常に動作していると評価できる。また、逆止弁からのリークについては、実測データを採取できていないが、逆止弁閉止時の振動測定データ（図 3）が安定していることから、リークにより流体の逆流が発生した場合は、振動波形に兆候が現れるのではないかと考えられる。さらに、測定した 2 年間および過去の分解点検でもトラブルの報告が無かったことから、逆止弁の健全な状態のデータを採取できたと考えている。今後も AE 測定を継続し、振動波形に変化が見られた場合、データの解析を行うとともに分解点検等により調査しデータベースに蓄積していくことで、逆止弁診断を高度化していく考えである。

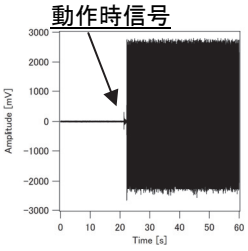


図 2　逆止弁開閉時の振動波形

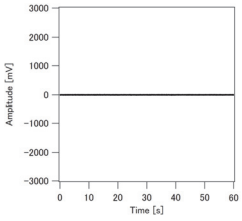


図 3　逆止弁閉止時の振動波形

参考文献

[1] 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第十三条，平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号
[2] 松永嵩、他，”逆止弁診断システムの開発”，日本原子力学会 2014 年春の大会

Susumu Miura[1], Morio Kudou[1] and Kouzou Hattori[1], Ryota Ogawa[2], *Mitsuyuki Sagisaka[2] and Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Nuclear Fuel Industries, Ltd.

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（3）図面構造化、計画立案・評価機能のシステム化

Electrical Isolation Supporting System

(3) Evaluation of isolation plan and conversion of paper-drawing to structured-drawing system

高倉　啓*[1]，内藤　晋[2]，芝　広樹[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株），[2]（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, and converter of paper-drawing to structured-drawing. Each function was systemized so as to correspond to the actual drawings.

Keywords: Isolation, Deep learning, Paper drawings, 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技術者が膨大な紙図面をもとに実施しており、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[1]。

2. 課題と方法

アイソレ計画の自動立案、評価を行うためには、図面内の回路情報をもとに膨大な回路の経路を探索し、シーケンスを評価する解析システムの構築が必要である。またプラント図面の多くは紙であるため、これらの解析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も課題であった。そこで深層学習を活用してアイソレ計画を立案する機能、立案した計画の妥当性を評価する機能の他に、紙図面から回路情報を抽出する紙図面構造化機能を開発し、システム化した（図１）。

3. 結論

紙図面の構造化では、図面の画像認識、ベクタ化処理を行うことで、紙図面に回路の接続情報や機器属性情報（構造化情報）を自動的に付与、また構造化情報を手動で補正する仕組みを構築した。またアイソレ計画の自動立案、計画評価機能では、プラントの展開接続図を用いて経路探索、アイソレ箇所の抽出を行い、従来、人手で行っていたアイソレ箇所の立案及び、評価を自動化できることを実証した。今後は、より複雑な工事事例に対応するため、アルゴリズムの高度化を図っていく。

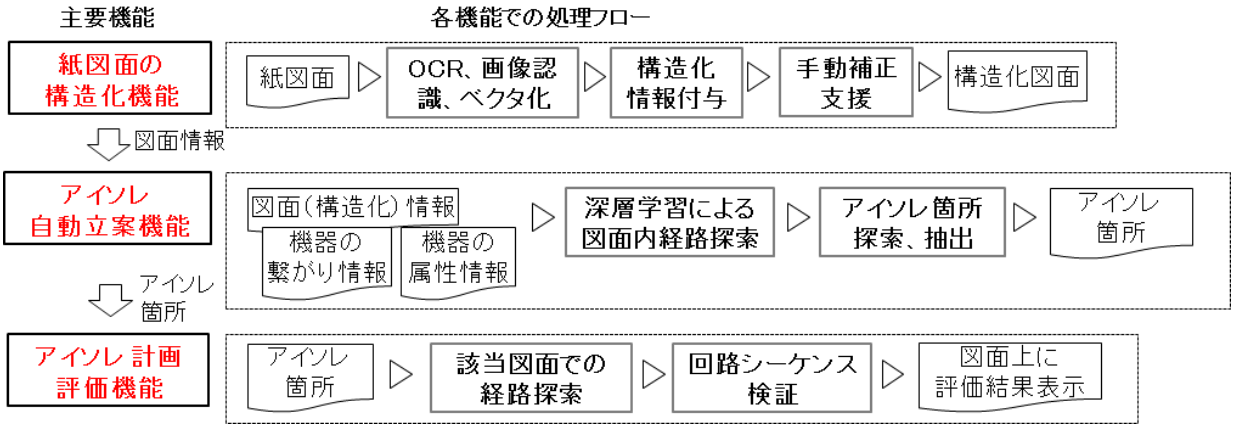


図１．　電気系のアイソレーション支援システム

参考文献

[1] 高倉啓，他，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集，1P10-1P11.

*Kei Takakura[1], Susumu Naito[2] and Hiroki Shiba[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

電気系のアイソレーション支援システムの開発
（4）深層学習によるアイソレーション計画自動生成の高度化

Electrical Isolation Supporting System

(4) Automatic Isolation Planning with Deep Learning

*内藤　晋[1]，高倉　啓[2]，芝　広樹[2]

[1]（株）東芝，[2]東芝エネルギーシステムズ（株）

To achieve automatic planning of electrical isolation, speed-up of computation time and interpretation of human fuzzy information are needed. By converting the path search problem for all conduction path of the electric circuits to the pattern recognition problem by the classifier using deep learning, the computation time dropped by a factor of 560.

Keywords: electrical isolation, deep learning

1. 緒言

電気系アイソレーションは、検査／工事対象機器を電気的に隔離する作業であり、感電や他の系統および機器の機能喪失等の誤動作・誤不動作を起こすことなく、実施する必要がある。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効率的である。

2. 課題と方法

自動化の重要な課題は計算の高速化である。回路図上の全ての遮断器のオン／オフ組合せに対し、それぞれ導通状態を確認し、「他の機器に影響せずに対象機器を隔離」する遮断器の組合せを抽出する。遮断器の組合せが多いため、それぞれの導通状態の確認で、経路探索アルゴリズムを用いた汎用回路シミュレータを用いると、計算時間が膨大である。そこで、経路探索問題ではなく、深層ニューラルネットワーク(DNN)を用いた、パターン認識問題に転換することで、計算の高速化を図った（図 1)。単線結線図の小規模な例題で本手法の検証を行った（機器数：72、遮断器数：27、警報器数：3、全ての遮断器の組合せ数: 2^{27})。

3. 結論

本手法での計算時間は、高速な経路探索アルゴリズム（BFS）に比べて 560 倍短縮した（表 1)。抽出した組合せの正答率は、検証データ 41 万件に対して、94%だった（表 2)。正答率を 100%とするために、本手法で抽出した組合せを BFS 等で確認する手順を入れることで、本手法は有用な高速化手法となる。

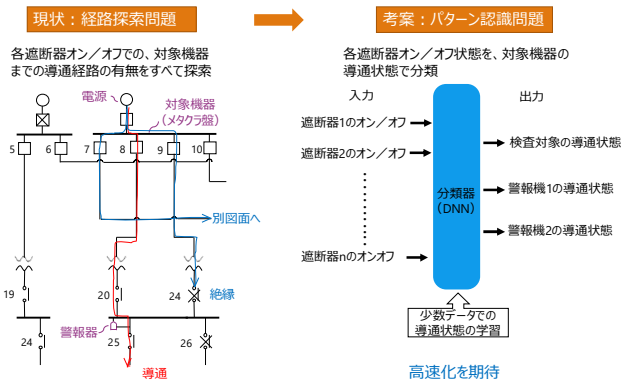


図 1. 本手法の概要

表 1. 本手法と BFS との計算速度の比較

	本手法	BFS
計算時間（時間）	5.12	2871

速度比 =2871/5.12 =560倍

計算時間：例題でのすべての遮断器オン／オフ組合せの導通状態の確認

表 2. 遮断器組合せ（41 万件）による本手法の正誤検証

		正解		
		隔離できる	隔離できない	正答率
本手法	隔離できる	19,931	1,310	94%
	隔離できない	2,808	389,696	99%

※表の各数値は組合せの数

参考文献

[1] S.Naito et al., “Automatic Planning of Electrical Isolation with Deep Learning,” *NPIC&HMIT2017* (2017).

*Susumu Naito[1], Kei Takakura[2] and Hiroki Shiba[2]

[1]Toshiba Corporation, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

[3O08-12] Safety Enhancement and Assessment of LWR and Spent Fuel Transport Cask

Chair:Susumu Naito(TOSHIBA)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 4:05 PM Room O (D25 -D Building)

[3O08] Thermal-hydraulic study on new package structure consisting of separator and dryer for BWR

*Motoki Sato[1], Seiiti Yokobori[1], Tohru Suzuki[1] (1. Tokyo City University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3O09] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Masashi Tanabe[1], Mikihide Nakamaru[1], Tomoya Takeda[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1] (1. Toshiba Energy Systems &Solutions Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[3O10] Confirmation of heat removal performance of spent fuel storage and transport metal cask by heat transfer inspection

*Yuki Aramaki[1], Jun Mizutani[2], Takashi Kudo[3], Takeshi Hiranuma[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, 3. Recyclable - Fuel Storage Company)

3:15 PM - 3:30 PM

[3O11] Study on Heat Flow Analysis Modeling for Transport Packages with Radiation Fins

*Tatsuya Ito[1], Hironori Mizobuchi[1], Shigeo Honda[1], Haruaki Kikuchi[1], Tatsuya Minami[2] (1. OCL CORPORATION, 2. Nuclear Fuel Transport Co., Ltd.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3O12] Research on accelerated expansion test by concrete core for ASR potential evaluation

*Junji Eto[1], Takamasa Ochiai[2], Mayuki Takizawa[1], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[5], Kazuo Yamada[6], Go Igarashi[4] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc., 2. MRI Research Associates, 3. Taiheiyo Consultant, 4. Tohoku University, 5. Nagoya University, 6. National Institute for Environmental Studies)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWRにおけるセパレータとドライヤの一体構造に関する研究

Thermal-hydraulic study on new package structure consisting of separator and dryer for BWR

*佐藤　元貴[1]　横堀　誠一[1]，鈴木　徹[1]

[1]東京都市大学

抄録(ABSTRACT)

本研究はBWRにおけるシビアアクシデント(SA)時の溶融燃料の炉内保持を達成させて安全性を高めることを目指したもので、炉心上部からの制御棒（CR）挿入を可能となるような炉内機器の検討を流動面から行った。燃料集合体4体を流動単位とするセパレータとドライヤの一体型の成立性を基礎試験で検討した

キーワード　一体構造、気水分離器、蒸気乾燥器、BWR、トップエントリCRD

１．背景及び目的（Background and purpose）

福島事故を挙げるまでもなく、BWRの圧力容器底部は多くの貫通孔が設けられ、主要なものが制御棒に関するものである。PWR同様、炉心上部に制御棒駆動機構を備えてCRを上方挿入する機器構造が成立すれば格納容器破損のリスクは低減される。反面、抜本的改革を伴うので克服すべき技術問題は多い。検討の具体化として炉内機器を流動面から調べることが本報の目的である。

2. 構造の基本的な考え方（Concept of new package structure）

BWRでは（8×8）の燃料集合体（以下FA）がチャンネルボックスで仕切られて4集合体毎に十字状の制御棒が挿入される。CRが占める4体をゾーンⅠとすると、それが挿入されない隣接の4体を切出すことができ（ゾーンⅡとする)、このゾーンⅡの上方にセパレータとドライヤを一体化して設ける可能性を検討した。この考えを図示したものが図1で、FA4体を制御棒が効くゾーンと気水分離が可能なゾーンとに分けるという考えである。この場合の機器の大きさは一辺30cm程度になる。ドライヤをFA4体の上部に分割させる点が特徴である。セパレータは体数変更でも軸流を維持するが、ドライヤは炉心全体を横切る大きな流れから変更させる必要がある。

3. 実験方法・実験結果（Experimental methods and preliminary experimental results）

現行のセパレータの構造と排水機能は維持し、その直上に改良ドライヤを設けて軸方向に一体化させた模型を作成して、蒸気をドライアイスとスモークで模擬して可視化実験を試みた。代表的なフローパターンの可視化の結果を図2に示す。一応の成立性が認められるが、今後の検討を継続する。

4. まとめ（Conclusion）

FA 4体のユニット化とドライヤの大幅な変更による基本的な概念を示した。トップエントリBWR概念の成立には多くの技術的な課題の克服が必要である。本研究の流動面でも排水機構の検討が、本研究以外にも上方懸架制御棒の機器開発や炉物理面からの検討が必要と考えられる。

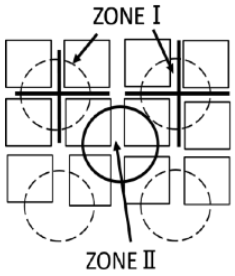


図1　ゾーンⅠとⅡの概念

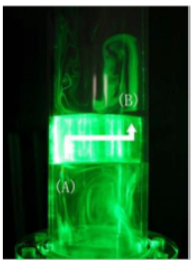


図2　流動試験結果

*Motoki Sato[1], Seiiti Yokobori[1] and Tohru Suzuki[1]

[1]Tokyo city Univ.

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
（10）実用化に向けた開発計画

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(10) Development Planning for Commercial Use

*田邊雅士[1]，中丸幹英[1]，武田知弥[1]，岩城智香子[1]，柳生基茂[1]，山田昂[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

シビアアクシデント(SA)時に原子炉格納容器内部に大量に発生する水素を処理する水素処理システムの開発を進めている。基盤整備事業[*]では反応速度式及び反応器評価モデルを構築し、評価に目途を得ると共に、実機適用に向けた課題を明らかにした[1]、[2]。実機適用に向けた今後の開発計画について述べる。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物

1. 緒言

SA 時に大量発生する水素対策として、水素処理システムの開発を進めている。BWR 型格納容器内は窒素置換されており、水素と酸素の再結合では SA 時に発生する水素を処理出来ず、新規制対応として設置の進むフィルターベントによる系外放出する計画であるが、格納容器過圧及びベントによる水素及び放射性物質の格納容器外への放出が避けられない。そこで、金属酸化物を用いた酸素を必要としない水素処理方法で水素を処理することを目標に開発を進めている。

2. 開発課題と計画

酸素を必要としない水素処理方法として金属酸化物による水素の酸化反応($H_2 + M_xO_y \rightarrow H_2O + M_xO_{y-1}$)があるが、事故事象種類・進展に応じて変動する PCV 内雰囲気環境での適用性については確認されておらず、基本的な成立性確認として H24 年度から H28 年度の 5 年間、基盤整備事業[*]として水素処理材に用いる金属酸化物粉末を球状にした造粒体の基礎物性取得試験及び造粒体を充填した反応器の特性確認試験を実施し、水素、窒素及び水蒸気の混合ガス条件下における水素処理速度や処理材温度のデータを取得した。また、試験データを基に反応速度式及び反応器評価モデルを構築し、試験結果と比較することで混合ガス条件下での評価に目途を得、実機適用性を確認すると共に、処理材の形状維持、処理材及び反応管の高温抑制、反応器評価モデルの予測精度の向上等の課題を明らかにした。今後、これら課題を解決して水素処理システムを実用化するため、処理材のデータ拡充や反応器評価手法の高度化、設計評価手法の確立を行う計画を立案した。また、実機 SA マネジメントを考慮した事故時条件の整理とシステム構成案の検討、処理材データ拡充に向けた試験装置／試験計画案の策定を実施した。

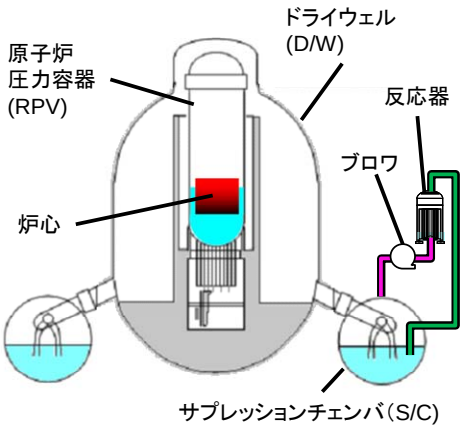


図 1 水素処理システム概念図

3. 結論

昨年度までに実用化に向けた開発計画の策定、実機 SA マネジメントを考慮した事故時条件の整理とシステム構成案の検討、処理材データ拡充に向けた試験装置／試験計画案の策定を実施した。今後も、計画に沿い処理材データ拡充試験、反応器試験及び評価手法の高度化、設計評価手法の確立を進める。

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(8)」、日本原子力学会 2017 年秋の大会、1C01
[2] 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(9)」、日本原子力学会 2017 年秋の大会、1C02
[*]経済産業省平成 24～28 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)

*Masashi Tanabe[1], Mikihide Nakamarui[1], Tomoya Takeda[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], and Akira Yamada[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

使用済燃料輸送・貯蔵兼用金属キャスクの除熱性能の伝熱検査による確認

Confirmation of heat removal performance of spent fuel storage and transport metal cask by heat transfer inspection

*荒牧 優希[1]，水谷　淳[2]，工藤　貴志[3]，平沼　健[1]
[1]日立 GE ニュークリア･エナジー，[2]東京電力ホールディングス，[3]リサイクル燃料貯蔵

使用済燃料輸送・貯蔵兼用金属キャスク（HDP-69B キャスク）の伝熱検査結果について報告する。輸送及び貯蔵状態において、すべての部位が検査判定値を満足する結果となり、HDP-69B キャスクが設計想定の除熱性能を有していることを確認した。

キーワード：金属キャスク，使用済燃料，乾式貯蔵，除熱性能，伝熱検査，輸送

1. 緒言

使用済燃料輸送･貯蔵兼用金属キャスク（HDP-69B キャスク）は、使用済燃料の崩壊熱を適切に外部に伝え除熱する機能が求められる。本報告では、製造時の伝熱検査により HDP-69B キャスクの輸送及び貯蔵状態における除熱性能を確認した結果について述べる。

2. 伝熱検査の概要

図 1 に、貯蔵状態の HDP-69B キャスク概略図を示す。検査では、バスケット格子の中に BWR 燃料集合体の外寸に合わせた矩形の電熱ヒーターを装填し、設計崩壊熱量相当の発熱量を与えた。また、胴内及び蓋間は、運用時と同様に He を充填した。貯蔵状態の検査では､図 1 のとおり HDP-69B キャスクを縦置きで貯蔵架台上に設置し、輸送状態の検査では、三次蓋及び緩衝体を取り付け、HDP-69B キャスクを横置きで輸送架台に設置した。なお、蓋、輸送･貯蔵架台及び緩衝体は模擬体を用いた。

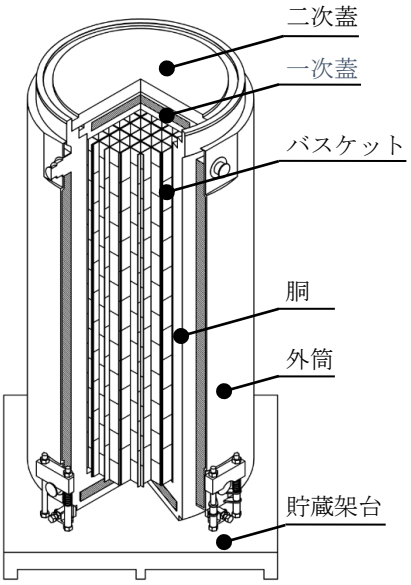


図 1　HDP-69B キャスク概略図（貯蔵状態）

3. 伝熱検査結果

熱電対による温度測定値を、検査判定値（二次元熱解析結果から定めた各部材の設計最高使用温度）により規格化した値を図 2 に示す。なお、測定値は電熱ヒーターの発熱量及び外気温で補正した[1]。輸送及び貯蔵状態共に、測定値は検査判定値を満足した。また、バスケットの測定値と検査判定値の比は胴よりも小さく、バスケットの解析モデルの保守性を確認した。

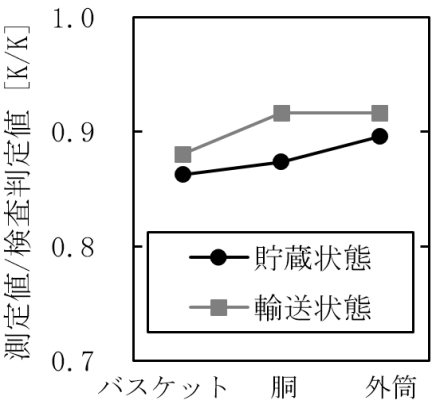


図 2　伝熱検査結果

4. 結論

輸送及び貯蔵状態において、HDP-69B キャスクが設計を満足する除熱性能を有していること、及び熱解析モデルの保守性を確認した。

参考文献

[1] (社) 日本原子力学会、「日本原子力学会標準　使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010 (AESJ-SC-F002:2010)」

*Yuki Aramaki[1], Jun Mizutani[2], Takashi Kudo[3] and Takeshi Hiranuma[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, [3]Recyclable - Fuel Storage Company

環状放熱フィン付輸送容器の熱流動解析モデルの検討

Study on Heat Flow Analysis Modeling for Transport Packages with Radiation Fins

*伊藤 達哉[1]，溝渕 博紀[1]，本田 茂男[1]，菊池 晴晃[1]，南 達也[2]

[1]株式会社オー・シー・エル，[2]原燃輸送株式会社

縦置き姿勢の輸送容器の一部を模擬した試験体に対して、温度測定した結果と FLUENT コードを用いて熱流動解析した結果を比較し、FLUENT コードにおける適切なモデル化について検討した。

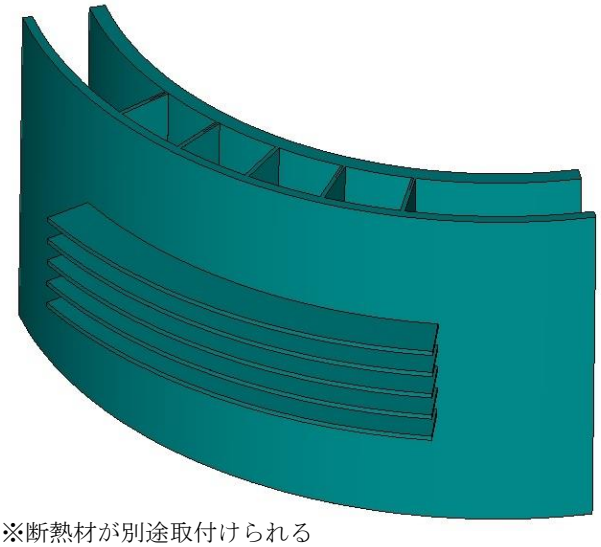
キーワード：キャスク、熱流動解析、フィン、自然対流

1. 緒言

使用済燃料輸送容器には、輸送時の水平姿勢において自然対流による放熱量が多くなるように、外筒表面に環状にフィンが取り付けられているものがある。使用済燃料輸送容器は、取扱時に一時的に縦置姿勢となるが、環状のフィンは周囲空気の流れを阻害する向きになることから、外筒表面からの放熱形態が輸送時に対して変化すると考えられている。本報では、縦置き姿勢の輸送容器の一部を模擬した試験体に対して、温度測定した結果と FLUENT コードを用いて熱流動解析した結果を比較し、FLUENT コードにおける適切なモデル化について検討した内容を報告する。

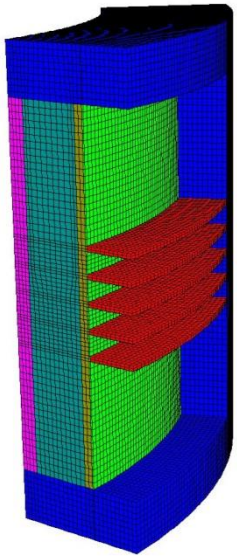
2. 試験及び解析

試験体の形状は図１に示すとおり内側から胴、伝熱フィン、外筒及び放熱フィンで構成され、ヒーターにより胴内面から一定の出力で加熱される。解析モデルは図２に示すとおり試験体の 1/2 対称モデルとし、解析コードには ANSYS FLUENT Version14.5 を用いた。計算領域は試験体本体（固体）及び周囲空気（流体）とし、乱流モデルには Realizable k-ε モデルを用いた。発熱は熱流束として試験体の内面から与え、試験体外表面には放射を考慮している。発表では試験体各部位の温度測定結果と解析結果の比較について報告する。



※断熱材が別途取付けられる

図１　試験体の形状



※周囲空気は非表示

図２　解析モデル図

---

*Tatsuya Ito[1], Hironori Mizobuchi[1], Shigeo Honda[1], Haruaki Kikuchi[1], and Tatsuya Minami[2]

[1]OCL Corporation, [2]Nuclear Fuel Transport Corporation.

ASR ポテンシャル評価のための促進膨張試験の検討

Research on accelerated expansion test by concrete core for ASR potential evaluation

*江藤 淳二[1],落合 孝正[2],滝沢 真之[1],小川 彰一[3],渋谷 和俊[3],丸山 一平[5],山田 一夫[6],五十嵐 豪[4]

[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]東北大学，[5]名古屋大学，[6]国立環境研究所

2014 年に旧 JNES が提案したコンクリート構造物に生じたアルカリ骨材反応の診断フロー（案)では，ASR が疑われるようなコンクリート部材に対して，必要に応じてコアを採取し，各種岩石学的評価およびコアの促進膨張試験を行うことが提案されている。本研究では、骨材種類，アルカリ総量が異なる試験体から採取したコアを用いて，促進膨張試験の有効性の検証を行った。

キーワード：Accelerated expansion test, Alkali-aggregate reaction, Aggregate, Concrete core, JCI-DD2

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コンクリート構造物に生じたアルカリ骨材反応の診断フロー（案)を提案している。本フローでは、ASR が疑われるようなコンクリート部材に対して，必要に応じてコアを採取し，各種岩石学的評価およびコアの促進膨張試験を行うことが提案されている。そこで、本研究では、骨材種類，アルカリ総量が異なる試験体から採取したコアを用いて，アルカリ溶液浸漬法及び JCI-DD2 法を行い、促進膨張試験の有効性を検討した。

2. 実験

促進膨張試験の有効性を確認するために、骨材種類（急速膨張性骨材 TO 及び遅延膨張性骨材 WI)、アルカリ総量（3.0kg/m³、5.5kg/m³）および鉄筋拘束条件が異なる 650mm 角の試験体（以下，小型試験体）から採取したコアを用いて，アルカリ溶液浸漬法および JCI-DD2 法を行った。コンクリート調合を表 1 に示す。コンクリートのアルカリ総量は，Na_2Oeq 換算で 3.0 kg/m³，5.5kg/m³ とし，NaOH 水溶液を用いて練混ぜ水に添加して調整した。

表 1 コンクリートの調合

反応性骨材種類	ｱﾙｶﾘ量 (kg/m³)	W/C (%)	s/a (%)	単位量 (kg/m³) 水 (W)	セメント (C)	細骨材 (S)	粗骨材(G) 反応性	粗骨材(G) 非反応性
TO(急速)	3.0	50	45	160	320	821	309	724
	5.5						309	724
WI(遅延)	5.5						1007	—

3. 結果・考察

アルカリ溶液浸漬法による膨張率測定結果（無筋試験体）を図 1 に示す。遅延膨張性骨材 WI を含め何れのコアも膨張を生じ、無筋コンクリートでは今後膨張すると考えられるコアほど膨張する傾向が見られた。しかしながら、コア間のバラツキが大きく、判定基準として促進養生材齢 21 日における膨張率 0.1%が提案されているが、採取本数が少ない場合には，この判定基準からのみでは、適切に潜在的膨張性を判断できない可能性がある。コアを用いた促進膨張試験は、構造物の ASR による膨張の進行度合いや潜在膨張性を判断する目安となるが、促進膨張試験のみで構造物の将来の膨張挙動を予測することは難しいと考えられた。

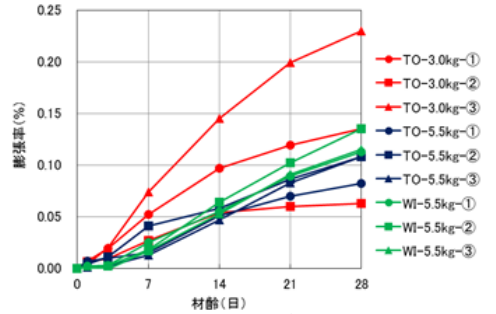


Fig.1 アルカリ溶液浸漬法による膨張率（無筋試験体）

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」における成果に基づくものである。

*Junji Etoh[1], Takamasa Ochiai[2], Masayuki Takizawa[1], Shoichi Ogawa[3], Kazutoshi Shibuya[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5], Go Igarashi[6]　[1]MRI, [2]MRA, [3]THC, [4]Nagoya Univ., [5]NIES, [6]Tohoku Univ.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P01-04] Fast Reactor

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

Fri. Sep 7, 2018 9:30 AM - 10:35 AM Room P (E21 -E Building)

[3P01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

*Xiaoxing Liu[1], Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Kyushu University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:30 AM - 9:45 AM

[3P02] A visualization test for fragmentation behavior of molten stainless steel discharged into a sodium pool

*Yuki Emura[1], Mikio Isozaki[1], Ken-ichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3P03] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

*Mamoru Konomoura[1], Kenji Kamiyama[2] (1. Univ. of Fukui, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3P04] Study on the discharge behavior of molten core materials through the control rod guide tube in the core disruptive accident of SFR

*Shinya Kato[1], Kenichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir Zuev[2], Dmitry Ganovichev[2], Viktor Baklanov[2] (1. JAEA, 2. NNC)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 （10）安全解析コードで用いる共晶反応モデルの開発

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(10) Development of Eutectic Reaction Model for Use in Reactor Safety Analysis Code

*劉 暁星[1]，守田 幸路[1]，山野 秀将[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において炭化ホウ素制御棒材料とステンレス鋼の共晶溶融反応及び共晶溶融物の移動挙動を模擬するため、高速炉安全解析コード SIMMER-III で用いる物理モデルを開発した。また、既存の共晶溶融可視化実験を対象とした試計算によってその基本的な適用性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，共晶溶融反応，高速炉安全解析コード

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故では、炉心物質が再配置することで炭化ホウ素（B_4C）制御棒材料とステンレス鋼（SS）の相互作用によって共晶溶融反応が生じる可能性がある。本研究では、この共晶溶融反応及び共晶溶融物の移動挙動について高速炉安全解析コード SIMMER-III で用いる物理モデルを開発し、共晶溶融可視化実験[1]を対象とした試計算を行なった。

2. モデル化手法　B_4C と SS の接触で生じる共晶反応は、その反応層幅と接触時間の平方根の間にほぼ直線関係が認められ、放物線則（parabolic rate law）に従うことが知られている[2]。本研究では、実験的に得られている反応層成長の速度定数を用いてこの共晶溶融反応をモデル化し、共晶溶融物の生成及びその固化・溶融過程を扱えるよう SIMMER-III コードの熱及び物質移行モデル[3]に組み込んだ。

3. 解析結果　解析体系（二次元）を図 1 に示す。B_4C 領域は幅 4 mm、高さ 35 mm で、幅 8 mm、高さ 37 mm の SS 枠に囲まれている。実験と同様に試験体を共晶温度付近である 1,464 K まで昇温し、生成した共晶溶融物の厚さの時間変化を実験結果と比較した。図 2 に示すように、実験結果と比較できる解析結果が得られており、開発したモデルが共晶溶融反応挙動を解析できる基本的な機能を有していることを確認した。

謝辞　本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

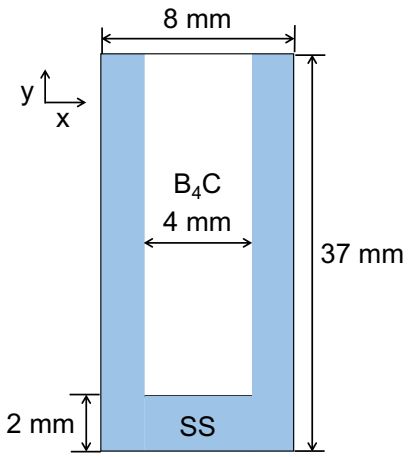


図 1　共晶溶融可視化実験の解析体系

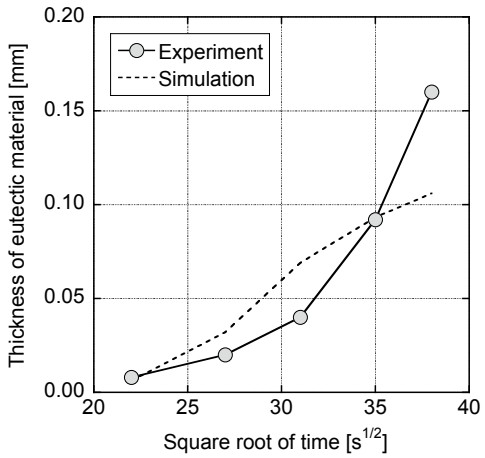


図 2　共晶溶融物の厚さの時間変化

参考文献

[1] S. Ueda et al., J. Nucl. Sci. Technol., 54(1), pp. 81-88 (2017). [2] X. Zheng et al., JAEA-Review 2104-16 (2014). [3] K. Morita et al., JNC-TN9400 2003-047 (2003).

*Xaoxing Liu[1], Koji Morita[1] and Hidemasa Yamano[2], [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウムプール中に流出した溶融ステンレス鋼の微粒化挙動可視化試験

A visualization test for fragmentation behavior of molten stainless steel discharged into a sodium pool

*江村 優軌[1]，磯﨑 三喜男[1]，松場 賢一[1]，神山 健司[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時では、原子炉容器下部において溶融炉心物質とナトリウムの混合が生じる。本研究では、溶融ステンレス鋼をナトリウム中に落下させ、エックス線を用いた可視化によりその挙動を観察した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質再配置，燃料－冷却材熱的相互作用，原子炉容器内保持

1. 緒言

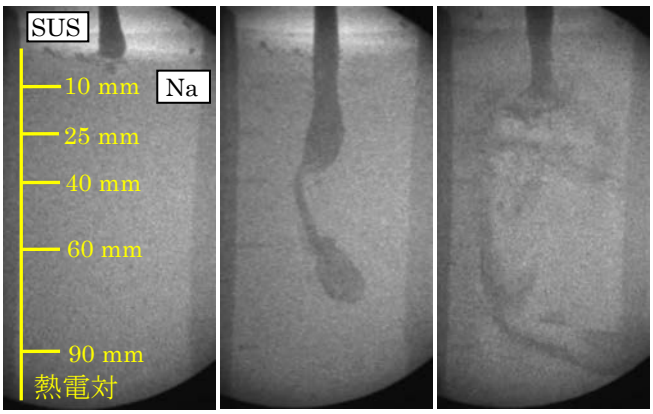
ナトリウム冷却高速炉（SFR）の炉心崩壊事故（CDA）時に溶融した炉心物質は、主に制御棒案内管（CRGT）を通じて原子炉容器下部プレナムへ再配置される。溶融炉心物質の原子炉容器内保持を達成するための要件の 1 つは、CRGT から流出した溶融炉心物質が原子炉容器内下部構造物へ噴流状に衝突するのを回避することである。これまでの模擬物質を用いた研究により、SFR の典型的な CDA 条件では、適切な設計対策を講じることで下部構造物への噴流衝突を回避可能であるとの見通しを得た[1][2]。そこで、本研究では、既往の模擬物質を用いた研究により得られた知見の実機適用性を検討するため、溶融炉心物質の 1 成分であるステンレス鋼（SUS316）の溶融物（以下、融体）をナトリウムプール中に落下させ、その挙動をエックス線によって可視化観察した。本件では、試験により把握した融体の微粒化挙動を報告する。

2. 試験条件および試験方法

ステンレス鋼の融体（加熱温度：約 1,700 ℃）をナトリウムプール（初期温度：約 300℃、深さ：約 1 m、直径：約 0.1 m）中へ注入ノズル（φ20 mm）を通じて落下させ、その挙動を連続式エックス線透過装置と高速度カメラ（撮影速度：1,000 fps）を用いて可視化するとともに、熱電対によりナトリウムプールの温度を測定した。

3. 試験結果および考察

ナトリウムプール中に流出した融体は、液柱状態のまま侵入した後、数十 mm 侵入した地点において微粒子状に破砕された（図 1）。破砕現象は、融体が落下した約 1.2 秒の間、断続的に発生しており、いずれも短時間のナトリウム蒸気の発生を伴った。これは、SFR の典型的な CDA 条件で生じると予測されている挙動であり、熱的な相互作用に起因した融体の早期破砕である。また、ナトリウムプール中に設置した熱電対のデータから、融体の微粒化を確認した深さ約 100 mm 付近までのナトリウム温度が急激に上昇したのに対し、深さ 400 mm の位置では温度が殆ど上昇していないことを確認した（図 2）。これは、融体が微粒化することでナトリウムとの伝熱面積が増大し、ナトリウムへ効率的に伝熱が行われた結果、ナトリウム中を 400 mm 沈降する間に融体が急激に冷却されたと解釈できる。



Na 接触(0 msec)　液柱侵入　微粒化(63 msec)

図 1 ナトリウム中における融体の微粒化挙動

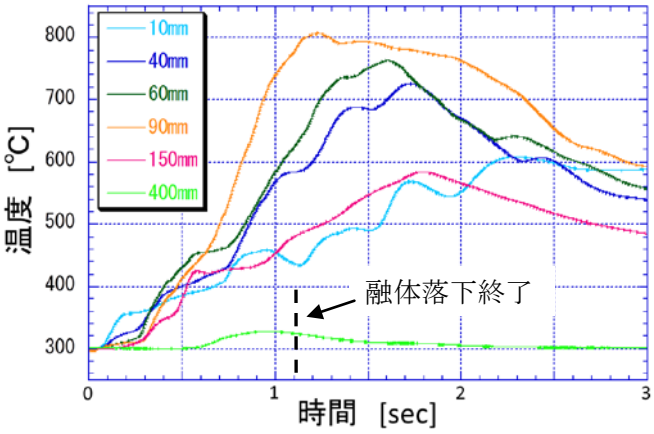


図 2　各深さにおけるナトリウム温度の時間変化

4. 結論

ナトリウムプール中に流出したステンレス鋼の融体は、熱的相互作用によって短い侵入距離で微粒子状に破砕されることを確認した。また、ナトリウム中へ侵入した融体は微粒化によって効果的に冷却された。

参考文献

[1] Sa. Kondo et al., Nucl. Eng. Des., 155, 73, 1988. [2] 磯﨑他、「2014 年秋の大会」I38

*Yuki Emura[1], Mikio Isozaki[1], Ken-ichi Matsuba[1], and Kenji Kamiyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (6) MPS 法での突入噴流先端形状のモデル化

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors (6) A Modelling of the Tip of a Heavy Metal Jet with MPS Method

*此村　守[1]、神山　健司[2]
[1] 福井大学、[2] 日本原子力研究開発機構

A behavior of a heavy metal jet which ran into a water pool was analyzed with the Moving Particle Semi-implicit Method. A figure of the tip of jet was different from that of the experiment. We propose a modified calculating model with the MPS method.

キーワード：粒子法、MPS 法、噴流、高密度流体、先端形状、圧力計算

1. 緒言

密度の大きな噴流を密度の小さなプール中に突入させた時の挙動を、粒子法[1]（Moving Particle Semi-implicit Method: MPS 法）を用いて解析[2]すると、噴流の先端形状が実験と異なった。本研究では、この先端形状をモデル化する方法を検討した。

2. 解析

2-1. 解析体系

解析体系の元となる実験体系を図 1 に示す。内径 28mm の直管が密度 979kg/m^3 の水プール中に浸漬されており、直管の中を密度 8689kg/m^3 の低融点合金が流れ、開口部から噴流となって水プール中に突入する。

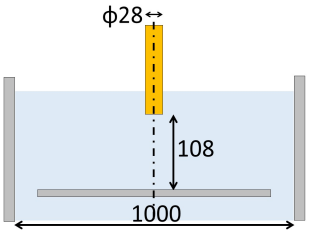


図 1

2-2. 解析コード及び解析条件

本解析で用いたソースコードは、越塚の著書[1]に添付されているサンプルプログラムをベースとし、これに粘性項と表面張力のモデルを付加した。

2-3. 解析結果

昨年度の解析[2]における突入した噴流の先端形状を図 2 に示す。濃い青色が低融点合金、薄い青色が水プール、赤色が容器であり、粒子径は 2mm である。噴流突入時から底板到達時までの時間 21.8ms を実験と合わせるために噴流の初速度を 7m/s とした。噴流の先端形状は水平方向に広がり、実験で観測された砲弾形状とはならなかった。そこでモデルを修正した結果を図 3 に示す。

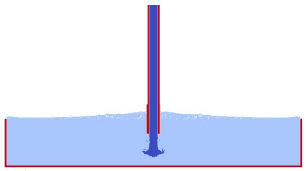


図 2

2-4. 考察

昨年のモデルで密度差が 10 倍程度ある 2 流体を解析すると、両流体の境界において、10^5～10^6Pa という大きな圧力が生ずる。MPS 法で速度の修正量を求める際に、この圧力で計算された圧力勾配を密度で割るが、①密度差の大きな流体の境界では、この結果が非常に大きな値となる[3]。また、圧力勾配を求める際、数値上の安定を図るため、着目粒子 i と複数の近傍粒子 j の圧力のうち最小のものを計算に使用する。これは、粒子 i の近傍粒子 j が等方かつ均一に分布することと等価である。しかし、②流動の進展に伴い、均一であるが等方でない状態が生ずる。この結果、速度の修正量は、②により水平方向にも生じ、さらに①により有意な値となって計算される。これが、図 2 のような水平方向に広がりを持った先端形状を生じさせる原因と考えられる。そこで、境界粒子についてのみ、自由落下時には水平方向の修正速度をゼロとするモデルの修正を施した結果が図 3 である。先端形状は実験とよく合っている。また、初速度も 5m/s となり、実験と一致することが確認できた。

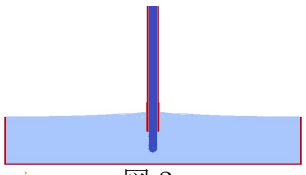


図 3

3. 結論

噴流とプールとで密度差が大きな流体の挙動を MPS 法で解く場合、両流体の境界でのモデルの定式化に注意を払うことが、現象記述の上で必要であることを示した。

本研究を進めるにあたり、東京大学・越塚教授から有用なコメントをいただいたことに感謝いたします。
（本研究成果は日本原子力研究開発機構と福井大学附属国際原子力工学研究所との共同研究の結果である。）

参考文献

[1] 越塚誠一、「粒子法」、丸善出版（2007）
[2] 此村守、他、2017 年日本原子力学会「秋の大会」、2B09
[3] Duan, et al., Comput. Methods Appl. Mech. Engrg. 318 (2017) 636-666

*Mamoru Konomura[1]、Kenji Kamiyama[2]
[1]Univ. of Fukui、[2]JAEA

高速炉の炉心損傷事故における溶融炉心物質の制御棒案内管を通じた流出挙動に関する試験研究

Study on the discharge behavior of molten core materials through the control rod guide tube in the core disruptive accident of SFR

*加藤 慎也[1]，松場 賢一[1]，神山 健司[1]，V. Zuev[2]，D. Ganovichev[2]，V. Baklanov[2]
[1]原子力機構，[2]カザフスタン国立原子力センター

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時における溶融炉心物質の制御棒案内管（CRGT）を通じた炉心領域からの流出挙動に係る現象把握のため、CRGT を模擬したダクト状構造体に模擬溶融炉心物質（溶融アルミナ）を投入する炉外試験を実施し、試験データの分析を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，制御棒案内管，再配置過程，炉容器内終息

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉において炉心損傷事故時の影響を炉容器内に格納する方策の 1 つとして、CRGT を通じた溶融炉心物質の炉心領域外への再配置を促進する設計が検討されている。CRGT 内には冷却材流量を調整するための構造体が不可欠であるが、同構造は炉心溶融物質の流出に対して障壁となり得る。そこで、本研究では、内部構造が流出挙動に与える影響を把握するため、CRGT を模擬したダクト状構造体に模擬溶融炉心物質（溶融アルミナ）を投入する試験を実施し、流出挙動の分析を行った。試験は、カザフスタン国立原子力センターの施設を用いる共同研究「EAGLE-3 プロジェクト」の一部として炉外試験施設で実施した。

2. 試験方法

試験装置を図 1 に示す。試験部には CRGT 内の流量調整機構を模擬した構造体（SSFR）を設置し、誘導加熱炉にて約 15 kg のアルミナを溶融し約 2300℃まで過熱して試験部に投入した。溶融アルミナのダクトへの流入に伴う温度、圧力等の変化は図 1 に示す各種計装類で計測した。試験後に装置を解体し、溶融固化物の分布評価等を行った。

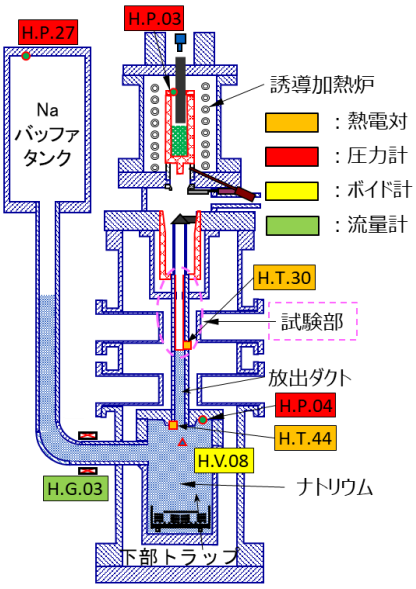


図 1 試験装置の概要図

3. 試験結果及び考察

SSFR は完全に破壊され、下部トラップへ約 7.3kg のアルミナが流出した。試験データを図 2 に示す。本図の時刻 0 秒とは溶融アルミナの試験部への注入開始時である。図 2 から、1.36 秒に溶融アルミナがダクト内部へ流入を開始し、2.23 秒に SSFR が破壊されて下部トラップへの流出が開始したと解釈される。溶融アルミナのダクト内部への流入直後に流量計及びボイド計（H.G.03、H.V.08）が反応しており、放出ダクト下部に向かってボイド領域が発達したことが示唆されている。このボイド領域の発達により、SSFR へのナトリウム冷却効果が顕在化せず、SSFR が速やかに破損し流出に至ったと考えられるが、ボイド化の要因については、ナトリウムの蒸発に加えて非凝縮性ガスも関与していたと考えられ、今後、非凝縮性ガスの影響を詳細に検討する必要がある。

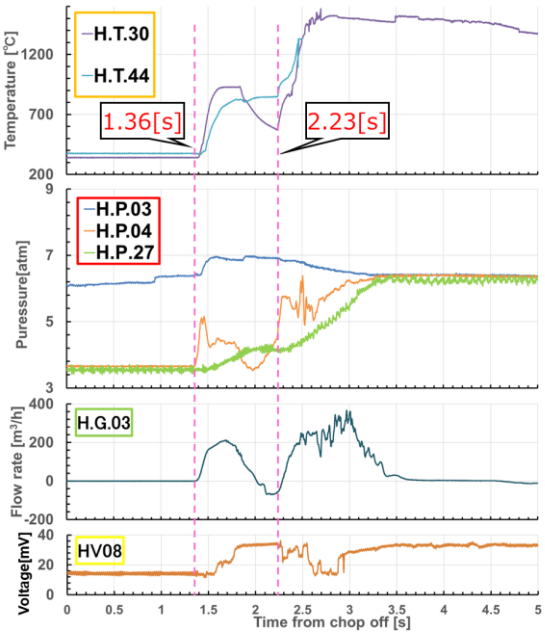


図 2 計装データ（抜粋）

4. 結言

試験データ及び試験後の解体検査に基づき、試験における溶融アルミナの流出挙動を把握するとともに、今後の課題を摘出した。

*Shinya Kato[1], Kenichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1], Vladimir A. Zuev[2], Dmitry A. Ganovichev[2] and Viktor V. Baklanov[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P05-07] LWR Performance during Accident

Chair:Kenji Kamiyama(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 10:35 AM - 11:25 AM Room P (E21 -E Building)

[3P05] Evaluation of Molten Core Coolability in Containment Vessel using JASMINE code

*Yuzuru Iwasawa[1], Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] （1. JAEA）

10:35 AM - 10:50 AM

[3P06] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tetsuya Teramae[1], Ryo Fukuda[1], Tomokazu Aoyagi[2], Toshihiko Nakano[3], Takeshi Nishikawa[3] （1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., 3. Kansai Electric Power Co.,Inc.）

10:50 AM - 11:05 AM

[3P07] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Takei Rei[1], Nishida Keigo[1], Sakata Hideyuki[1], Kurimura Chikara[1], Fukuda Ryo[1] （1. Mitubishi Heavy Industries）

11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

JASMINE コードによる格納容器内溶融炉心冷却性

Evaluation of Molten Core Coolability in Containment Vessel using JASMINE code

*岩澤 譲[1]，松本 俊慶[1]，川部 隆平[1]，安島航平[1]，杉山 智之[1]，丸山 結[1]

[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時における溶融炉心冷却性評価手法の高度化に向けて溶融炉心/冷却材相互作用解析コード JASMINE のアグロメレーション及びメルトスプレッドモデルを改良した。

キーワード：シビアアクシデント，JASMINE，アグロメレーション，メルトスプレッド

1. 緒言

格納容器内での溶融炉心冷却性を評価するためには、溶融物の粒子化や拡がりにより決まるデブリ堆積状態の評価が重要となる。そこで、溶融物の粒子同士が結合して塊状となる現象（アグロメレーション）及び溶融物が床面を拡がる現象（メルトスプレッド）に関して、スウェーデン王立工科大学による DEFOR-A 実験[1]及び PULiMS 実験[2]の結果を検証に用いて JASMINE コード[3]に組み込まれたモデルを改良した。

2. モデル改良

アグロメレーションモデルでは、床面落下時の溶融物粒子群（同一の粒径等を持つ粒子のまとまり）同士の重なり及び平均エンタルピーに基づき判定する。

メルトスプレッドモデルでは、沸騰曲線の精度向上、溶融物表面の凹凸による伝熱面積の増加、固化による見かけの表面張力の増加を考慮するとともに、溶融物と床材の間の熱抵抗値を PULiMS 実験の結果をもとに与えた。

3. モデル検証と結論

DEFOR-A 実験では溶融物（Bi_2O_3-WO_3）を水中に射出し、4つの高さにおけるアグロメレーション割合を測定した。図 1 に DEFOR-A2 実験の測定結果と解析結果の比較を示す。解析結果は水深の浅い位置の測定結果を過少評価するが、改良前より実験結果の再現性が向上した。

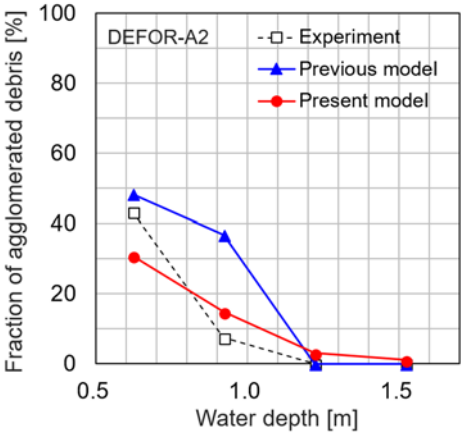


図 1 アグロメレーション割合の比較

PULiMS 実験では溶融物をステンレス製の底板上の浅水中に射出した。図 2 に PULiMS-E1, E4, E8 及び E9 実験での拡がり面積の比較を示す。解析結果は E1, E4 の条件で拡がり面積を過大評価するが、改良前より測定結果の再現性が向上した。

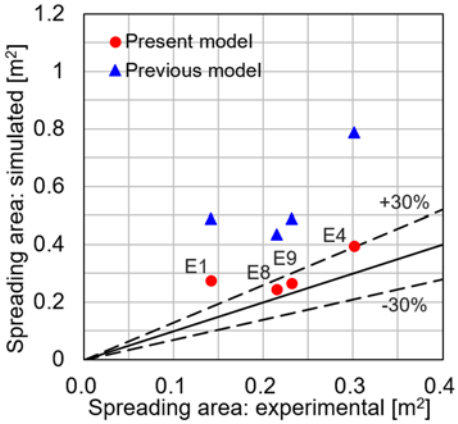


図 2 拡がり面積の比較

4. 今後の予定

実機適用時の予測性能を向上するため、引き続きモデルの改良とパラメーターの調整を行う予定である。

本研究は、原子力規制庁から受託した平成 29 年度原子力施設等防災対策委託費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

参考文献

[1] P. Kudinov et al. (2013), *Nucl. Eng. Des.*, **263**, pp. 284-295. [2] P. Kudinov et al. (2017), *Nucl. Eng. Des.*, **314**, pp. 182-197.

[3] K. Moriyama et al. (2018), *JAEA-DATA/Code 2008-014*.

---

*Yuzuru Iwasawa[1], Toshinori Matsumoto[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1], [1]JAEA

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（1）最適評価コードによる炉心流路閉塞時の熱流動解析

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling
(1) Thermal-hydraulic analysis of simulation of core inlet blockage with best estimate code

*寺前　哲也[1]，福田　龍[1]，青柳　智和[2]，中野　利彦[3]，西川　武史[3]
[1]三菱重工，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング，[3]関西電力

原子炉の冷却材喪失事故(LOCA)時の破断流により生成された、配管保温材等の破砕片等（デブリ）が、ECCS 機能を低下させることが懸念されている。本稿では、PWR 大破断 LOCA 後サンプスクリーンを通過したデブリにより炉心入口が閉塞するような場合を想定した長期冷却時の熱流動解析について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

原子炉の冷却材喪失事故(LOCA)時の破断流により生成された、配管保温材等の破砕片等（デブリ）が、サンプスクリーンをバイパスし下流側機器へ影響することが懸念されている。本稿では、PWR の LOCA 後長期冷却事象を対象とし、炉心入口部の一部がデブリにより閉塞及び、炉心入口部の全面がデブリにより閉塞した場合を想定したシナリオにおいて、最適評価コードによる炉心の熱水力挙動の解析を実施した。

2. 炉心入口閉塞時の LOCA 後長期冷却評価

2-1. 解析コードと主要解析条件

評価対象とする事象は LOCA 後長期冷却モードであるが、局所的な閉塞の模擬やそのような状況下での炉心および原子炉容器内の循環流を模擬する必要があり、炉心内では多次元流動となることから、多チャンネルによるモデル化が可能な MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを使用した。

国内 4 ループ PWR の低温側配管の両端破断 LOCA 後の長期冷却時を対象とし、主要な解析条件は国内の ECCS 性能評価に準じて設定した。

2-2. 解析結果例

炉心入口部の一部がデブリにより閉塞した場合を想定した解析結果例を図 1 に示す。炉心入口部に 0.5%程度の流路が確保されれば再ヒートアップすることなく崩壊熱が除去可能である結果となっている。

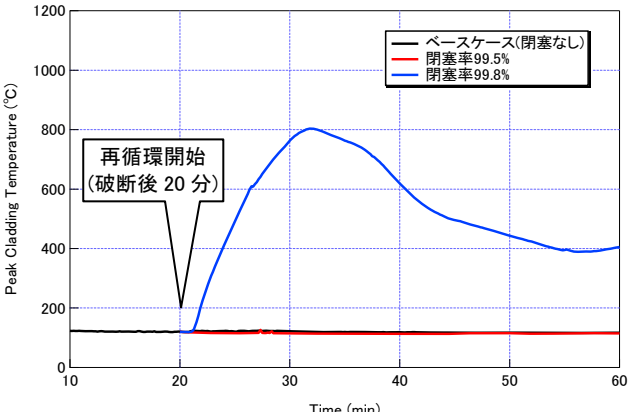


図 1 燃料被覆管最高温度推移(炉心入口の部分的な閉塞時)

3. まとめ

炉心入口部がデブリにより閉塞しても 0.5%程度の流路が確保されれば、閉塞のない場合と同程度の挙動となり、長期的な炉心冷却への影響は軽微であるといえる。なお、冷却材温度の低下に伴う化学析出物の影響等で炉心入口部の全面が異物により閉塞することを想定した解析では、デブリによる炉心入口の圧損増加、炉心以外の流路(代替流路)から炉心への冷却材流入を考慮した長期的な炉心冷却の成立性に関する検討を実施している。

本検討は、関西電力、北海道電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電による電力共同委託の成果の一部である。

---

*Tetsuya Terameae[1], Ryo Fukuda[1], Tomokazu Aoyagi[2], Toshihiko Nakano[3], Takeshi Nishikawa[3]
[1] Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., [3]Kansai Electric Power Co.,Inc.

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（2）炉心への冷却材供給流路に関する要素試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(2) Element test of flow path feeding coolant to core

*緒方　智明[1]，竹井　怜[1]，西田　圭吾[1]，坂田　英之[1]，栗村　力[1]，福田　龍[1]

[1]三菱重工業株式会社

冷却材喪失事故時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心流路を閉塞することが懸念されている。本検討では、炉心への冷却材供給流路（代替流路及び炉心入口部）に着目した要素試験の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA）、デブリ、サンプスクリーン、長期炉心冷却

1. 緒言

冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（繊維/粒子/化学）が炉心流路を閉塞することが懸念されている。本検討では、前の報告（１）の LOCA 後長期冷却評価における前提条件である代替流路及び炉心入口部の流路に対するデブリの影響を確認した。

2. 試験結果の概要

2-1. 燃料集合体の下部ノズルの流路孔

下部ノズルの流路孔（図 1）にデブリ（繊維/粒子/化学）を通水した結果、下部ノズル流路孔はデブリにより全面的に閉塞され、圧力損失の増加が確認された。

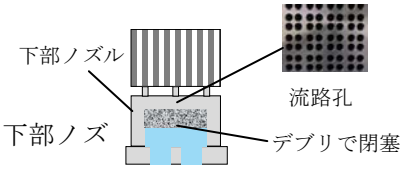


図１　下部ノズルの流路孔

2-2. 代替流路

2.1 項の結果から、燃料集合体の下部が完全に閉塞した場合の代替流路としてバレル-バッフル流路（図 2）を考え、代替流路を模擬した供試体（図 3）にデブリ（繊維/粒子/化学）を投入した。デブリ投入前後で供試体間の差圧は変化せず、流路は閉塞されないことを確認した。

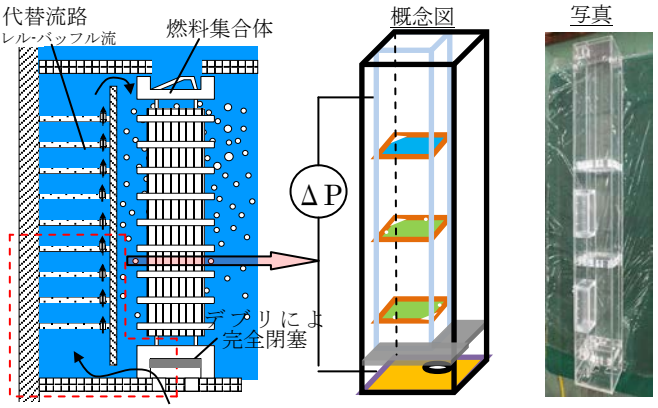


図２　代替流路　　図３供試体（代替流路）

2-2. 下部ノズル間隙流路

再循環開始直後は冷却材温度が高く、化学デブリは析出しない。繊維/粒子デブリのみならば、下部ノズル流路孔は部分的に閉塞するが、下部ノズル間隙流路（図 4）は閉塞されない可能性がある。このため、下部ノズル間隙を要素的に模擬した供試体（図 5）に繊維/粒子デブリを投入し、デブリ投入前後で差圧が概ね同等であり、流路は閉塞されないことを確認した。

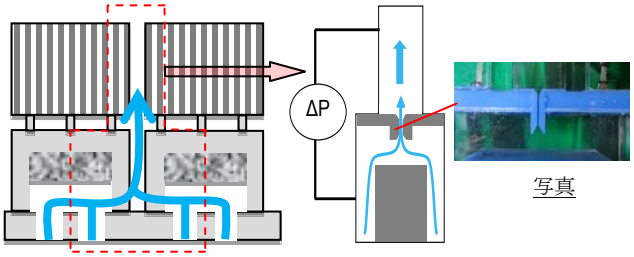


図４　下部ノズル間隙流路　　図５供試体（下部ノズル間隙流路）

3. 結論

LOCA 時に発生したデブリが炉心流路に与える影響を要素試験により検討し、代替流路及び下部ノズル間隙流路がデブリで閉塞されないことへの見通しを得た。この試験結果は LOCA 解析の入力条件として活用する。今後、実寸の燃料集合体を用いてこれらの流路に対する検証データの取得を継続する。

---

*Tomoaki Ogata[1], Rei Takei[1], Keigo Nishida[1], Hideyuki Sakata[1], Chikara Kurimura[1], Ryo Fukuda[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P08-09] Prevention of Nuclear Disaster

Chair:Tomohiko Ikegawa(Hitachi)

Fri. Sep 7, 2018 11:25 AM - 12:00 PM Room P (E21 -E Building)

[3P08] A System Development for Enhancing Nuclear Emergency Response and Preparedness

*Shinnosuke Masuda[1], Kazuma Abe[1], Kazumasa Inomata[1], Yoshihiro Matsuto[1], Daisuke Sato[1] (1. Tohoku Electric Power Co., Inc.)

11:25 AM - 11:40 AM

[3P09] Effectiveness of the association between the containment vessel failure time and the evacuation time in nuclear disaster emergency preparedness

*KAZUFUMI NAGASHIMA[1], Nakahiro Yasuda[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineeing, Fukui University)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力災害対応高度化に資するシステムの構築について

A System Development for Enhancing Nuclear Emergency Response and Preparedness

*益田　真之介[1]，阿部　数馬[1]，猪股　一正[1]，松藤　芳宏[1]，佐藤　大輔[1]

[1]東北電力（株）

原子力災害対応の高度化を目的として，「事象進展解析の迅速化」，「事故対応時の環境影響評価（線量評価）」等の機能を有するシステムの構築を進めている。本発表では，システムの全体概要と開発状況について報告する。

キーワード：原子力防災，MAAP，シビアアクシデント，線量評価

1. 緒言

原子力発電所の安全性向上の一環として，原子力災害対応に係るハード・ソフトの高度化が重要である。当社では現在，防災訓練時には予め実施した代表シナリオの解析結果等を参考にした簡易的な事象進展予測や放出放射能量予測を行い，対策本部等での各種判断に必要な材料としているが，今回，こうした対応の高度化を目的として，事象進展解析から線量評価までを一連で実施可能なシステムを構築することとした。これにより，発災時に迅速かつ詳細に事象進展予測や放出放射能量予測に係るデータ入手が可能となり，事故対応組織全体としての対応能力向上や，運転・保修・放射線管理等の各事故対応班が実効的かつ臨機応変に対応するためのプラント状態の理解度向上等に資することができると期待される。

2. システムの全体概要

開発中のシステムは，以下の 4 種類の基本的な機能を有している。（図 1 参照）

機能 1：事象進展解析機能　米国 GSE 社の「Design EP」を基幹とし，シビアアクシデント総合解析コード「MAAP5」を用いてシビアアクシデント解析のリアルタイムシミュレーションを行う機能

機能 2：訓練用データ作成機能　「MAAP5」解析結果を変換して訓練用のリアルタイムデータを作成する機能

機能 3：訓練用データ表示機能　「ERSS」と同等の GUI を有する Web システムにより構成され，複数台の端末にネットワーク経由で訓練用のリアルタイムデータを伝送し表示する機能

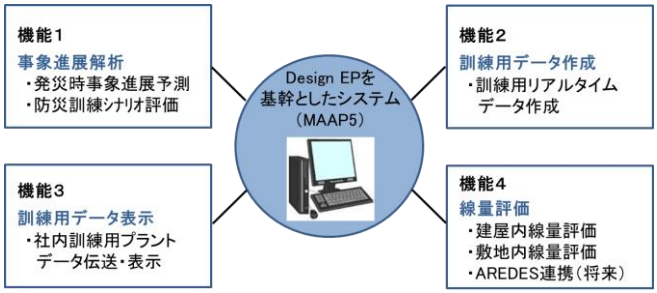


図 1：システムの機能概要

機能 4：線量評価機能　発電所敷地内（原子炉建屋内，屋外作業場所）における線量を評価する機能。さらに，将来的には 3 次元移流拡散評価コード「AREDES」と連携して広範囲の線量評価機能を構築することを検討中

3. 現在の導入状況と今後の展開

現在，女川原子力発電所 2 号炉を対象に整備を進めており，既に導入が完了した訓練用データ作成・表示に係る機能（機能 2，3）を活用した訓練も実施している。今後は，事象進展解析機能（機能 1）を導入するとともに，順次，線量評価機能（機能 4）の開発および使用済燃料プールの事象進展評価ならびに他号炉への展開も段階的に実施していく計画である。

---

*Shinnosuke Masuda[1], Kazuma Abe[1], Kazumasa Inomata[1], Yoshihiro Matsuto[1] and Daisuke Sato[1]

[1] Tohoku Electric Power Co., Inc.

原子力防災における格納容器破損時間と避難所要時間との関連付けの有用性について

Effectiveness of the association between the containment vessel failure time and the evacuation time in nuclear disaster emergency preparedness

*長嶋 一史[1]，安田 仲宏[1]
[1]福井大学 附属国際原子力工学研究所

To support effective decision-making of protective actions considering radiation exposure and secondary disaster, we associated CV failure time and evacuation time for PAZ residents of domestic PWR. It was evaluated that sheltering-in-place is effective in most cases; evacuation was effective in some SA sequences and areas.

キーワード：原子力防災，原子力災害対策特別措置法（原災法），シビアアクシデント，避難時間推計

1. 緒言

現状の原子力災害下での住民の防護対策では、人口や立地の状況に関係なく全国の立地地域一律に屋内退避と避難が検討されている。我々は、住民防護手段の意思決定への援用を目的とし，米国指針[1]を参考に，緊急時活動レベル（EAL）から類推される事故シーケンスで格納容器破損に至るまでの時間と，各地域での避難時間の推計結果とを関連づけ，避難中の放射性物質放出の有無を推測，PAZ 内の住民に対する防護手段すなわち屋内退避か避難かを評価する手法を考案し，各立地地域に対し試行的に評価を行った．

2. 評価内容

2-1. 評価方法

MAAP コードにより，評価対象プラントのイベントツリーから抽出される事故シーケンスに対し EAL の発信状況と格納容器破損時間の関係を整理する．更に，格納容器破損時間と，当該プラントの立地地域において，交通シミュレーションにより実施された避難時間推計（ETE）の結果との比較を行い，避難中の放射性物質放出有無を推測し，意思決定への援用の観点で考察を行う．

2-2. 試行的評価結果　（既許可 PWR プラントの設置許可申請書のレベル 1.5PRA 結果を用いた評価）

既許可プラントの格納容器破損時間と，各自治体による ETE の結果との比較を行った結果，多くの地域では避難，一部の地域・事象の組み合わせでは屋内退避が有効と算出された．

3. 結論

シビアアクシデントの事象進展時間と住民避難時間の不確かさを適切に考慮すれば，EAL の発信状況や EAL の組み合わせから，プラント・地域毎に，選択すべき防護措置の違いを評価できる．評価結果を意思決定に援用することで，住民目線の観点から防災戦略の実効性を強化できる可能性が示唆された．

参考文献

[1] NRC NUREG-0654 Rev.1, Supplement 3, Criteria for Preparation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plant (2011.10)

---

*Kazufumi Nagashima[1], Nakahiro Yasuda[2]
[1]Research institute of Nuclear Engineering, Fukui University

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 402-1 Nuclear Safety Engineering (Safety Design, Safety Assessment/Analysis, Management)

[3P10-11] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masao Chaki(IAE)

Fri. Sep 7, 2018 2:45 PM - 3:15 PM Room P (E21 -E Building)

[3P10] Analysis of core temperature increase behavior in Fukushima Daiichi NPP Unit 2 by RELAP/SCDAPSIM

*Shinji Yoshikawa[1], Ikken Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[3P11] Cause study of Fukushima accident - The closed exhaust towers resolve 14 unexplained phenomena

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

3:00 PM - 3:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

RELAP/SCDAPSIM による福島第一原発２号機の炉心温度上昇挙動の分析

Analysis of core temperature increase behavior in Fukushima Daiichi NPP Unit 2 by RELAP/SCDAPSIM

*吉川　信治[1]　、佐藤　一憲[1]

[1]日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所の事故時に、１号機及び３号機は減圧以前に炉心損傷が開始したと考えられるのに対し、２号機では減圧時には炉心は健全であり、水位が炉心下端（BAF）付近、あるいはそれ以下にある状態から炉心損傷が始まったと推定される。このような 2 号機特有の炉心損傷開始時の炉心の昇温挙動について、RELAP/SCDAPSIM コードによる解析結果をもとに分析した。

キーワード：沸騰水型原子炉、過酷事故、燃料被覆管

1. 分析の対象とした時間帯

福島第一原子力発電所２号機（以下「２号機」と称する）の圧力容器圧力履歴を図１に示すが、77.6hr 頃から３回の圧力ピークが見られる。炉心燃料を４つのチャネルに分割した RELAP/SCDAPSIM 解析では、この第一圧力ピークの初期において短時間（SBO 後 77.64～77.76hr の約 7 分間）に炉心の一部に被覆管酸化が集中的に生じる結果となった。本研究ではこの初期の被覆管酸化と圧力上昇に着目した。

2. 短時間の被覆管酸化の発生メカニズム

図２に示す SBO 後 77.62hr 以降の各チャネルの蒸気流量の変化から、チャネル-1 に最も多く蒸気が供給されていることが分かる。本解析ケースでは圧力上昇開始時に冷却材水位が BAF よりもやや低く、各チャネルの燃料集合体の入り口は下部プレナム内で気相で結ばれており、この流量の偏りはより出力の低いチャネル-3 や-4 からの下降流で顕著になっている。この結果、SBO 後 77.67hr でのチャネル-1 の BAF 上方約 1.3m 付近（第８ノード）に集中した顕著な酸化が見られる。図３に SBO 後 77.64hr 以降のチャネル-1 の水蒸気と水素のモル比の軸方向分布の変化を示すが、第８ノードまでで蒸気の大半が消費されて、この上方での酸化を抑制していることがわかる。

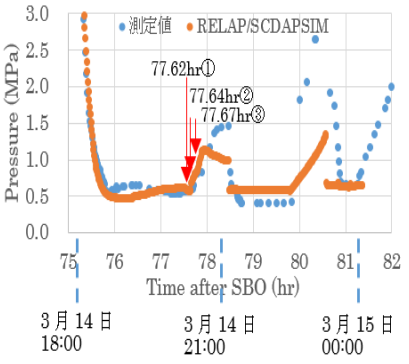


図１　２号機炉容器圧力の推移

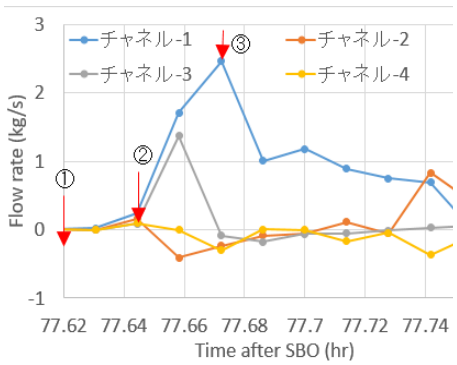


図２　各チャネルの流量

3. 結論

２号機の第一圧力ピーク開始時に水位が BAF よりも低かった場合、炉心の異なる集合体間で気相の自然対流が生じ、炉心の一部に集中した被覆管酸化と昇温を生じた可能性がある。一方、水位が BAF 付近あるいはそれ以上の場合はこのような被覆管酸化の集中は緩和される。

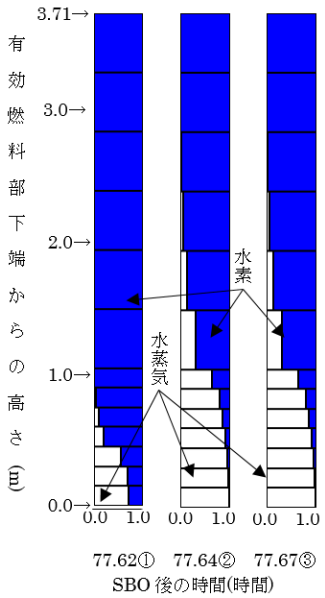


図３　チャネル１の水蒸気―水素のモル比分布

*Shinji Yoshikawa[1]　Ikken Sato[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一事故　排気塔閉塞と 14 の未解明事象との因果関係を考察
排気塔が巨大なスノードームに化す

Consideration of causality between exhaust tower blockage and 14 unresolved events

*森重晴雄[1]，山敷庸亮[2]，
[1] 福島事故対策検討会 [2] 京都大学，

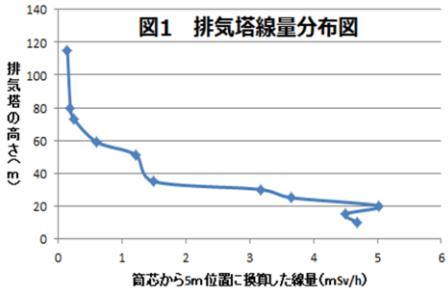
1 号機ベントしたガスは排気塔内で約 80℃の高温を維持したまま放出され、高さ 120mの排気塔に重大な煙突効果をもたらし、排気塔内に 2hPa の低圧帯を発生させベント量以上の膨大な流入量が必要となり約 8℃の外気が 100 ㎥/s 以上流入したと試算された。排気塔内はベントガスと外気とが激しくぶつかりあう。排気塔はスノーマシンと同じような状態になり、ベント後間もなく排気塔は雪のドームが形成し、閉塞したと推測した。このメカニズムを解明しながら排気塔閉塞と 1 号機の建屋爆発をはじめとする今迄未解明とされていた 14 件の事象との因果関係を考察した。
キーワード：建屋爆発、福島第一,排気塔、ブローアウトパネル、ベント、煙突効果

1. 緒言

筆者は。前回の春の大会でベントガスが排気塔内サイレンサー内で大気に開放され断熱膨張し、急速冷却しベントガス中の水蒸気が雪となりその雪が限定的にサイレンサーを閉塞したと発表した。ところが発表後、サイレンサーが福島第一発電所排気筒にないと東電から連絡があった。しかしこれによって排気塔内の閉塞領域が大幅に拡大することが解り、今まで未解明とされていた事象にも解決の糸口を得た。その検討の過程でベント出来なかったとされる 2 号機はプラント自ら自発的にベントした可能性が高いことも明らかになった。

2.スノードームが排気塔を閉塞するメカニズム

1 号機ベント直前、SC 室内は温度 90℃、圧力 0.8Mpa であった。ここから排気塔内で大気に開放されたベントガスは断熱降下や配管からの入熱、配管圧力損失を経ても 80℃程度と高温を維持する。この時、外気は近隣の気象記録から約 8℃である。この温度差 72℃と排気塔の高さ 120mは重大な煙突効果をもたらす。排気塔内に 2hPa の低圧帯を生み、100 ㎥/s を超える流入量が必要となる。ベントガスの流入量は圧力図からおおよそ求まり 4.1 ㎥/s と少ない。その結果 100 ㎥/s を超える外気が排気塔頂部から大量に流入した。その結果排気塔内のベントガス中の水蒸気が急速に冷やされ、水の粒子となり高速で外気を飛ぶ過程で蒸発熱を奪われさらに急冷し 0℃以下になり雪となった。この状況はゲレンデで人工雪を作るスノーマシンとよく似ている。　スノーマシンは 10℃の外気であっても雪を作る。



その蒸気量からベント後 10 分から 20 分程度で排気塔を閉塞したと考えられる。3 号機ベント時の排気塔内温度は 150℃と 1.4 ㎥/s と試算され同様な現象を生んだ。一昨年 10 月に計測された排気塔の線量計測結果を排気塔中心から 5m位置で換算した線量を図-1 に示す。この線量分布は排気塔の 40mから 60mの高さ付近で蓋をしたような状況であり、その上の部分は線量が低く、蓋より下方は線量が極めて大きい。これは排気塔が閉塞していた証である。

3.スノードームが排気塔内を二度、落下するメカニズム

生成されたスノードームはベントガスが収束し、外気が暖まると表面が溶けやがて落下する。3 月 13 日から 1 号機の格納容器圧力は漸次低下を示し、ベントガスの発生量が少なくなっていた。3 月 14 日快晴であり、気温が 20℃を超え、生成時より 10℃以上高い。排気塔は日光に温められ、排気塔とスノードームの境界部は溶けて行ったと推定される。南中を過ぎた 12 時過ぎに 0.4MPa から急落している。スノードームは遂に落下したと見られる。落下した直後、内圧は急上昇し、2 号機ベント管に水撃作用が及びラプチャーディスク、逆止弁まで破壊した上に、SC 側の圧力計までも壊したと推定される。この落下時間は 3 秒以内であり、圧力計に瞬間的に上げたとしてもノイズと処理されている可能性がある。スノードームの底辺が高さ 40m 付近から 15m 付近まで落下し 0.9MPa を超え、2 号機圧 0.45MPa を 0.45MPa 上回り、ラプチャーディスクの作動圧（0.427MPa）を超えて、ラプチャーディスクを破ったと想定される。この直後に 2 号機はベントが自動的に開始され、2 号機格納容器圧力はこれに符合して急落している。ここでスノードームの高さが推定できる。0.4Mpa で落下したのでスノードームの高さは水換算で 40m高さ総重量が約 300 t と推定される。2 時間後に 2 号機格納容器圧力が再度上昇している。一部崩壊したスノードームを 2 号機のベントガス中に含まれる水蒸気が再度閉塞したと見られる。閉塞していてもこのスノードームは雪で作られており、水蒸気が内部を通り抜け頂部で雪が生成され成長を続けていたと見られる。翌日 6 時 14 分頃大きな衝撃音と振動が発生した。同時に 2 号機の格納容器圧力は 0.75Mpa から急落した。この時にスノードーム高さは水換算で 75m高さ約 500 t まで成長し、排気塔内圧がそれを支えきれずにドームが落下したと見られる。この成長はベント中から放出された水蒸気量にも符合した。前回落下と同様に排気塔下部の空間を押し下げ瞬間的に内圧は急上昇し 1Mpa 近くまで達したのではないだろうか。2 号機格納容器に伝達され、ついに格納容器上蓋を押し上げ、その時に格納容器のガスが抜け、衝撃音が発生したと見られる。抵抗する境界を失ったスノードームは完全に落下し排気塔を振動させサンプや鉄骨を損傷させた。この間 1 秒程度であり、圧力計にもこの記録は残らなかったと見られる

4. 結論

紙面の都合で数式、図、事故現象の詳細については割愛した。現在排気塔下部も大きく損傷していると想定され、解体時には細心の注意が必要である。今後、論文投稿し、広く意見を得たい。事故時にベントすると排気塔が閉塞する問題は現在の他の発電所でも起こりうることであり、早急な詳細検討と対策が必要である。

参考文献

[1] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」2011 年 11 月 30 日　東京電力㈱
[2] 「福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒周辺における線量調査結果について」2016 年 10 月 27 日　東京電力㈱

Haruo Morishige[1] Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group internetkobe@mountain.ocn.ne.jp
Yosuke Yamashiki[2,] Kyoto Univ yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp

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

[3P12-13] Technology for Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair:Mitsutoshi Suzuki(JAEA)

Fri. Sep 7, 2018 3:15 PM - 3:45 PM Room P (E21 -E Building)

[3P12] Optimization of PWR core design for multipurpose plutonium utilization strategies

*Rie Fujioka[1], Karim Ammar[2], Frederic Damian[2], Anthime Farda[2], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives）

3:15 PM - 3:30 PM

[3P13] Development of Vision-based Insider Sabotage Detection System for Nuclear Security

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

多目的のプルトニウム利用戦略に合わせた PWR 炉心設計の最適化

Optimization of PWR core design for multipurpose plutonium utilization strategies

*藤岡 里英[1]，Karim Ammar[2]，Frederic Damian[2]，Anthime Farda[2]，相楽 洋[1]，韓 治暎[1]
[1]東京工業大学，[2]フランス原子力・代替エネルギー庁

軽水炉における多目的のプルトニウム(Pu)利用戦略の一つとして、PWR 炉心を Pu 低減率最大化に最適な炉心へ設計変更するために、炉心パラメータの Pu 収支に関する感度解析、炉心性能性を考慮した**多目的**最適化の結果を報告する。

キーワード：Pu 燃焼，軽水炉設計，多目的最適化，遺伝的アルゴリズム

1. 緒言　軽水炉では多様な中性子スペクトルを実現できることから多目的の Pu 利用が可能である。本研究では PWR 炉心パラメータが Pu 収支に与える感度を明らかにし、炉心性能性を考慮した上で Pu 低減率($\Delta M_{Pu}/M_{Pu,BOC}$)最大化に最適な PWR の炉心設計を多目的最適化手法を用いて提案する。

2. 研究手法　Pu 収支に対する感度解析においては 3 次元炉物理解析多目的コード APOLLO2[1]を用い、PWR 用基本 MOX 燃料ピン(減速材対燃料比(V_m/V_f)=1.95, Pu 富化度=10.42wt.%, MOX 燃料保管期間=0 日)に対し 2 次元のピンセル体系で V_m/V_f、Pu 富化度、MOX 燃料中の母材を UO_2 から YSZ へ置換した重量割合(M_{UO2}/M_{matrix})、MOX 燃料保管期間の 4 つのパラメータの燃焼反応度を計算し Pu 低減率を求めた。続いて多目的最適化においては、CEA が開発を進める中小型 PWR(500MWth)を対象炉心とし、3 つのパラメータ(V_m/V_f、Pu 富化度、MOX 燃料保管期間)について、Pu 低減率及び燃焼期間が最大且つピーキング係数(3 次元炉心内の最大出力密度/平均値)が最小になるよう最適な範囲を決定した。多目的最適化コード URANIE[2]を用い、APOLLO2 での多様な炉心パラメータ毎の実効断面積作成と 3 次元全炉心計算コード CRONOS2[3]での燃焼反応度及び3次元熱出力分布データ作成を制御し、遺伝的アルゴリズムによって最適化を行った。

3. 結果・考察　Pu 収支に対する感度解析の結果を**図 1** に示す。減速材割合を 0.5 から 5 まで大きくすると中性子の減速効果の増大によって、また M_{UO2}/M_{matrix} 割合が 100 から 0wt.%変化させると Pu 内部転換量の減少によって、どちらも Pu 低減率が大きく増加した。また MOX 燃料の貯蔵期間を 50 年と長くさせると初期 MOX 燃料中 ^{241}Am 割合が増加し燃焼を通じて偶数番号 Pu 同位体に核変換することにより Pu 低減率は大幅に減少した。

PWR 炉心設計最適化の結果を**図 2** に示す。青いラインで示した、Pu 低減率、ピーキング係数、燃焼期間の最適解群を明らかにした。さらに星印で示す一般商業用 PWR-MOX の性能を上回る(ピーキング係数 2.87 以下及び燃焼日数 674 日以上)ピンク色で示した領域は、V_m/V_f が 0.5 から 1.74、Pu 富化度が 12 から 25 wt.%、保管期間が 0 から 19.6 年の範囲を取る、つまり、若干の Pu 高富化度、V_m/V_f 低減を行った中小型低減速軽水炉が Pu 低減に優れていることを明らかにした。

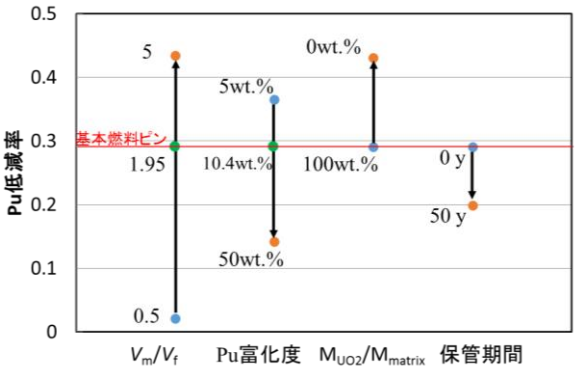


図 1 Pu 低減率に対する感度解析

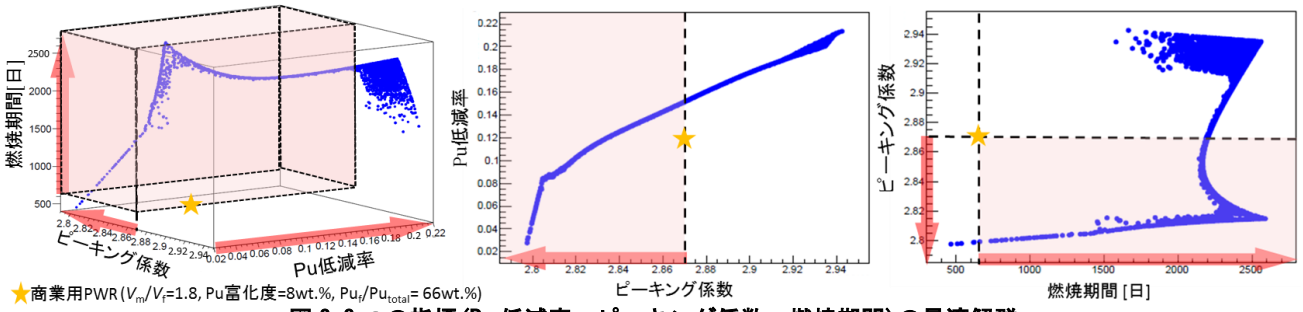


図 2 3 つの指標(Pu 低減率、ピーキング係数、燃焼期間)の最適解群

参考文献

[1] R. Sanchez, Nucl. Eng. Technol. 42, 474–499. 2010 [2] F. Gaudier, Procedia Social and Behavioral Sciences, 2, 6, 7660–7661, 2010 [3]J.J. LAUTARD, “CRONOS, A Modular Computational System for Neutronic Core Calculations”, IAEA Top. Mtg., 1990

*Rie Fujioka[1], Karim Ammar[2], Frederic Damian[2], Anthime Farda[2], Hiroshi Sagara[1] and Chi Young Han[1]
[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA)

Development of Vision-based Insider Sabotage Detection System for Nuclear Security

*Shi Chen[1] and Kazuyuki Demachi[1]

[1]The University of Tokyo.

Abstract

Fukushima Daiichi nuclear power plant accident raised a fear that terrorists could cause a similar accident by acts of sabotage against nuclear facilities and especially sabotage by insider is worthy of attention. In addition, it appears that a significant portion of sabotage behaviors can be detected through hand motion monitoring.

In this study, a vision-based Deep Neural Network (DNN) model is proposed for hand motion recognition and sabotage detection in response to the certain limitations of Physical Protection System (PPS) in nuclear facilities.

Keywords: Nuclear security, Physical protection system, Insider sabotage, Deep neural network

1. Introduction

An urgent lesson learned from Fukushima Daiichi nuclear power plant accident is what can happen by natural disaster also can be made to happen by insider sabotage. In addition, a significant portion of sabotage behaviors such as modification to safety circuit board using tools and virus contamination on control computer using USB can be detected through hand motion monitoring. However, current countermeasures of insider sabotage are still with certain limitations. Thus, enhancement of existing PPS in nuclear facilities with a robust, applicable and high-performance real-time intelligent detection system via hand motion monitoring is necessary.

Long-term objective of this study is to develop a real-time insider sabotage detection system. To achieve this goal, a vision-based DNN model for hand motion recognition is proposed in this paper.

2. DNN Model

To address the bottleneck of DNN training data, we synthesize training images using a virtual 3D hand model [1]. At present, a hand state dataset of 17,760 images (consists of 10 hand states) with random background has already been generated for model validation purpose.

Given the remarkable performance of Convolutional Neural Network (CNN) in computer vision and pattern recognition, we train a CNN model based on the architecture of the famous AlexNet [2] to recognize 10 hand states in the dataset. Finally, our model achieves 80.47% accuracy in the experiment.

3. Conclusion

We present a vision-based DNN model for hand motion recognition and perform experiment on our synthesizing hand state dataset. Experimental results demonstrate the effectiveness of our proposed model in hand motion recognition.

References

[1] Chen, Wenzheng, et al. "Synthesizing training images for boosting human 3d pose estimation." 3D Vision (3DV), 2016 Fourth International Conference on. IEEE, 2016.

[2] Krizhevsky, Alex, Ilya Sutskever, and Geoffrey E. Hinton. "Imagenet classification with deep convolutional neural networks." Advances in neural information processing systems. 2012.