Thu. Sep 8, 2016

Room B

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

[2B01-08] Pressure Vessel Steels

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)
9:50 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B01] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1], Yuichi Miyahara[1] (1.CRIEPI)

9:50 AM - 10:05 AM

[2B02] FY2015 Improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1.CRIEPI)

10:05 AM - 10:20 AM

[2B03] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM

[2B04] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1.Central Reseach Institute of Electric Power Industry)

10:35 AM - 10:50 AM

[2B05] Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2B06] Atom Probe Tomography of Japanse Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs

*Kenta Murakami[1], Kenji Nishida[2] (1.The University of Tokyo, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B07] Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*Tohru Tobita[1], Takuyo Ohtsu[1], Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B08] Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumto[2], Takashi Onitsuka[2] (1.Fukui Univ., 2.Research Institute of Nuclear Engineering, Fukui Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2B09-12] Structure materials

Chair: Kenta Murakami (Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 3:50 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B09] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

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

2:45 PM - 3:00 PM

[2B10] Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Yuji Kitsunai[2] (1.INSS, 2.NFD)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B11] Mechanical property of ferritic composite for DEMO

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Terumitsu Imanishi[2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Technology Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B12] A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

Tadashi Yamasaki[1], *Hideki Yuya[1] (1.Chubu Electric Power Co., Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2B13-16] Fuel property

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)
3:50 PM - 4:55 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

©Atomic Energy Society of Japan

[2B13] Oxygen vacancy ordering in CeO_{2-x}

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Tadao Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3]
（1.Tohoku Univ., 2.JAEA, 3.CTC）

3:50 PM - 4:05 PM

[2B14] Oxygen self diffusion coefficients in mixed oxide fuel

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company）

4:05 PM - 4:20 PM

[2B15] Development of fast measuerement system for melting point of nuclear fuels

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hirosawa[2], Isamu Sato[3]
（1.Kyushu University Faculty of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Tokyo Institute of Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[2B16] First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2B17-20] Fundamental property

Chair: Isamu Sato (Tokyo Tech)
4:55 PM - 6:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B17] Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focuses on the Effects of BWR Control Material

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1]
（1.JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[2B18] Thermal and Mechanical Properties for alpha-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2]
（1.Osaka University, 2.Research Institute Of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:10 PM - 5:25 PM

[2B19] Development of Passive Debris Cooling System

*Satoru KUBOYA[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4], Megumi Akoshima[4]（1.Toshiba, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.CHUBU Electric Power Co., 4.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

5:25 PM - 5:40 PM

[2B20] Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*Yosuke Seto[1], Hiroaki Muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3]
（1.Osaka Univ., 2.Nippon Nuclear Fuel Development , 3.Fukui Univ.）

5:40 PM - 5:55 PM

Room C

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

[2C01-05] Decontamination technology 1

Chair: Hirokazu Tanaka (MMC)
9:35 AM - 10:55 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C01] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

*Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2]（1.TOSHIBA, Power and Industrial Systems R&D Center , 2.TOSHIBA, Isogo Engieering Center）

9:35 AM - 9:50 AM

[2C02] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Kanamaru Taro[2], Hiromi Aoi[2]
（1.Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba, Isogo Engineering Center）

9:50 AM - 10:05 AM

[2C03] The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*Eisuke John Minehara[1]（1.The Wakasa Wan Energy Research Center）

10:05 AM - 10:20 AM

[2C04] Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], Eisuke John Minehara[1]
（1.WERC）

10:20 AM - 10:35 AM

[2C05] Decontamination method for inside of small

©Atomic Energy Society of Japan

diameter piping waste

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2] (1.Japan Atomic Energy Agency , 2.Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.,Ltd)

10:35 AM - 10:50 AM

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

[2C06-09] Decontamination technology 2

Chair: Kazuyuki Torii (Shimizu Corporation)

10:55 AM - 12:00 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C06] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*hitoshi sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5], Masahiro Yano[1,5] (1.IRID, 2.Toshiba , 3.TEPCO, 4.Hitachi-GE, 5.MHI)

10:55 AM - 11:10 AM

[2C07] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] (1.IRID, 2.MHI, 3.TOSHIBA, 4.HITACHI-GE, 5.TEPCO)

11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5], Hironori Onitsuka[1,5] (1.IRID, 2.HITACHI-GE, 3.TEPCO HD, 4.TOSHIBA, 5.MHI)

11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1], Kohei Urabe[1] (1.Shimz Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2C10-15] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 1

Chair: Norikazu Kinoshita (Shimizu Corporation)

2:45 PM - 4:20 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C10] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Hiroki IWAI[1], Yasuyuki NAKAMURA[1], Hidehiko MATSUO[1], Hiroyuki MIZUI[1], Kazuya SANO[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Kimihiko MATSUO[1], Tatsuhiko ISHITOBI[1], Hiroshi OKA[1], Hiroki IWAI[2], Hidehiko Matsuo[2], Yasuyuki NAKAMURA[2], Kazuya SANO[2] (1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, 2.Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1], Kenta Aratani[1] (1.JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C14] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] (1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO)

3:45 PM - 4:00 PM

[2C15] Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

*yuta shinki[1], hiroshi mochizuki[1], kazuya suenaga[1], kei ogino[1], kenji takagi[2], makoto masuda[2], yuichi tsukahara[3], takao himeno[3] (1.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, 2.KAJIMA CORPORATION, 3.SHIMIZU CORPORATION)

©Atomic Energy Society of Japan

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2C16-22] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 2

Chair: Toru Kitagaki (JAEA)
4:20 PM - 6:10 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C16] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm John Joyce[4], Barry Lennox[5] (1.Nagaoka University of Technology, 2.JAEA, 3.NMRI, 4.Lancaster Univ., 5.Univ. of Manchester)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C17] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decomissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.JAEA, 2.Nagaoka University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

[2C18] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Kato Michio[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2], Jun-ichi Katakura[3] (1.NMRI, 2.Senboku City, 3.Nagaoka University of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[2C19] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:05 PM - 5:20 PM

[2C20] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:20 PM - 5:35 PM

[2C21] Influence of Atmosphere on Reaction between B_4C, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Titech)

5:35 PM - 5:50 PM

[2C22] Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Yoshinao Kobayashi[1], Yuuya Morita[1], Takehiro Sumita[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Tohoku University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

5:50 PM - 6:05 PM

Room D

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

[2D01-04] Colloid/Solubility

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D01] Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*Kotaro NAKATA[1], Takamitsu ISHIDERA[2], Seiichi KUROSAWA[3], Masanori HAYASHI[3], Hikari BEPPU[3], Akihiro SUKEGAWA[3] (1.CRIEPI, 2.JAEA, 3.IDC)

9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2D03] SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University Grasuate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[2D04] Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Akira Kitamura[2] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2D05-09] Dissolved nuclide/Organic matter

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)
10:35 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D05] Standard potential of the (HSe^-/Se_4^{2-}) couple and XAFS-spectra of Se

*Reisuke Doi[1] (1.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[2D06] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

*akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Akiyama Daisuke[1], Nobuaki Sato[1] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[2D07] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials (IMRAM), Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University, 3.Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2D08] Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko ISHII[3], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3], Yukio Tachi[1] (1.JAEA, 2.The Univ. of Tokyo, 3.MMC)

11:20 AM - 11:35 AM

[2D09] Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.KyotoUniversity Graduate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2D10-14] Bentonite

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D10] Study on the production method of the tunnel backfill material

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2], Masaaki Fukaya[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Obayashi Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D11] Investigation of Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] (1.JAEA, 2.MMC)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D12] A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2], Kikura Hiroshige[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Okayama University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D13] Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Yukio Tachi[2] (1.Chiba Univ., 2.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2D14] Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Okayama Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2D15-19] Migration in bentonite

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)
4:05 PM - 5:25 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D15] A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1], Kazumasa Koga[2], Hitoshi Owada[2], Shin Sato[3] (1.Geosphere Environmental Technology Corp., 2.Radioactive Waste

©Atomic Energy Society of Japan

Management Funding and Research Center, 3.Obayashi Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D16] Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] (1.Department of Engineering, Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D17] 15 years Migration Behavior of Plutonium in Compacted Bentonite Touched with Iron

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2] (1.Kyushu University Faculty of Enginieering , 2.Tohoku University)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D18] Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3], Masaki Takeda[4] (1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Mitsubishi Materials Corporation, 4.Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[2D19] Structure of Hydrated Cs on montmorillonite

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Kenzo Deguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2], Yukio Tachi[3] (1.Chiba Univ., 2.NIMS, 3.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

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

[2D20-23] Evaluation of repository

Chair: Kiyoshi Fujisaki (NUMO)
5:25 PM - 6:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D20] Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Akira Kirishima[1] (1.Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2D21] Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*Kawamura Hideki[1] (1.mcm japan)

5:40 PM - 5:55 PM

[2D22] Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster

*hiromitsu yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2] (1.RWMC, 2.IHI)

5:55 PM - 6:10 PM

[2D23] Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3] (1.JAEA, 2.V.I.C., 3.JEPro)

6:10 PM - 6:25 PM

Room E

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

[2E01-04] Countermeasures against Severe Accident 1

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)
9:30 AM - 10:30 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E01] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

*Yuta Sano[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

*Yukitaka Yamazaki[1], Thomas A. Kindred[2] (1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Development of Accident Tolerant Control Rod for Light Water Reactor

*Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1], Kinya Nakamura[1] (1.CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E04] Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Kouji Andou[1] (1.Hitachi GE)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[2E05-07] Countermeasures against Severe Accident 2

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)
10:30 AM - 11:15 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E05] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba corporation)
10:30 AM - 10:45 AM

[2E06] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] (1.Toshiba)
10:45 AM - 11:00 AM

[2E07] Sophistication of the filtered containment venting system operation

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.CRIEPI)
11:00 AM - 11:15 AM

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

[2E08-10] Safety Evaluation on LWR 1

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)
11:15 AM - 12:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E08] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1], Satoshi Ishiguro[1] (1.J-POWER)
11:15 AM - 11:30 AM

[2E09] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1], Kenji Tominaga[1], Akira Yasuo[1] (1.Japan Nuclear Safety Institute)
11:30 AM - 11:45 AM

[2E10] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2], Satoshi Ishiguro[2] (1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.J-POWER)
11:45 AM - 12:00 PM

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

[2E11-14] Safety Evaluation on LWR 2

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E11] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*MATSUDA KOSUKE[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2.Tepco Systems Corporation)
2:45 PM - 3:00 PM

[2E12] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*takashi ando[1], Shuhei Matsunaka[2], manabu watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.Tokyo Electric Power Company Holings,Inc., 2.Tepco Systems Corporation)
3:00 PM - 3:15 PM

[2E13] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], Kousuke Matsuda[1], Takashi Ando[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] (1.TEPCO Holdings, Inc., 2.Tepco Sysmstems Corporation)
3:15 PM - 3:30 PM

[2E14] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1] (1.Nuclear Reactor Safety Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, TEPCO)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2E15-18] LWR performance duirng an accident 2

Chair: Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)
3:50 PM - 4:55 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E15] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)）

3:50 PM - 4:05 PM

[2E16] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

*Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1]（1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)）

4:05 PM - 4:20 PM

[2E17] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

[2E18] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

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

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2E19-24] Improvement of Safety on Spent Fuel Pool

Chair: Kenichi Kanda (CRIEPI)
4:55 PM - 6:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E19] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2]（1.JAEA, 2.GNF-J）

4:55 PM - 5:10 PM

[2E20] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:10 PM - 5:25 PM

[2E21] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:25 PM - 5:40 PM

[2E22] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:40 PM - 5:55 PM

[2E23] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:55 PM - 6:10 PM

[2E24] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

6:10 PM - 6:25 PM

Room F

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

[2F01-05] Vitrification 4

Chair: Kenji Noshita (HGNE)
9:30 AM - 10:50 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

Kenji Takeshita[1], *Makoto Nishikawa[1], Kota Kawai[1], Yoshio Nakano[1]（1.Tokyo Institute of Technology）

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3], Jun Onoe[1]（1.Nagoya university , 2.Tokyo

©Atomic Energy Society of Japan

Institute of Technology, 3.Osaka city university)
9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object
*YUKI Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology)
10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object
*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Jun Onoe[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] (1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology)
10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object
*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Hideharu Takahashi[3], Yusuke Inaba[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company, 3.Tokyo Institute of Technology)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2F06-10] Volume reduction and Solidification

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)
10:50 AM - 12:10 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F06] Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Poducts
*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1] (1.Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2.Atomic Energy Research Institute, Kindai University)
10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement
*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)
11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Geopolymer Solidification of Soluble Fly Ash
*Yasuhiro Suzuki[1], Takahiro Kikuchi[1], Yasutomi Morimoto[1], Masaki Takaoka[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1.JGC, 2.Kyoto Univ., 3.Taiheiyo Cement)
11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment
*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] (1.Toshiba Corporation)
11:35 AM - 11:50 AM

[2F10] Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer.
*Kimihiro Onozaki[1], Junya Sato[2,3], Shinji Suzuki[2,3], Jun Kato[2,3], Tetsuro Sakakibara[2,3], Osamu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Hisashi Mikami[1], Milena Prazska[4], Marcela Blazsekova[4] (1.Fuji Electric, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 4.Amec Foster Wheeler)
11:50 AM - 12:05 PM

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

[2F11-14] Liquid waste treatment 1

Chair: Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.)
2:45 PM - 3:50 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F11] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.TEPCO, 2.HGNE, 3.HITACHI)
2:45 PM - 3:00 PM

[2F12] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
*KENJI NOSHITA[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Shunsuke Miyake[1], Takako Sumiya[1], Yuuko Kani[3],

©Atomic Energy Society of Japan

Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)
3:00 PM - 3:15 PM

[2F13] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
*Takako Sumiya[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Kenji Noshita[1], Shunsuke Miyake[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)
3:15 PM - 3:30 PM

[2F14] Development of Performance Evaluation Method for Setting Up Water Treatment Facility for Subdrain etc.
*Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3] (1.HITACHI, 2.TEPCO, 3.HGNE)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2F15-18] Liquid waste treatment 2

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

[2F15] Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation
*Masayuki HARADA[1], Takahiro MORI[1], Yuta FUKATSU[1], Koichiro TAKAO[1], Takehiko TSUKAHARA[1]
(1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)
3:50 PM - 4:05 PM

[2F16] Adsorption properties of natural zeolite for strontium removal from the contaminated groundwate
*Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)
4:05 PM - 4:20 PM

[2F17] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant
*Masato Takano[1], Yoshiyuki Ito[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], Mamoru Iwasaki[4] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka Univ. of Tec., 3.Union Showa K.K., 4.Kurita Water Industries LTD.)
4:20 PM - 4:35 PM

[2F18] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant
*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Masaaki Yamashita[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3] (1.JAEA, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shimane University)
4:35 PM - 4:50 PM

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

[2F19-24] Decontamination and Debris treatment

Chair: Takatoshi Hizikata (CRIEPI)
4:55 PM - 6:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F19] Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium
*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi Nishikawa[1], Hirokazu Tanaka[1] (1.Mitsubishi Materials)
4:55 PM - 5:10 PM

[2F20] Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)
*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2], Kazushige Ishida[3] (1.Kurita Water Industries Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Hitachi, Ltd)
5:10 PM - 5:25 PM

[2F21] Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water
*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], Toshitaka Kaneshiki[2]
(1.Nagaoka University of Technology, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kindai University)
5:25 PM - 5:40 PM

[2F22] Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture By Hydrogen Fluoride
*Takahiro Ono[1], Nobuaki Sato[2], Atsushi Nezu[3], Takafumi Uchiyama[1], Haruaki Matsuura[1] (1.Tokyo City University, 2.Tohoku University, 3.Tokyo Institute of Technology)
5:40 PM - 5:55 PM

[2F23] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.）

5:55 PM - 6:10 PM

[2F24] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

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

6:10 PM - 6:25 PM

Room G

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

[2G01-04] Instrumentation System

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)
9:30 AM - 10:35 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G01] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1], Takahiro Tadokoro[1]（1.Hitachi, Research &Development Group）

9:30 AM - 9:45 AM

[2G02] Reactor Noise Analyses of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition Method

*Hideyuki Shobukawa[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2]（1.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University ）

9:45 AM - 10:00 AM

[2G03] Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2], Takayuki Ichikawa[3]
（1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi High-Tech Solutions Corp., 3.Hiroshima Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2G04] Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium

*Hirabayashi Masaru[1], Suzuki Masashi[1], Imamura Hiroaki[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[2G05-06] Fiber sensor, Ultrasonic sensor

Chair: Yukiharu Ooga (HGNE)
10:35 AM - 11:10 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G05] Evaluation of concrete strength by using laser induced ultrasonic waves

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Hanari Toshihide[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Oleg Kotyaev[2], Shinri Kurahashi[2]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology）

10:35 AM - 10:50 AM

[2G06] Thermal induced deformation measurement of the sodium circulation loop by a Heat resistant FBG sensor

*NISHIMURA AKIHIKO[1], YUSUKE TAKENAKA[2], KAZUHIRO TORIMOTO[1], MASASHI UEDA[1]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.A-Tech）

10:50 AM - 11:05 AM

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

[2G07-09] resilience and emergency response

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)
11:10 AM - 12:00 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G07] Background Factors for Emergence of Resilience

*KYOKO OBA[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Research Institute for Technology Management Strategy）

11:10 AM - 11:25 AM

[2G08] Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plant

*Akio Gofuku[1], Takahisa Inoue[1]（1.Okayama University）

11:25 AM - 11:40 AM

[2G09] Characterization of operation training based on the new objective indices

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1], Kazukiyo UEDA[2]（1.Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering,Tohoku University, 2.BWR Operator Training Center Corporation）

11:40 AM - 11:55 AM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[2G10-13] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 1

Chair: Takao Kojima (OPU)
2:45 PM - 3:50 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G10] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1] (1.CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G11] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI, Nuclear Technology Research Laboratory, Reactor Systems Safety)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G12] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*KEIGO MURATA[1], KOICHI NAKAMURA[1], ATSUSHI UI[1], YOKO YAMANE[1], HIROSHI ENDO[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G13] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2G14-17] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 2

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)
3:50 PM - 4:55 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G14] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2G15] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method

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

4:05 PM - 4:20 PM

[2G16] Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator

*Takao KOJIMA[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1.Radiat. Res. Ctr., Osaka Pref. Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G17] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region

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

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2G18-22] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 1

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)
4:55 PM - 6:15 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G18] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Mitsuhiro Takanashi[1], Muneyuki Yokotsuka[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:55 PM - 5:10 PM

[2G19] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Muneyuki Yokotsuka[1], Mitsuhiro Takanashi[1], Noriaki Sasaki[1], Kazuki Yamate[1] (1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R))

5:10 PM - 5:25 PM

[2G20] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1], Kazuki YAMATE[1] (1.Seretariat of NRA Division of Research for Nuclear Fuel Cycle &Radioactive Waste)

5:25 PM - 5:40 PM

[2G21] Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Naoki Takahashi[1] (1.JNFL)

5:40 PM - 5:55 PM

[2G22] Evaluation of hydrogen gas production at

©Atomic Energy Society of Japan

transient criticality in Uranyl nitrate solution

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1], Hitoshi Abe[1] (1.JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

Room H

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

[2H01-05] Uncertainty Evaluation

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)
9:30 AM - 10:50 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H01] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3], Shigeo Ohki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, 3.Mitsubishi Heavy Industries)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H04] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*KAZUMI IKEDA[1], Kan Taro[2], Shuhei Maruyama[3], Kazuya Ohgama[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H05] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1] (1.JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2H06-09] Monte Carlo Method

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)
10:50 AM - 11:55 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H06] Prediction of Void Information in LWR using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

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

10:50 AM - 11:05 AM

[2H07] Statistical error estimation by orthonormally weighted standardized time series

*Taro Ueki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group)

11:05 AM - 11:20 AM

[2H08] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

11:20 AM - 11:35 AM

[2H09] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

*Koji Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1.Nagoya university)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2H10-13] Transient Analysis

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H10] Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2] (1.TRANSNUCLEAR, LTD., 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

*Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] (1.Tokai University)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] Supercritical transient analysis in light water

©Atomic Energy Society of Japan

moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] (1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*Yuichi Yamane[1] (1.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2H14-18] Criticality Management 1

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)
3:50 PM - 5:10 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Hiromi Maruyama[1,4] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 3.Toshiba Corporation Energy Systems &Solutions Company, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2,3], Takuya Umano[2,4], Kazuya Ishii[2,5], Kenya Suyama[2,6] (1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.TOSHIBA CORPORATION, 5.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 6.Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*yamato hayashi[1,2], takuya umano[1,2], yutaka takeuchi[1,2], makoto nakano[1,3], satoshi takeo[1,4] (1.IRID, 2.TOSHIBA, 3.Mitsubishi Heavy Industries, 4.HITACHI-GE)

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Shigeto Kikuchi[1,2], Satoshi Wada[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1.IRID, 2.Toshiba)

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Tetsushi Hino[1,2], Hiromi Maruyama[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:50 PM - 5:05 PM

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

[2H19-23] Criticality Management 2

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)
5:10 PM - 6:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukushima[1], Hideaki Matsumoto[2] (1.IRID(Hitachi-GE), 2.TEPCO HD)

5:10 PM - 5:25 PM

[2H20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Ryo Ishibashi[1,2], Toshiyuki Fujita[1,3], Kazuya Ishii[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] (1.IRID, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.Toshiba, 4.Mitsubishi heavy Industries)

5:25 PM - 5:40 PM

[2H21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yuta Shindo[1,2], Yutaka Ishiwata[1,2], Yamato hayashi[1,2], Ryo Ishibashi[1,3] (1.IRID, 2.Toshiba, 3.HitachiGE)

5:40 PM - 5:55 PM

[2H22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Yousuke Kamikawa[1,2], Yuichi Shimizu[1,2] (1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD.)

5:55 PM - 6:10 PM

[2H23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yutaka Takeuchi[1,2], Taishi Yoshida[1,2], Yamato Hayashi[1,2] (1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Toshiba Corporation Energy System Solution Company)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Room I

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

[2I01-07] Pu burning high-temperature gas-cooled reactor

Chair: Koki Hibi (MFBR)
10:00 AM - 11:55 AM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I01] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Koji OKAMOTO[1], Kazuhiko KUNITOMI[2], Kazutaka OHASHI[3], Hideaki KISHITA[4] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I02] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Nedjet Erkan[1], Koji Okamoto[1] (1.The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1] (1.Tokyo University)

10:30 AM - 10:45 AM

[2I04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Minoru GOTO[1], Shohei UETA[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Yuji FUKAYA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1.Fuji Electric, 2.The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2] (1.Nuclear Fuel Industries, LTD., 2.The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1.JAEA, 2.Univ. Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2I08-12] Core design of next generation sodium-cooled reactor

Chair: Minoru Goto (JAEA)
2:45 PM - 4:05 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I08] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

*FUKUCHI IKUO[1], HIGURASHI KOICHI[1], SHIRAKI TAKAKO[2], SUGINO KAZUTERU[3], OHKI SHIGEO[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3], Shigeo Ohki[3] (1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Mitsubishi Heavy Industries,, 3.Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2], Taro Kan[3] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3], Shigeo Ohki[3] (1.MHI, 2.MFBR, 3.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I12] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2], Shigeo Ohki[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2I13-17] System of sodium-cooled reactor

Chair: Masaaki Nakano (Fuji Electric)
4:05 PM - 5:25 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Room)

[2I13] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

*Atsushi Katoh[1], Masako Tanaka[3], Yuuichi Ohtani[3], Nobuki Oka[3], Akihiro Ide[2], Keiichi Nagai[1] (1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI)

4:05 PM - 4:20 PM

[2I14] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

*NOBUKI OKA[1], ATSUSHI KATO[2], KEIICHI NAGAI[2], MASAKO TANAKA[1], YUICHI OHTANI[1], AKIHIRO IDE[3] (1.MHI, 2.JAEA, 3.MFBR)

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2], Tomoyuki Inoue[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2I16] A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

4:50 PM - 5:05 PM

[2I17] Reinforcement of imergency power supply system for next generation SFR

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Daisuke Sato[2], Risako Ikari[2] (1.JAEA, 2.MFBR)

5:05 PM - 5:20 PM

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

[2I18-21] Sodium with suspended nanoparticles

Chair: Kuniyoshi Takamatsu (JAEA)

5:25 PM - 6:30 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*KUNIAKI ARA[1], AKIRA MIYAMOTO[2], MASAHIKO NAGAI[3], KOICHI KURITA[4] (1.JAEA, 2.Touhoku Univ., 3.MHI, 4.MFBR)

5:25 PM - 5:40 PM

[2I19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*JUN-ICHI SAITO[1], KEIICHI NAGAI[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

[2I20] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*KEIICHI NAGAI[1], JUN-ICHI SAITO[1], KUNIAKI ARA[1] (1.JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM

[2I21] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] (1.Tohoku University, 2.JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM

Room J

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

[2J01-04] Medical and Biological Application/Radiation Protection and Control

Chair: Kazumasa Shimada (JAEA)

9:30 AM - 10:35 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J01] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

*Yasushi Aizawa[1], Hansem Yu[2], Shigeaki Sunada[2], Takamitsu Kato[3], Misturu Uesaka[1,2] (1.Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University)

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2.Ningyo-toge JAEA, 3.Grad. Sch. Med. dent. pharm. Sci.,Okayama Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2J03] Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1.Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation

*Takatoshi Hattori[1] (1.CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[2J05-09] Environmental Radioactivity 2

Chair: Masahiko Machida (JAEA)
10:35 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J05] Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground suface environment

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Mariko Atarashi-Andoh[2] (1.Nagoya Univ., 2.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[2J06] Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J07] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1] (1.JAEA, 2.Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2J08] Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[2J09] Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'uchi Hisamatsu[1] (1.Institute for Environmental Sciences, 2.National Institute for Fusion Science)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2J10-14] Radiation Measurement 2

Chair: Hideo Hirayama (KEK)
2:45 PM - 4:05 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J10] Detailed measurement at the time of radiation burst by winter thundercloud activities

*MISAO IKUTA[1] (1.Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nisizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2], Yukihisa Sanada[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.OYO Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J12] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Jun Hirouchi[1], Kazumasa Shimada[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Yukihisa Sanada[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J13] Advancement of airborne radiation measurement technology

*yukiyasu nishizawa[1], jun hirouchi[1], kazumasa shimada[1], yukihisa sanada[1], masahiro munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J14] Advancement of airborne radiation measurement technology

*AZUSA Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2J15-19] Environmental Remediation 1

Chair: Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)
4:05 PM - 5:25 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference

©Atomic Energy Society of Japan

Room)

[2J15] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*KAZUKI IIJIMA[1], Terumi Dohi[1], Tadafumi Niizato[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Shinichi Suzuki[1], Yoshihiro Oda[1], Yoshihito Ohmura[2], Takayuki Sasaki[3], Kenji Nanba[4] (1.JAEA, 2.National Institute of Nature and Science, 3.Kyoto University, 4.Fukushima University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2J16] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2] (1.Kyoto Univ., 2.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2J17] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Youko Takahatake[1], Yoshikazu Koma[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[2J18] Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*Toshihiko Ohnuki[1], Tetsuya Ito[2], Takasuke Kakuta[2] (1.TITECH, 2.Mushugen Kogyo)

4:50 PM - 5:05 PM

[2J19] Result of Demonstration Test on Decontamination and Volume reduction Technology

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1] (1.NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER)

5:05 PM - 5:20 PM

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

[2J20-23] FDNPP Accident: Environmental Radioactivity

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)
5:25 PM - 6:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J20] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The university of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM

[2J21] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2], Tsuyoshi Yaita[1,2] (1.JAEA MRSC, 2.JAEA FESC)

5:40 PM - 5:55 PM

[2J22] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Terumi DOHI[1], Kenso FUJIWARA[1], Naoyuki KIKUCHI[1], Hiroki HAGIWARA[1], Kazuki IIJIMA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM

[2J23] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

Room K

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

[2K01-06] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)
9:30 AM - 11:10 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K01] Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*FUMINORI CHONAN[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kanako[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shunya Fujita[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agancy)

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1.The university of electro-communications, 2.Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2K04] Evaluation of jet shape and fluid force generated from ruptured high temperature and high pressure water pipe

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura [2], Qiang Xu[2] (1.Hitachi, 2.Hitachi-GE)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K05] Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1] (1.University of tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K06] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.AESJ)

10:45 AM - 11:00 AM

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

[2K07-09] Accident Progression Analysis

Chair: Tomio Okawa (UEC)

11:10 AM - 12:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K07] Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

*Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Shota Soga[1], Toshihiko Miyamoto[2], Yuusuke Katakami[2], Hiroyuki Sakamoto[3], Kenta Kobayashi[3], Tomohiro Kodaira[3] (1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO)

11:10 AM - 11:25 AM

[2K08] Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

*Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Kazuma Abe[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:25 AM - 11:40 AM

[2K09] ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2K10-15] Fukushima Daiichi NPP Accident 1

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

2:45 PM - 4:20 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1] (1.IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Suzuki Hiroyuki[1], Marco Pellegrini[1], Suzuki Hiroaki[1], Naitoh Masanori[1] (1.Institute of Applied Energy)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM

[2K15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Mirco Di Giuli[1], Hyrouchi Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masaori Naitoh[1] (1.IAE)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2K16-20] Fukushima Daiichi NPP Accident 2

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)

4:20 PM - 5:40 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly

©Atomic Energy Society of Japan

Room 1)

[2K16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

4:20 PM - 4:35 PM

[2K17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2], Daisuke Yamauchi[2] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

4:35 PM - 4:50 PM

[2K18] Development of Evaluation Method for Air Cooling of Fuel Debris

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[2K19] Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, Schcool of Engineering, The University of Tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

[2K20] development status of drying simulation code for waste storage

*terada atsuhiko[1], isao yamagishi[1], ryutaro hino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:35 PM

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

[2K21-23] Thermal Fatigue Evaluation

Chair: Hiroyuki Ohshima (JAEA)
5:40 PM - 6:30 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K21] Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1], Masayuki Kamaya[1] (1.Institute of Nuclear Safety System)

5:40 PM - 5:55 PM

[2K22] Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] (1.INSS)

5:55 PM - 6:10 PM

[2K23] Assessments of high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

*Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1], Youichi Utanohara[1] (1.Institute of Nuclear Safety Sysmte, Inc.)

6:10 PM - 6:25 PM

Room L

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

[2L01-06] Molecular simulation for material behavior and simulation tecniques for fission or MA transmutation

Chair: Yuzuru Eguchi (CRIEPI)
10:20 AM - 12:00 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L01] First-principles Calculation of Solute Elements in Zirconium

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] (1.JAEA, 2.U.Tokyo)

10:20 AM - 10:35 AM

[2L02] Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2L03] MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*Taira Okita[1], Yingjuan Yang[2], 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)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L04] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo , 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the

©Atomic Energy Society of Japan

University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)
11:05 AM - 11:20 AM

[2L05] Fission dynamics of ^{236}U based on the TDDFT
*Yoritaka Iwata[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology)
11:20 AM - 11:35 AM

[2L06] MA transmutation function addition to Educational FBR Plant Design Program
*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, 2.FBR Senior Research Laboratory)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2L07-11] Effect of external hazard such as earthquake on the material and construction

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L07] A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact
*Akemi Nishida[1], Yoshimi Ota[1], Haruji Tubota[1] (1.JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[2L08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants
*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM

[2L09] Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave
*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Norihiro Nakajima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
3:15 PM - 3:30 PM

[2L10] Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency
*Ryota SAKEMI[1], Yamato KATSURA[1], Bari Md Abdullah Al[1], Takuya SATO[1], Naoto Kasahara[1] (1.Univ. of Tokyo)
3:30 PM - 3:45 PM

[2L11] Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events
*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[2L12-16] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)
4:05 PM - 5:25 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L12] Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model
*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1.CRIEPI)
4:05 PM - 4:20 PM

[2L13] Study of geometry factor prediction for flow accelerated corrosion with RANS calculation
*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1.Nagoya Univ.)
4:20 PM - 4:35 PM

[2L14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation
*Kenta Inagaki[1] (1.CRIEPI)
4:35 PM - 4:50 PM

[2L15] High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster
*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1], Yasuhiro Idomura[1] (1.JAEA, 2.CEA Cadarache)
4:50 PM - 5:05 PM

[2L16] Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem
*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamashita[1] (1.JAEA)
5:05 PM - 5:20 PM

Room M

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M01-03] Risk Management

Chair: Inamura Tomoaki (CRIEPI)
9:50 AM - 10:40 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

©Atomic Energy Society of Japan

[2M01] Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*HIROSHI ANDO[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] (1.INSS., 2.INSESS., 3.TOKYO CITY Univ., 4.JANSI)

9:50 AM - 10:05 AM

[2M02] Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

*Haruhiko Toyomitsu[1] (1.Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safety Technology Center)

10:05 AM - 10:20 AM

[2M03] Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano (1.Graduate School of Eng., Univ. of Fukui)

10:20 AM - 10:35 AM

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M04-08] Human Resource Development

Chair: Hohara Shinya (Kindai Univ.)

10:40 AM - 12:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M04] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1.Institute of Nuclear Safety System,Incorporated , Institute of Nuclear Technology , Technical Support Research Project , 2.Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:40 AM - 10:55 AM

[2M05] Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*Satoru Saitou[1], Takanori Kameyama[1], Shigeo Yoshida[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1.Tokai University, 2.Toyama Technical College)

10:55 AM - 11:10 AM

[2M06] A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1] (1.NIT Fukushima College)

11:10 AM - 11:25 AM

[2M07] Enhancing Team Resource Management Skills

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1.CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM

[2M08] Enhancing Team Resource Management Skills

*Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1], Kohei Nonose[1] (1.CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M09-11] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (JAEA)

2:45 PM - 3:35 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M09] Easy to understand communication tool of nuclear power words

*Shinichi Oiso[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M10] A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1], Hiroyuki YAMADA[1] (1.CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M11] Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of atomic energy (2006-2015)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Itaru Takahashi[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Kazuhisa Kawakami[3], Hiroshi Kimura[4], Masayuki Tomiyama[5] (1.The University of Tokyo, 2.JAERO, 3.International University of Health and Welfare, 4.Public Outreach, NPO, 5.Okachimachi-Taito JH School)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M12-15] Consensus-building

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

3:35 PM - 4:40 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M12] Public Policies Building of Energy Security

©Atomic Energy Society of Japan

*Yuko Koito
3:35 PM - 3:50 PM

[2M13] Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI
*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1] (1.Kindai Univ.)
3:50 PM - 4:05 PM

[2M14] Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle
*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Komiyama Ryoichi[1], Yasumasa Fujii[1] (1.School of Engineering The University of Tokyo)
4:05 PM - 4:20 PM

[2M15] Analysis of the structure of Genshiryoku-mura toward a paradigm shift of consensus building (6)
*Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech./Lab. for Advanced Nucl. Energy)
4:20 PM - 4:35 PM

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M16-19] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 1

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)
4:40 PM - 5:45 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security
*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
4:40 PM - 4:55 PM

[2M17] Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime
*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2], Satoshi Hirose[2], Tatsujiro Suzuki[2] (1.University of Tokyo, 2.Nagasaki University)
4:55 PM - 5:10 PM

[2M18] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics
*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Ayako Okubo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
5:10 PM - 5:25 PM

[2M19] Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system
*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M20-22] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 2

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)
5:45 PM - 6:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M20] Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection
*Mitsutoshi Suzuki[1], Seishi Nishida[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.St. Marianna Medical Univ.)
5:45 PM - 6:00 PM

[2M21] Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs
*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1] (1.The University of Tokyo)
6:00 PM - 6:15 PM

[2M22] Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect
*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1], Yusuke Kawasaki[1] (1.The University of Tokyo)
6:15 PM - 6:30 PM

Room N

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N01-05] Neutron time-of-flight method

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)
9:30 AM - 10:50 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N01] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute)
9:30 AM - 9:45 AM

[2N02] Development of Nondestructive Methods

©Atomic Energy Society of Japan

Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2], Ken Nakajima[1] (1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Hokkaido University)

9:45 AM - 10:00 AM

[2N03] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] (1.Hokkaido Univ., 2.Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2N04] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1.TCU)

10:15 AM - 10:30 AM

[2N05] Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Hara[2], hiroyuki hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2], Masato Ohnuma[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N06-09] Industrial application of accelerator

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

10:50 AM - 11:55 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N06] Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*Ishikawa Hirotaku[1], Sato Hirotaka[1,2], Kamiyama Takashi[1,2], Ohnuma Masato[1,2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University , 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2N07] New production routes for medical isotopes ^{92}Y using accelerator-based neutron source

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] (1.Kyushu University, 2.Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center)

11:05 AM - 11:20 AM

[2N08] Structural Analysis and Evaluation for bridge using High Energy X-ray Source

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3] (1.Dept. Nuclear Engineering and Management, Univ. Tokyo, 2.Accuthela.Inc, 3.PWRI)

11:20 AM - 11:35 AM

[2N09] Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Katsuhiro Dobashi[2], Natsuyo Maruyama[4], Masahiro Tatewaka[5], Yoshinobu Oshima[6] (1.Dept. of Nuclear Engineering &Management, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Kanto Giken Co., Ltd, 6.Public Works Research Institute)

11:35 AM - 11:50 AM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N10-16] Accelerator for material and device analysis

Chair: Jun-ichi Hori (Kyoto Univ.)

2:45 PM - 4:40 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N10] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1.KOBE Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N11] Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1.Univ. of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N12] Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR,

©Atomic Energy Society of Japan

Osaka Univ., 2.Graduate school of Engineering, Osaka Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N13] Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon

*Kenta KAKITANI[1], Tetsuya KIMATA[1], Tetsuya YAMAKI[2], Shunnya YAMAMOTO[2], Mao WEI[1], Takayuki TERAI[1], Tomohiro KOBAYASHI[3] (1.U Tokyo, 2.QST, 3.RIKEN)

3:30 PM - 3:45 PM

[2N14] TEM imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1.ISIR)

3:45 PM - 4:00 PM

[2N15] An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide ^{41}Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1], Keisuke Sueki[1] (1.University of Tsukuba , 2.Radiaction Science Center, KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

[2N16] Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for The Incident Angle of The Lost α Particles on Be Wall

*Takumi Utsumiya[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masashi Kisaki[4] (1.Kobe Univ., 2.Univ. of Tokyo, 3.Doshisha Univ., 4.National Institute for Fusion Science)

4:15 PM - 4:30 PM

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2N17-22] Medical application

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

4:40 PM - 6:20 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N17] Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2] (1. Graduate School of Science and Engineering (Science), Yamagata University , 2.Academic Assembly, Yamagata University , 3.RIKEN)

4:40 PM - 4:55 PM

[2N18] Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagishita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3], Kanyu Ihara[3] (1.JER, 2.Institute of technology, Shimizu Corp., 3.NCC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2N19] Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on ^{7}Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

*Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1], Masato Ohnuma[1] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2N20] Development of Alumina Adsorbents for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.UNION SHOWA K.K., 2.JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[2N21] Development of Alumina Adsorbents for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[1], Hitoshi Mimura[2], Kunihiko Tuchiya[1] (1.JAEA, 2.UNION SHOWA K.K.)

5:40 PM - 5:55 PM

[2N22] ^{99m}Tc generator system based on (γ, n)^{99}Mo produced by an electron linear accelerator

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2], Thutomu Ohtsuki[2] (1.KAKEN, 2.Kyoto University Reseach Reactor Institute)

5:55 PM - 6:10 PM

Room O

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

[2O01-05] monitoring at nuclear power plants, neutrino

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

9:35 AM - 10:55 AM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O01] Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power

©Atomic Energy Society of Japan

Station

*Yutaka Suzuki[1] (1.TEPCO Holdings,Inc. Fukuichi Decontamination and Decommissioning Engineering Company Fukuichi Radiation Protection Department)

9:35 AM - 9:50 AM

[2O02] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1], Ryo Ichikawa[1] (1.Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co.,Ltd.)

9:50 AM - 10:05 AM

[2O03] Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2] (1.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:05 AM - 10:20 AM

[2O04] Calculation of Low-energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda[1], Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan, 2.Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan)

10:20 AM - 10:35 AM

[2O05] Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1], Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2] (1.Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ., 2.Korea Atomic Energy Research Institute)

10:35 AM - 10:50 AM

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

[2O06-09] dose measurement, energy harvesting

Chair: Shuichi Tsuda (JAEA)

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

[2O06] Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Yushi Toyokura[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Osaka Prefecture University)

10:55 AM - 11:10 AM

[2O07] Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] (1.Radiation Research Center, Osaka Prefecture University)

11:10 AM - 11:25 AM

[2O08] Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*Shinjiro Matsui[1], Takeaki Hattori[2], Yuki Watanabe[2], Ippei Morita[2], Kazuya Inazuru[2], Masayoshi Ishikawa[2], Yoshitaka Mori[1] (1.The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., 2.Hamamatsu Photonics K.K.)

11:25 AM - 11:40 AM

[2O09] Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1] (1.JAXA)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[2O10-14] Low-temperature detector, semiconductor detector

Chair: Hideo Tomita (Nagoya Univ.)

2:45 PM - 4:05 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O10] Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*Yuki Shuto[1], Naoko Iyomoto[1], Takehiro Kuroiwa[1], Keisuke Maehata[1], Akira Takano[1], Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Tasuku Hayashi[2], Hatuka Muramatu[2] (1.Kyushu Univ., 2.ISAS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maeahata[2], Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], Kazuhisa Mitsuda[4] (1.JAEA NCL, 2.Kyushu Univ., 3.JAEA Oarai, 4.JAXA

©Atomic Energy Society of Japan

ISAS)
3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from ^{237}Np sources with using TES microcalorimeters
*Takashi Yasumune[1], Koji Takashi[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], Hiroyuki Takahashi[2] (1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo)
3:15 PM - 3:30 PM

[2O13] A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (IV)
*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yum Kim[1], Tatsuya Ito[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University., 2.Japan Nuclear Fuel Limited.)
3:30 PM - 3:45 PM

[2O14] Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information
*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University, 2.JNFL, 3.Tohoku Inst.Tech.)
3:45 PM - 4:00 PM

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

[2O15-19] Scintillation detctor, Gas detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)
4:05 PM - 5:25 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O15] Development of a portable gamma-ray spectrometer using unfolding technique
*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1.Mitsubishi Electric Corporation)
4:05 PM - 4:20 PM

[2O16] Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement
*Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4] (1.Hokudai University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagoya University, 4.Hitachi Chemical)
4:20 PM - 4:35 PM

[2O17] Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRUST Eu:LiCAF Scintillator
*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3] (1.Nagoya Univ. Engineering, 2.MHI LTD, 3.AIST)
4:35 PM - 4:50 PM

[2O18] Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K
*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1], Kei Kamada[2,3], Ikuhiro Shoji[3,4], Akira Yoshikawa[2,3,4] (1.Kyushu Univ, 2.New Industry Creation Hatchery Center , Tohoku Univ, 3.C&A corp, 4.Institute for Material Research , Tohoku Univ)
4:50 PM - 5:05 PM

[2O19] Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology
*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1] (1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Sharp Co. Ltd., 3.Bioengineering, School of Engineering, The University of tokyo)
5:05 PM - 5:20 PM

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

[2O20-23] Laser spectroscopy

Chair: Tatsuyuki Maekawa (Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corp.)
5:25 PM - 6:30 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O20] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)
*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa^[1] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

[2O21] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)
*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro IWATA[2], Kyunghun JUNG[2], Shuichi Hasegawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

5:40 PM - 5:55 PM

[2O22] Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsuishi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Tetsuo Iguchi[1], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] (1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.Kogakuin University)

5:55 PM - 6:10 PM

[2O23] Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2] (1.Nagoya Univ., 2.Sekisui Medical Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2B01-08] Pressure Vessel Steels

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 9:50 AM - 12:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B01] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1], Yuichi Miyahara[1] (1.CRIEPI)

9:50 AM - 10:05 AM

[2B02] FY2015 Improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1.CRIEPI)

10:05 AM - 10:20 AM

[2B03] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Masato Yamamoto[1] (1.CRIEPI)

10:20 AM - 10:35 AM

[2B04] FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1.Central Reseach Institute of Electric Power Industry)

10:35 AM - 10:50 AM

[2B05] Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2B06] Atom Probe Tomography of Japanse Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs

*Kenta Murakami[1], Kenji Nishida[2] (1.The University of Tokyo, 2.Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B07] Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*Tohru Tobita[1], Takuyo Ohtsu[1], Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B08] Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumto[2], Takashi Onitsuka[2] (1.Fukui Univ., 2.Research Institute of Nuclear Engineering, Fukui Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；（1）資源エネルギー庁プロジェクトの概要

FY2015 investigation for improvement of evaluation methods of irradiation effects on reactor pressure vessel and core internals; (1) Overview of METI's project

*新井　拓[1]，野本　明義[1]，宮原　勇一[1]

[1]電力中央研究所

平成 27 年度から開始した資源エネルギー庁の公募事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業 原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化」について、その概要を紹介する。

キーワード：原子炉圧力容器、炉内構造物、照射影響、板厚方向減衰、ミニチュア C(T)試験、照射ステンレス鋼

1. 緒言

（一財）電力中央研究所は、原子炉圧力容器の照射脆化評価手法と監視試験の高度化、炉内構造物に対する中性子照射影響評価の高度化を図ることを目的とした研究を平成 27 年度から 4 か年の計画で開始した。

2. 実施内容

2-1. 原子炉圧力容器の照射脆化評価（板厚方向減衰効果）

原子炉圧力容器板厚方向の中性子照射量の減衰と初期靭性の分布の相乗効果の解明に基づく現行評価手法の裕度の明確化を目的に、米国の廃炉 PWR の原子炉圧力容器等[1]のミクロ組織や硬さ分布に関する知見の取得、これらの知見と板厚方向減衰モデルや破壊靭性試験結果等の比較・検討を行う。

2-2. 監視試験法の高度化（ミニチュア C(T)マスターカーブ試験法）

照射脆化監視試験法の高度化の手法として期待されているミニチュア C(T)マスターカーブ破壊靭性試験法の中性子照射材への適用性の明確化を目的に、実機相当の中性子照射材に対する同試験と評価を行う。

2-3. 炉内構造物（ステンレス鋼）に対する照射影響評価

ステンレス鋼のミクロ組織に及ぼす照射影響の解明とモデル化、ミクロ組織と機械的性質の相関モデルの作成を目的に、中性子照射されたステンレス鋼に対するアトムプローブ分析および透過型電子顕微鏡観察とミクロ組織変化や相関モデルの作成を行う。

3. 平成 27 年度実施内容

平成 27 年度は各実施項目について、研究に着手すると共に次年度以降の研究計画を固めた。各項目の実施内容については、後続の講演で報告する[2]~[4]。

参考文献

[1] T. M. Rosseel, M. A. Sokolov, Proc. of the ASME 2015 PVP Conference, ASME PVP2015-45237, ASME, Boston, 2015.

[2] 西田他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(2) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ のミクロ組織および硬さの板厚方向分布、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

[3] 山本他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(3) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

[4]宮原他、平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化；(4) 中性子照射を受けた 304L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価、日本原子力学会 2016 年秋の大会、日本原子力学会、2016 年

* Taku Arai[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Yuichi Miyahara[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （2）中性子照射された圧力容器鋼 JRQ のミクロ組織および硬さの板厚方向分布

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Thorough-wall distributions of microstructure and hardness of irradiated JRQ Material

*西田 憲二[1]，野本 明義[1]，小林 知裕[1]

[1]電力中央研究所

IAEA 標準材である JRQ 材について、厚板材の板厚表面から内部までを模擬して照射された材料の板厚方向減衰を評価し板厚内部のみから採取した材料と比較した。中性子減衰にともなう両者の硬化量変化は同様の傾向を示し、材料内部に形成するクラスターも減衰に応じて減少した。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，板厚方向減衰，アトムプローブ

1. 緒言

原子炉圧力容器は炉内の核燃料から中性子の照射を受けるため、容器板厚の内側から外側に行くにしたがって中性子照射量が減衰し、それに伴い脆化量も減少する（板厚方向減衰）。照射量の板厚方向減衰については、指数関数的な減衰モデルが日米規格の照射脆化予測評価において採用され、既存軽水炉の脆化量の予測に利用されている。一方で、原子炉圧力容器は製造時においても板厚方向に機械的特性の分布を有しており、脆化量の板厚方向減衰と製造時の機械的特性の重ね合わせの効果を検証することは、原子炉圧力容器の健全性評価の信頼性を高める上で重要である。本事業では、実機圧力容器相当材の板厚方向の各位置における減衰効果を評価する。

2. 実験

平成 27 年度は IAEA 標準材である JRQ 材（A533B Cl.1 鋼）を評価対象とした。225mm 厚さの鋼材を板厚方向に 13 枚のレイヤーに分割し、照射キャプセル内で炉心側から同じ順に積み重ねて照射を行った材料（全板厚模擬材）[1]の中から、採取位置が内表面から 6mm、24mm、77mm の深さの材料を選択した。照射量はそれぞれ 5.4、4.1、2.2×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)と見積もられる。これらの材料に対して、金属組織観察、硬さ試験およびアトムプローブ（APT）分析を行った。

3. 結果

照射キャプセル内では照射位置が内表面から深くになるにつれて中性子減衰が大きくなるため硬さ上昇も小さくなるが、全板厚模擬材は板厚中心部から採取した材料（板厚中心部材）[2]と同様の傾向を示した（図 1）。全板厚模擬材について照射で形成するクラスターを APT で分析したところ、クラスターの体積率も硬さ変化と同様、表面から板厚中央に向かって減少した。

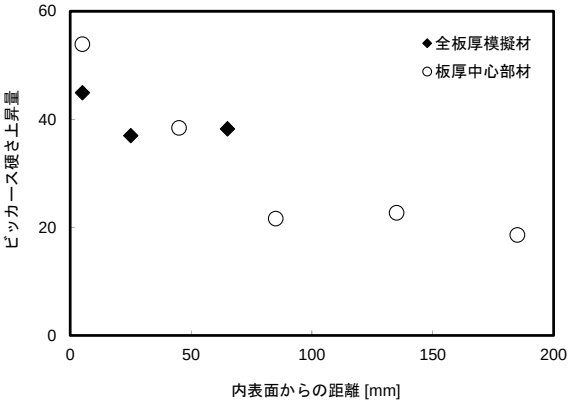


図 1 全板厚模擬材と板厚中心部材の照射位置と硬さ上昇量の関係

参考文献

[1] MRP-203, EPRI Report 1013415, October (2006).

[2] 曽根田他，電力中央研究所報告 Q09029, (2010).

*Kenji Nishida[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Tomohiro Kobayashi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (3) 中性子照射された圧力容器鋼 JRQ に対する Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3) Fracture toughness evaluation by miniature C(T) specimens on irradiated RPV steel JRQ

*山本　真人[1]

[1]電力中央研究所

照射材の破壊靭性評価に対する超小型の C(T)試験片の適用性を把握するため、IAEA 標準材である JRQ の照射済み材料を対象にマスターカーブ法に従う評価を実施した。異なる二機関のいずれでも有効な評価を実施出来た。両者の評価結果は同等であり、また PCCv 試験片による評価結果とも同等であった。

キーワード：破壊靭性、圧力容器鋼、マスターカーブ法、ミニチュア C(T)試験片

1. 緒言

延性―脆性遷移温度域における破壊靭性を評価するマスターカーブ法[1](MC 法)は、破壊靭性の寸法依存性を補正することが可能であることから、外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片の採用が期待されている。現在は、非照射材の圧力容器鋼に対する同試験片の適用性が広く認められ[2] 照射材に対する適用性を確かめる段階にある。Mini-C(T)試験片による破壊靭性評価を二つの機関で実施し、(1) MC 法の評価が実施できるか、(2)実施機関による差異があるか、 (3)他の形状の試験片と整合した結果か、を評価する。

2. 実験

試験炉にて照射量 1.85×10^{19} n/cm^2(E>1MeV)まで照射された JRQ（A533B Cl.1 鋼）[3]を対象とし、機関 A にて予亀裂付きシャルピー(PCCv)試験片による MC 法破壊靭性評価を実施した。試験終了後の破断材の片割れずつを機関 A と B に分配し、それぞれで Mini-C(T)試験片の加工、予亀裂導入および MC 法の評価を行った。PCCv 試験では単一の試験温度、Mini-C(T)の試験では複数の試験温度で破壊靭性 K_{Jc} を取得し、延性-脆性遷移の評価指標である参照温度 T_o を評価した。

3. 結果

機関 A および B はそれぞれ、Mini-C(T)試験片で 26 点および 24 点の K_{Jc} を取得し有効な T_o を評価できた。結果は T_o=40℃および T_o=32℃であり、差は規格[1]で想定する範囲内であった。別途 K_{Jc} の分布が MC 法の仮定するワイブル分布に従うことも確認できたことから、同照射材に対して Mini-C(T)試験片を適用可能であると考えられる。PCCv 試験片を用いた評価でも T_o=44℃と非常に近い値を得たことから、本試験の範囲では試験片形状の影響は顕著でないと言える。

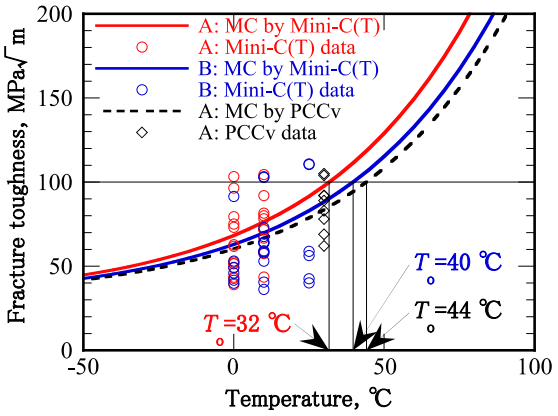


図 1　試験で得られた K_{Jc} と MC 評価結果

参考文献

[1] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015, 日本電気協会 (2015)

[2] Yamamoto, et al., ASTM STP1576, STP157620140020 (2015)

[3] EPRI report MRP-243. EPRI Palo Alto, CA: (2008), 1016601

*Masato Yamamoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 27 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （4）中性子照射を受けた 304L ステンレス鋼の照射に伴うミクロ組織変化の評価

FY2015 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Characterization of Microstructural Change on Neutron Irradiated Type 304L Stainless Steel

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]

[1]電力中央研究所

降伏強度が同程度で中性子照射量が異なる 304L ステンレス鋼に対して三次元アトムプローブ分析を行った。照射により形成されたミクロ組織にはニッケルとシリコンが濃化した溶質原子クラスターが観察され、そのサイズと数密度は照射量によらず同程度であった。

キーワード：304L ステンレス鋼，中性子照射，アトムプローブ，溶質原子クラスター

1. 緒言

中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼に形成される転位ループやブラックドット等の照射欠陥は、透過型電子顕微鏡（TEM）観察によるミクロ組織の定量化に関する報告が多く、降伏応力等の機械的特性との相関について検討が進められている。一方、鋼材中の Ni、Si 等の溶質原子がクラスターを形成することが近年のアトムプローブ（APT）分析によって報告されているが、定量的な評価結果は少ない状況にある。本事業では、同一材料に対して TEM と APT を併用した観察・分析を行うことで、中性子照射により形成されるミクロ組織の定量評価手法の確立を目指す。

2. 実験

平成 27 年度は JNES IASCC 事業において JMTR で照射された SUS304L 鋼[1]について、機械的特性が同程度で照射量が異なる 2 材料（照射量 3.7 dpa、12.3 dpa）を対象に TEM 観察と APT 分析を実施した。

3. 結果

TEM 観察の結果、結晶粒内にはブラックドットと完全転位ループを合わせたドット状欠陥とフランクループの欠陥サイズと数密度は JNES IASCC 事業の報告結果[1]と一致し、キャビティーやγ’相は観察されなかった。APT 分析の結果、両照射量ともに Ni-Si クラスターの形成が確認され、一部のクラスターにはリンの濃化が見られた。図 1 に APT 分析によって得られた Ni-Si クラスターのサイズ分布を示す。図中には、クラスターの平均直径と数密度を合わせて記載している。Ni-Si クラスターのサイズと数密度は、TEM で観察される照射欠陥と比べて小さく、数密度は約 1 桁高いが、照射量依存性は機械的特性の変化と同様の傾向を示した。

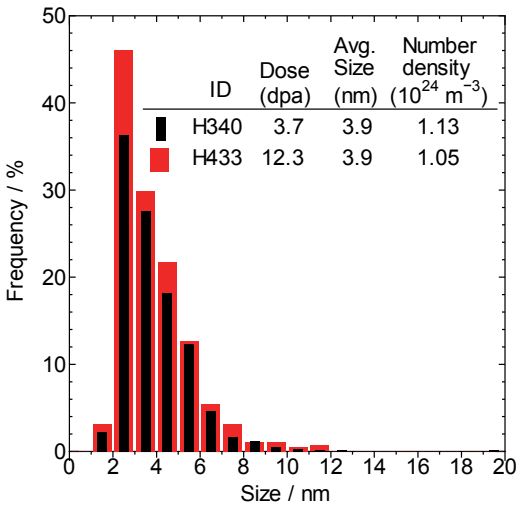


図 1 Ni-Si クラスターのサイズ分布

参考文献

[1] 「平成 17 年度照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書」，独立行政法人原子力安全基盤機構，（平成 18 年 7 月）．

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1] and Siwei Chen[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

圧力容器鋼の照射誘起析出物形成過程の反応速度論解析

Rate Theory Modeling of Formation Process of Radiation Induced Precipitation in RPV steels

*中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の核生成過程を厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の形成に関する照射条件依存性について議論した。

キーワード：照射脆化、原子炉圧力容器、反応速度論、銅リッチ析出物、照射相関

1. 緒言

軽水炉の圧力容器や炉内構造物、核融合炉の構造材料といった中性子の照射を受ける材料は、照射により硬化や寸法変化などの材料の機械特性が変化する。特に、軽水炉圧力容器鋼の照射脆化については、プラントの寿命を決める要因になりうるため、照射脆化を予測して事故の未然防止を図ることは重要である。

日本において代表的な照射脆化予測式は、JEAC4201-2007（2013 年追補版）である。これは、日本の各商業軽水炉や試験炉で得られた脆化データを物理的理論に基づいた簡易予測式にフィッティングしたものであるが、その温度の適用範囲 270℃から 290℃と狭い。また、Yoshiie らのより厳密な反応速度論モデル[1]では、2 つの単空孔の集合体（サイズ 2）が安定なボイド核（臨界サイズ）と仮定しているが、実際には臨界サイズは損傷速度や照射温度によって変化し、ミクロ構造変化に影響を与える[2]。

そこで本研究では、幅広い照射条件において照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である転位ループ、ボイドおよび銅リッチ析出物の核生成過程を厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。

2. 数値解析方法

bcc 鉄中において、サイズ 1 から 100 の自己格子間原子（SIA）集合体およびサイズ 1 から最大 140 の銅-空孔複合体について反応速度式を立て、それぞれの欠陥集合体濃度の経時変化を得た。ここで、分子動力学法（MD）によって評価された欠陥集合体結合エネルギーのサイズ依存性の関係を用いることで、欠陥集合体の熱的安定性についても扱っている。

3. 結果および考察

図 1 は 0.01dpa における銅-空孔複合体のサイズ分布の損傷速度依存性である。ここで、組成 α はクラスター中の銅原子の割合と定義した。ここから、同じ照射量でも損傷速度の違いにより欠陥の形成過程は異なることが分かる。低損傷速度であるほど、ボイドの形成がないこと、銅を半分含むクラスター（α =0.5）の形成量も少ないこと、銅のみのクラスター（α =1）は多く形成され、そのサイズが大きくなることが分かった。

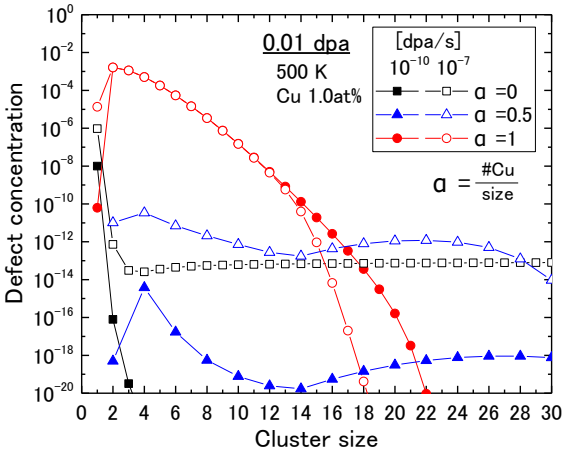


図 1　銅-空孔複合体のサイズ分布の損傷速度依存性

参考文献

[1]　T. Yoshiie et al., NIM B, Vol. 352, pp. 125-129, (2015).

[2]　T. Nakasuji et al., EJAM, Vol. 7-2, pp. 160-165, (2015).

*Toshiki Nakasuji[1], Ruan Xiaoyong[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

国内原子炉圧力容器監視試験材のアトムプローブ測定
安全性向上原子力人材育成委託事業の成果報告

Atom Probe Tomography of Japanese Reactor Pressure Vessel Materials from Surveillance Test Programs
Report of Human Resource Development Program supported by METI

*村上　健太[1]，西田　憲二[2]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所

国内の二つの電力事業者より原子炉圧力容器監視試験廃材の提供を受け、アトムプローブ測定を実施した。いずれの試料においても銅、ニッケル、マンガン、ケイ素等のクラスタリングを確認した。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，　アトムプローブ

1. 緒言

発表者らは、実機材を最先端の分析設備で分析する機会を提供することにより原子力材料に関する人材育成プログラムを進めている[1]。昨年度は関西電力美浜２号炉第４回監視試験[2]残材（美浜２材）と日本原子力発電敦賀１号炉第６回監視試験[3]残材（敦賀１材）の提供を受け、電力中央研究所のホットラボにてアトムプローブ測定の技術伝承を受けた。

2. 実施内容

監視試験残材から電解研磨によって針状の試料を作製し、CAMECA 社製アトムプローブ LEAP 3000 XSi を用いて測定を行った。アトムマップを再構成したのち、再帰的探索アルゴリズムを使用して銅、ニッケル、マンガン、ケイ素、リン等の濃化した領域（クラスタ）を抽出した。

3. 結果

美浜２材の溶質原子クラスタは敦賀１材と比較してサイズが大きく、数密度は小さい傾向が見られた。両者のクラスタの体積率はほぼ同程度である。美浜２材と敦賀１材の溶質原子クラスタの組成は比較的似ており、平均の溶質原子濃度はマンガン 7%, ニッケルが 10 % 程度であった。敦賀１材におけるバルクの銅濃度は美浜１材より高いが、クラスタ中の銅濃度も敦賀１材が 9 %程度であるのに対し美浜２材が 4%程度であった。バルクのケイ素濃度は敦賀１材の方が少し高いものの、クラスタ中のケイ素濃度は敦賀１材が 4%であるのに対して美浜２材が 6%程度となっている。これらの測定結果は電力中央研究所における国内監視試験材の過去の観察結果[4]とよく一致した。

参考文献

[1] 株式会社原子力安全システム研究所, 平成 27 年度安全性向上原子力人材育成委託事業 事業報告書, 平成 28 年 3 月, http://www.iae.or.jp/wp/wp-content/uploads/2016/03/02_inss_FY2016_ri.pdf

[2] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 関西電力株式会社 美浜発電所２号炉高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果 平成 24 年 7 月, http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/plec/doc/VLR/MH2.pdf

[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 日本原子力発電株式会社敦賀発電所１号炉高経年化技術評価書及び長期保守管理方針の技術的妥当性の確認結果, 平成 21 年 8 月, http://www.nsr.go.jp/archive/jnes/plec/doc/VLR/GT-1.pdf

[4] 曽根田直樹 他、” 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測法の改良－高照射監視試験データの予測の改善－”, 電力中央研究所研究報告書 Q12007. 2013 年 3 月.

---

*Kenta Murakami[1] and Kenji Nishida[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子炉圧力容器鋼のき裂伝播停止破壊靭性に関する評価

Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*飛田 徹，大津 拓与，髙見澤 悠，西山 裕孝
日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器鋼に対して、き裂伝播停止破壊靭性(K_{Ia})試験、破壊靭性試験、及び計装シャルピー試験を実施し、K_{Ia}参照温度と破壊靭性参照温度及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力との相関について検討した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、き裂伝播停止破壊靭性、計装シャルピー試験

1. 緒言

中性子照射量は原子炉圧力容器板厚内で減衰するため、容器の外面側ほど照射による脆化量は小さくなる。また、加圧熱衝撃事象においては、安全注入水による容器の内面近傍の温度低下に比較して外面側の温度低下は小さいことから、容器外面側ほど破壊靭性は高くなる。そのため、容器の内面近傍に想定した欠陥から非延性き裂が発生しても、き裂が容器の板厚を貫通するまでに停止する可能性がある。き裂の停止を評価するためには、材料のき裂伝播停止破壊靭性(K_{Ia})を得る必要がある。本報告では原子炉圧力容器鋼を用いてK_{Ia}試験を実施し、K_{Ia}の温度依存性の指標であるK_{Ia}参照温度(T_{KIa})を評価した。また、破壊靭性参照温度(T_o)及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力(F_a)との相関について検討した。

2. 実験

表 1 供試材の主な機械的特性

材料	σy, MPa	σu, MPa	T_{41J}, °C	USE, J
JRH	481	610	-28	78
JRM	458	596	-36	148
S1	488	634	-70	197

表 1 に、供試材である原子炉圧力容器鋼(JIS SQV2A)の主な機械的特性を示す。試験片は全て板厚 200mm の 1/4 位置近傍から T-L 方向に採取した。K_{Ia}試験は ASTM E1221-12 に準拠し、低温では 1 インチ厚さコンパクトき裂伝播停止 (1T-CCA) 試験片、室温近傍では 2T-CCA 試験片を用いて実施した。破壊靭性試験では ASTM E1921-13 に準拠し T_oを評価した。また、JIS B7755 に準拠し、シャルピー試験で取得した計装データ(荷重-時間)から F_aの温度依存性と既往研究[1]においてT_{KIa}との相関が報告されている Fa=4kN に対応する温度(T_{Fa4kN})を評価した。

3. 結果

それぞれの供試材について 9 点以上の有効な K_{Ia}値を取得し T_{KIa}を評価した。T_{KIa}は、K_{Ia}の温度依存性が静的破壊靭性(K_{Jc})と同様にマスターカーブ(MC)に従うとした場合の 100MPa√m に対応する温度である。図 1 に、横軸を(試験温度(T)-T_{KIa})とした場合の K_{Ia}値及び MC と T_{KIa}を示す。K_{Ia}値は概ね MC の 5～95%の範囲内に分布している。また、表 1 に示したシャルピー遷移温度(T_{41J})の差に対し、材料による T_{KIa}の違いは小さい。発表においては、T_oと T_{KIa}及び T_{Fa4kN}と T_{KIa}の相関について報告する。また、既往照射材の計装シャルピーデータを用いて T_{Fa4kN}の評価を行い、照射による T_{Fa4kN}シフトと T_oシフト及び T_{41J}シフトを比較した結果についても報告する予定である。

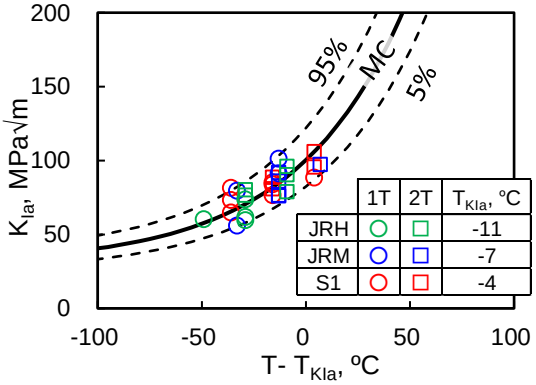


図 1 K_{Ia}試験結果

参考文献

[1] K. Wallin, Evaluating Material Properties by Dynamic Testing, ESIS 20, E. van Walle, Ed., MEP London, pp.165-176 (1996)

*Tohru Tobita, Takuyo Ohtsu, Hisashi Takamizawa and Yutaka Nishiyama
Japan Atomic Energy Agency

アトムプローブによる原子炉圧力容器監視試験片のミクロ分析

Atom probe tomography for surveillance specimens in the PWR and BWR pressure vessel steels

*山村一貴[1]，福元謙一[2]，鬼塚貴志[2]

[1]福井大学大学院　[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

本研究では，実機軽水炉で中性子照射された二種類の監視試験片についてアトムプローブ（APT）分析を行い、ミクロ組織分析を実施した。二種類の監視試験片で Cu, Ni, Si, Mn, P が集中した Cu リッチクラスタが観察され、Cu リッチクラスタの大きさと数密度が過去に報告されている文献データの傾向と一致していることが確認された。

キーワード：アトムプローブ分析，照射脆化，監視試験片, Cu リッチクラスタ

1. 緒言

軽水型発電炉の原子炉圧力容器鋼の照射脆化は高経年化を考えるうえで、重要な項目の一つである。現在考えられている照射脆化のメカニズムは、原子炉容器に使用されている A533B の低合金鋼の場合、ナノメートル(nm)スケールの極めて微細な材料変化、例えば Cu リッチクラスタの形成や、Mn , Ni , Si が集中したクラスタの形成、マトリックス損傷、P などの不純物の粒界への偏析によるものだと考えられている。このため、実機の監視試験片のミクロ組織分析は照射脆化の進展の把握にとって非常に有用であり、予測式が想定する脆化機構の連続性を確認するためにも高照射量領域までの実機材データの蓄積が重要になる。そこで、今回は APT を用いて原子炉圧力容器監視試験片のミクロ組織分析を実施した。なお、本実習は資源エネルギー庁の人財育成事業の一部として実施した。

2. 実験方法

分析を実施した材料は、関西電力美浜 2 号機と日本原子力発電敦賀 1 号機の原子炉容器監視試験片の一部である。中性子照射量はそれぞれ 4.4×10^{19} n/cm^2 [1] と 9.4×10^{17} n/cm^2 [2] である。 APT 測定には日本原子力研究開発機構の原子炉廃止措置研究センターの管理区域内に開設された高経年分析室に設置されている CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。測定は電圧パルスモードで行い、試料温度は 50K (-223℃）とした。APT 測定用の針状の試料は、集束イオンビーム(focused ion beam, FIB)加工装置（HITACHI 製 nano-DUE'T NB5000）を用いて作製した。クラスタの解析には電力中央研究所が溶質原子クラスタの解析に採用している再帰的検索手法 [3] を用いてクラスタ解析を行った。クラスタ解析では、コア原子の抽出に用いるしきい距離には 0.5nm を用い、コア原子が 20 個以上のものだけをクラスタとして取り扱った。周辺原子の抽出に用いるしきい距離には 0.5nm を用い、周辺原子の一部を取り除くしきい距離には 0.5nm、最低のコア原子数には 3 個を用いた。

3. 結果

図に原子マップの一例を示した。すべての試料で、Cu, Ni, Si, Mn, P が集中したクラスタ、いわゆる Cu リッチクラスタの形成を確認した。また、P が直線上に偏析している部分が見られ、その部分に Cu リッチクラスタも集中していることを確認し、Cu リッチクラスタの大きさと数密度が過去に報告されている文献データの傾向と一致していることが確認された。

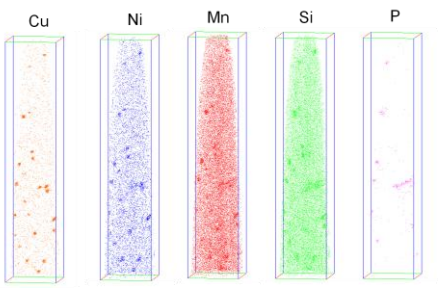


図 美浜 2 号の監視試験片の原子マップ

(40 x 40 x 170nm)

参考文献

[1] 原子力安全基盤機構　関西電力株式会社美浜発電所2号炉」2012年7月
[2] 原子力安全基盤機構　日本原子力発電株式会社敦賀発電所1号炉　2009年8月
[3] 電力中央研究所　研究報告：Q06019

*Kazuki Yamamura[1], Kenichi Fukumoto[2], Takashi Onitsuka[2]
[1]Fukui Univ, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

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

[2B09-12] Structure materials

Chair: Kenta Murakami (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B09] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

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

2:45 PM - 3:00 PM

[2B10] Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1], Yuji Kitsunai[2] (1.INSS, 2.NFD)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B11] Mechanical property of ferritic composite for DEMO

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Terumitsu Imanishi[2] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University, 2.Technology Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B12] A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

Tadashi Yamasaki[1], *Hideki Yuya[1] (1.Chubu Electric Power Co., Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動（2）

Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (2)

*三浦照光、藤井克彦、福谷耕司
原子力安全システム研究所

17dpa 照射されたフラックスシンブルチューブ（FTT）材の粒界部の引張破壊挙動を超微小引張試験で調べ、延性と粒界の混合破面を確認した。74dpa 照射 FTT 材と比べ、低い照射量では粒界破壊が生じ難いことを確認した。また、前報の 19dpa 照射バッフルフォーマボルト（BFB）材と比べて粒界破壊し易い可能性が示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、中性子照射、粒界破壊、超微小引張試験、照射誘起応力腐食割れ

1. 緒言

前報[1]に引き続き，FTT 材と BFB 材の IASCC 挙動の違いについて、粒界部の破壊挙動の観点から検討を行った。前報では 19dpa 照射された BFB 材の粒界部の引張破壊挙動を超微小引張試験により調べ、粒界破面と思われる平坦な破面が一部認められたものの、74dpa 照射 FTT 材で示された全面粒界破面[2]のような粒界破壊は生じないことを報告した。粒界部の破壊挙動に照射量と材料による違いが影響している可能性が示唆されたことから、本報告では 17dpa 照射 FTT 材で試験するとともに 19dpa 照射 BFB 材の破壊挙動を詳細に調べた。

2. 試験

17dpa 照射された FTT 材から、大傾角粒界 1 個を含む超微小引張試験片（8×4×2μm）を FIB/SEM（HITACHI NB5000）を用いて作製した。粒界面を試験片中央に応力軸に対して垂直に配し、スリットを導入して粒界部の大きさを 0.3×2μm とした後、FIB/SEM 内で室温にて引張試験した。試験後、破面を SEM 観察するとともに破壊の様子を詳細に調べるため、前報で試験した 19dpa 照射 BFB 材とともに、断面 TEM 観察を行った。

3. 結果

粒界部は 8%程度伸びた後に破断し、破断時の荷重は 900μN であった。破面は絞られ、延性破面の様相であったが、破面の中央部に 19dpa 照射 BFB 材と同様の平坦部が確認された。粒界部の断面 TEM 像を BFB 材とともに図に示した。破面周辺をナノディフラクションで調べた結果、FTT 材の平坦部は粒界であることがわかった。一方、BFB 材では平坦部は粒界と異なっており、粒内で破壊したことがわかった。74dpa 照射 FTT 材では同試験で全面粒界破面を呈しており[2]、照射量の低下により粒界破壊が生じ難くなることを確認した。また、照射量が同程度の BFB 材と比較して、FTT 材の方が粒界破壊し易い可能性が示唆された。

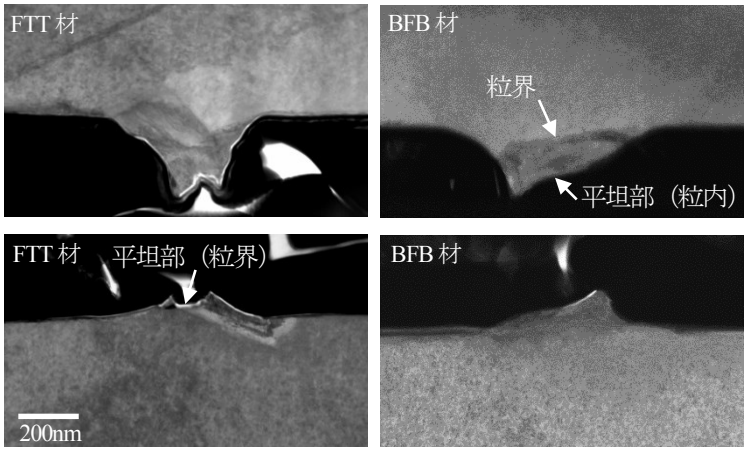


図　粒界部の断面 TEM 像

参考文献

[1] 藤井他, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 2H08.　[2] 三浦他, INSS JOURNAL, 19 (2012) pp. 155-165.

*Terumitsu Miura, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya

Instuitute of Nuclear Safety System

高温水中における 3 dpa 中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化

Grain boundary oxidation of 3 dpa neutron-irradiated stainless steels in high temperature water

*福村　卓也[1]，福谷　耕司[1]，藤井　克彦[1]，三浦　照光[1]，橘内　裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

3 dpa まで中性子照射された 316 ステンレス鋼を PWR 一次冷却材模擬環境中で腐食試験後，粒界部のミクロ組織を分析した結果，粒界酸化を確認した。3 dpa 照射材の粒界酸化長さは同時に腐食試験した 73 dpa 照射材に比べて短く，照射量の増加により粒界酸化長さも増加することが分かった。

キーワード：IASCC，粒界酸化，　316 ステンレス鋼，腐食，PWR

1. 緒言

照射による腐食挙動の変化は IASCC に関係していると考えられることから，IASCC メカニズム解明には，照射材の酸化挙動の把握が重要になる。前報[1]では実機 PWR で照射された 316 ステンレス鋼製フラックスシンブルチューブ（FTT）に定荷重を負荷したまま，温度 320℃の PWR 一次冷却材模擬環境中で 1149 時間の腐食試験を行い，73 dpa 照射材で粒界酸化が確認されるなどの知見を報告した。本研究では同時に腐食試験した 3 dpa 照射材の粒界酸化状況を詳細に調べ，粒界酸化長さや粒界組成変化に対する照射量や応力の影響について調べた。

2. 試験

本研究では前報で腐食試験に供した 3 dpa 照射材の引張応力（400 MPa）部と応力中立部から粒界を含む薄膜試料を集束イオンビームで作製し，透過電子顕微鏡(TEM)による粒界の断面観察とエネルギー分散型 X 線(EDS)分析を行った。今回分析に供した材料の照射量，照射温度，照射速度はそれぞれ 3 dpa，323℃，8.7×10^{-9} dpa/s である。

3. 結果と考察

図 1 の断面 TEM(Z コントラスト)観察例に示すように，試験片表面粒界に沿ってコントラストの濃い酸化物が観察された。表面の酸化物は Cr リッチな微細なスピネル構造の内層と Fe リッチな外層の 2 層構造である。粒界酸化部では表面酸化物に比べて不明瞭なリング状の回折パターンが観察された。粒界 9 個を観察した結果，ほぼすべての粒界で平均長さ 100 nm の粒界酸化が観察され，3 dpa という比較的低照射量から粒界酸化が起こることが確認された。前報[1]にて 73 dpa 照射材の 4 個の粒界で平均 400 nm の粒界酸化が観察されており，照射量の増加により粒界酸化長さが増加することが分かった。応力の影響に関しては，引張応力の有無による粒界酸化長さの違いは確認されなかった。図 1 で観察した粒界酸化部と粒界酸化前方の粒界の組成変化を EDS で分析した結果，図 2 に示すように粒界酸化部の粒界は Cr が濃化し，Ni と Fe が欠乏しており，Cr リッチな酸化物であった。また，粒界酸化前方の粒界上は Ni が濃化していた。これらの粒界組成変化には照射量や応力の影響は確認されなかった。照射量が 3 dpa から 73 dpa に増加することにより，粒界の Cr 濃度が約 14 から 12 wt%へ Ni 濃度が約 20 から 25 wt%に粒界組成が変化しており[2]，照射誘起偏析の進行が粒界の腐食特性を変化させ，粒界酸化長さの増加と関係していることが考えられる。

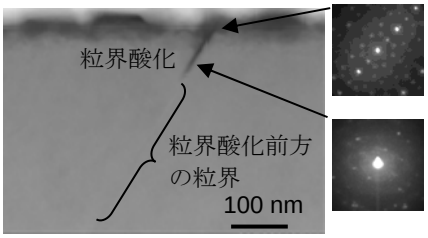


図 1　断面 Z コントラストおよび電子線回折

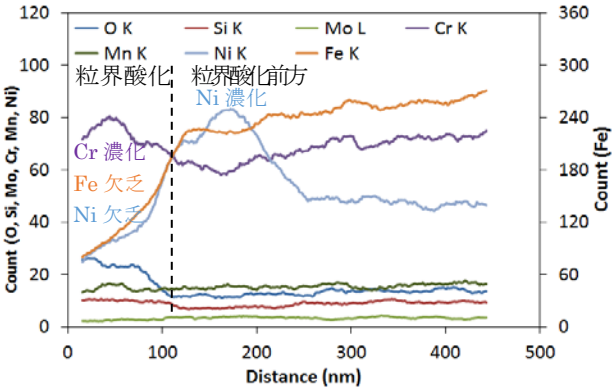


図 2　粒界組成変化 EDS

参考文献

[1] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集，I26，2015.
[2] K. Fukuya, K. Fujii, M. Nishioka and Y. Kitsunai, J. Nucl. Sci. Technol., 43(2006)159.

*Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1], Katsuhiko Fujii[1], Terumitsu Miura[1] and Yuji Kitsunai[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

DEMO 炉用鉄系複合材料の機械的特性

Mechanical properties of ferritic composite for DEMO

*佐和 雄樹[1]、橋本 直幸[1]、礒部 繁人[1]、今西 輝光[2]
[1]北海道大学, [2]単層 CNT 研究機構

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H は、耐照射性に優れている反面、熱伝導率が低いという欠点が挙げられる。当研究室では、粉末冶金法により、F82H と高熱伝導率のカーボンファイバーとで複合材料作製し、F82H の熱伝導率の向上を試みており、本研究では、F82H 複合材料の機械的特性を評価した。

キーワード：低放射化フェライト/マルテンサイト鋼、機械的特性

1. 諸言

核融合実証炉（DEMO 炉）のプラズマ対向機器材料の候補材料である低放射化フェライト鋼 F82H の熱伝導率は 30W/m・K 以下であり、熱交換機器への使用には不安が残る。当研究室では、F82H にカーボンファイバー(以下 CF)とカーボンナノチューブ(以下 CNT)を添加した複合材料の試作を重ねた結果、F82H-30vol.%CF-0.2vol.%CNT（以下 F82H 複合材料）は F82H の約 1.7 倍の熱伝導率を示した。さらに、この複合材料について機械的特性の評価も進めており、本研究では、F82H ならびに F82H 複合材料の硬さおよび引張強度を調査した。

2. 方法

粉末の F82H(φ~125μm)および乳鉢で混合した F82H-30vol.%CF-0.2%CNT（以下 F82H 複合材料）2 種類の試料を、放電プラズマ焼結器(SPS)で圧力 40MPa、焼結保持温度 950℃~1000℃、焼結保持時間 10~60min で焼結した。焼結体表面をバフ研磨により平滑化し、ナノインデンターおよびビッカース硬度試験器を用いて硬度試験を行った。また、焼結体からミニチュア試験片(SS-J1)を作製し、F82H バルク材と F82H 複合材料の引張特性を比較した。

3. 結果・考察

F82H のビッカース硬度は、焼結保持温度及び焼結保持時間の増加に伴い上昇した。また、引張強度については、焼結保持温度と焼結保持時間の増加に伴い、引張強さ及び破断伸びの増加傾向が見られた(図 1)。図 2 に、焼結保持温度・保持時間がそれぞれ(a)950℃,10min, (b)1000℃,60min で作製された F82H 粉末の引張試験後の破断面を示す。これより、焼結体から作製した試験片は粉末 F82H 粒子の凝集体であり、保持温度および保持時間の増加が良好な焼結体の形成に大きく寄与したことが分かる。つまり、引張試験から得られた引張強度および破断伸びの増加は、粉末粒子同士の接合強度の上昇を反映していると言える。

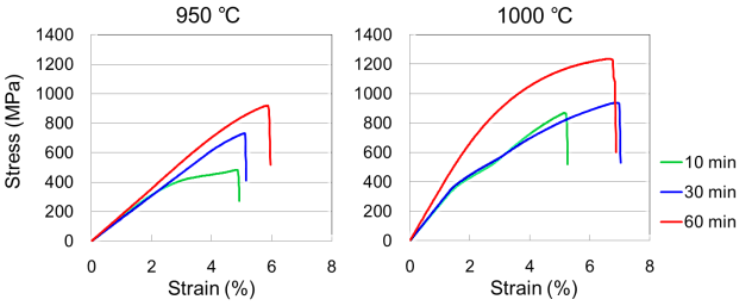


図 1. 様々な焼結条件で作製された F82H の応力ーひずみ曲線

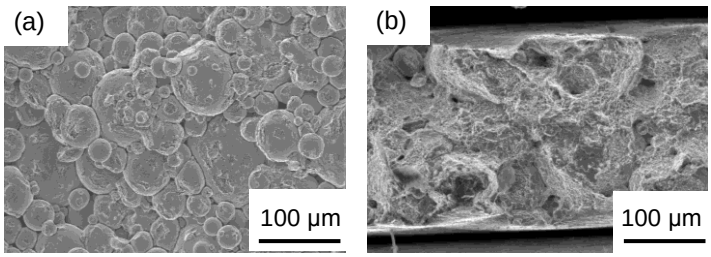


図 2. (a)950℃,10min (b)1000℃,60min で焼結された F82H 粉末の引張試験後の破断面

*Yuki Sawa[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1] and Terumitsu Imanishi[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Research Association for Single Wall Carbon Nanotubes

浜岡１号機を活用した材料の長期健全性研究

A research on material degradation by using Hamaoka unit-1

*山﨑 直[1]，熊野 秀樹[1]

[1]中部電力株式会社 原子力安全技術研究所

浜岡原子力発電所１号機（以下、浜岡１号機）は現在廃止措置中であり、供用中は不可能な実機構造物の破壊調査が可能な状況にあり、現行照射脆化管理手法の再確認や実機破壊裕度の把握を行うことは有意義である[1]。今回、平成 26 年に開始した浜岡１号機原子炉圧力容器の調査・研究を紹介する。

キーワード：浜岡原子力発電所，廃止措置，原子炉圧力容器，照射脆化，ボートサンプル，機械試験

1. 緒言

浜岡１号機は平成 21 年から廃止措置過程にあり、廃止措置に必要な原子炉等構造物の放射能調査のためのサンプル採取装置を独自に開発した経緯にある。当社は、本装置を材料健全性確認のために活用することを計画し、運転中には破壊調査ができない原子炉圧力容器を研究対象とした。

2. 研究計画と進捗状況

2-1. 研究計画

浜岡１号機の原子炉圧力容器から採取できるボートサンプルは高速中性子照射量（E>1MeV）が 2×10^{18}n/cm^2 未満と比較的小さいことから、本調査研究は、その照射量での現行管理方法の再確認や破壊裕度の確認を主眼とした。また、ボートサンプルの厚み（原子炉の内面からの深さ）は数センチまでとなる点を考慮し、原子炉内面クラッド近傍の材質・強度の特異性に着目することとした。

2-2. 実機サンプリング

浜岡１号機の原子炉圧力容器において中性子照射量の高い胴板は 2 枚の圧延鋼板の縦溶接で製作され、かつ監視試験片が 0°側の板と同じチャージから作製されている。したがってボートサンプルは 0°側の板から採取した。なお、採取高さ位置はあらかじめ試算した中性子束分布を参考に、中性子束が最大となる付近とした。採取したボートサンプル数は最大中性子束付近の縦 7 か所×2 列で合計 14 個とした。

2-3. 材料基礎特性試験

浜岡１号機の UT 検査用ブロック（内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材）は、今回調査・研究対象となる内面クラッド直下の原子炉圧力容器母材の供用（照射）前の状況を知る貴重な試料であるため、硬さ分布等の基礎機械特性の確認を行うこととした。

2-4. 今後の予定

今後は、国の補助事業[2]に採択され本年 1～3 月で実施した材料基礎特性試験の結果をまとめるとともに、実機サンプルのミクロ組織観察、破壊靭性試験等の機械試験を行っていく予定である。

3. 結論

今回の結果からはクラッド直下の母材の特性が把握できた。また、調査・試験の推進の支障となる事項は見つからなかった。今後ともクラッド近傍組織の特異性に注意を払いながら研究を推進する。

参考文献（公開 URL）

[1] http://www.chuden.co.jp/corporate/publicity/pub_release/teirei/3253015_19407.html

[2] http://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer_result/1601/160105a/

---

*Tadashi Yamasaki[1] and Hideki Yuya[1]

[1]Chubu Electric Power Co. Inc. Nuclear Safety Research & Development Center

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

[2B13-16] Fuel property

Chair: Ken Kurosaki (Osaka Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B13] Oxygen vacancy ordering in CeO_{2-x}

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Tadao Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3]
（1.Tohoku Univ., 2.JAEA, 3.CTC）

3:50 PM - 4:05 PM

[2B14] Oxygen self diffusion coefficients in mixed oxide fuel

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1], Takeo Sunaoshi[2]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company）

4:05 PM - 4:20 PM

[2B15] Development of fast measuerement system for melting point of nuclear fuels

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hirosawa[2], Isamu Sato[3]（1.Kyushu University Faculty of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Tokyo Institute of Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[2B16] First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

CeO_{2-x}における酸素空孔の秩序化

Oxygen vacancy ordering in CeO_{2-x}

*小無 健司[1]，吉田 健太[1]，八登 唯夫[1]，永井 康介[1]，加藤 正人[2]，森 一樹[3]
[1]東北大学，[2]原子力機構，[3]CTC

低 O/Ce 比のセリウム酸化物(CeO_{2-x})における酸素空孔の秩序化を球面収差補正透過電子顕微鏡法(AC-TEM)により初めて見出した。

キーワード：透過電子顕微鏡，核燃料，酸素空孔

1. 緒言

CeO_{2-x} は非放射性物質でありその取り扱いの容易さからプルトニウム酸化物(PuO_{2-x})の代替物質として研究に利用される。CeO_{2-x} は、酸素不足型の不定比性化合物であり酸素空孔を含んだ不完全結晶である。その O/Ce 比は化学的性質（酸素ポテンシャル等）や熱的性質（比熱等）に大きな影響を及ぼす。これまで酸素空孔について理論的手法（第一原理計算）、実験的手法（ラマン分光法、XAFS）を用いて微視的観点から研究してきた[1]。本研究では、透過電子顕微鏡を用いて CeO_{2-x} の酸素空孔を直接観察した。

2. 球面収差補正透過電子顕微鏡観察

球面収差補正透過電子顕微鏡法(AC-TEM)は酸素原子など軽元素の欠陥構造を視角化できる観察法である[2]。実験試料には、焼結 CeO_2 ペレットを低酸素雰囲気で還元しそれを粉砕して用いた。還元および未還元の酸素原子カラムを AC-TEM により直視観察した。図 1(a)に示されるような粉砕試料片の観察領域において、<100>晶帯軸入射に傾斜し(図 1(b))、80 万倍の結晶構造像を取得した。その結果、還元 CeO_{2-x} には、未還元の CeO_2 には存在しない周期的な欠陥構造（図 2 中矢印）が観察された。この欠陥構造は、画像シミュレーターで計算した理論的な結晶構造像との比較することで、酸素欠陥の秩序化を示唆した。また、GPA アルゴリズムを用いた 2 次元的な歪み分布解析は CeO_2 に結晶粒内に1～2%の均一な格子の膨張が現れていることを明らかにした。

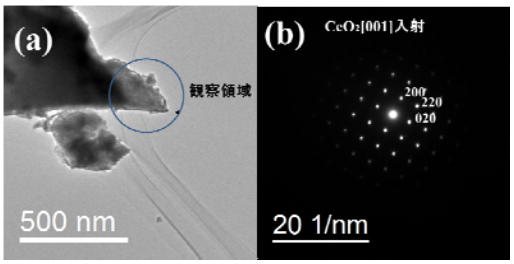


図 1 (a)低倍率 TEM、(b)制限視野回折図形

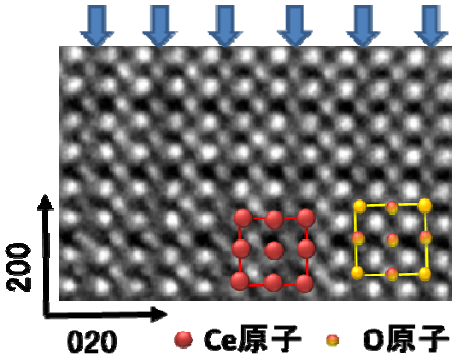


図 2 還元 CeO_{2-x} の AC-TEM 像

3. 考察

第一原理計算結果[1]によれば、酸素空孔の生成によって Ce-O 間の化学結合が切断されることにより、酸素空孔に最近接の 4 つの Ce は酸素空孔から一様に遠ざかる方向に移動する。一方、酸素空孔に最近接の 6 つの O 原子は、酸素空孔を埋めるために酸素空孔に一様に近づく方向に移動する。このように酸素空孔の周りの原子が空間対称性良く変位するため結晶構造が変わらず空孔が秩序化したものと考えられる。

4. 結論

本研究では、原子カラムの空間分解能を有する AC-TEM を CeO_{2-x} に適用し、酸素還元初期過程における酸素空孔の秩序化を直視観察することに成功した。

参考文献

[1] 小無他、「酸化物核燃料における酸素空孔のナノ解析」、日本原子力学会 2016 春の年会、3G09.

[2] K. Yoshida, T. Kawai, T. Nambara, S. Tanemura, K. Saitoh and N. Tanaka, Nanotech., 17 (2006) 3944-3950.

*Kenji Konashi[1], Kenta Yoshida[1], Noboru Yato[1], Yasuyoshi Nagai[1], Masato Kato[2], Kazuki Mori[3], [1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]CTC

MOX の酸素自己拡散係数

Oxygen self-diffusion coefficients in mixed oxide fuel

*渡部 雅[1]，加藤 正人[1]，砂押 剛雄[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

混合酸化物（MOX）燃料の酸素自己拡散係数を H_2/H_2O 雰囲気下で同位体交換法により測定することに世界で初めて成功した。本測定結果とこれまで JAEA で取得した酸素化学拡散係数の結果を整理し、格子欠陥の活性化エンタルピーの観点から考察した。

キーワード：自己拡散係数、混合酸化物燃料、同位体交換法

1. 緒言

MOX 燃料の焼結挙動、酸化・還元反応及び酸素再分布といった現象は燃料中の酸素拡散によって支配されており、本現象を把握することは非常に重要である。しかしながら、MOX 燃料における酸素自己拡散係数(D^*)の測定はほとんど報告されていない。従って、本研究では MOX 燃料の酸素自己拡散係数を ^{18}O 同位体交換法と熱重量法を組み合わせ測定することを試みた。また、これまで JAEA にて取得された MOX 燃料の酸素化学拡散係数と本測定結果を整理し、格子欠陥の活性化エンタルピーの観点から考察を行う。

2. 実験

本試験では，マイクロ波直接加熱脱硝(MH)法よって得た MOX 粉末を原料として，$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ の組成を有する焼結ペレットを作製した。酸素自己拡散係数は、熱天秤を用いて ^{18}O 同位体交換による熱重量変化から算出した。なお測定温度は 1673、1773 及び 1873 K とし、熱天秤内で酸素・金属(O/M)比を一定に保ちながら測定を実施した。

3. 結果・考察

図 1 に酸素化学拡散係数及び酸素自己拡散係数の測定値を O/M 比に対してプロットしたものを示す。酸素自己拡散係数は酸素化学拡散係数よりも小さい値を有しており、UO_{2+x} や PuO_{2-x} で報告されている傾向[1]と一致する。また、酸素格子間原子及び酸素空孔の活性化エンタルピー($\Delta_m H_{oi}$、$\Delta_m H_{vo}$)を UO_{2+x} 及び PuO_{2-x} の先行研究[1, 2]を参考にそれぞれ 100 kJ/mol 及び 40 kJ/mol と仮定し、拡散係数の計算を行ったところ、図 1 の実線及び破線が得られた。この結果から、MOX における酸素欠陥の活性化エンタルピーは、UO_2 の $\Delta_m H_{oi}$ 及び PuO_2 の $\Delta_m H_{vo}$ と大きく乖離していないと推察される。

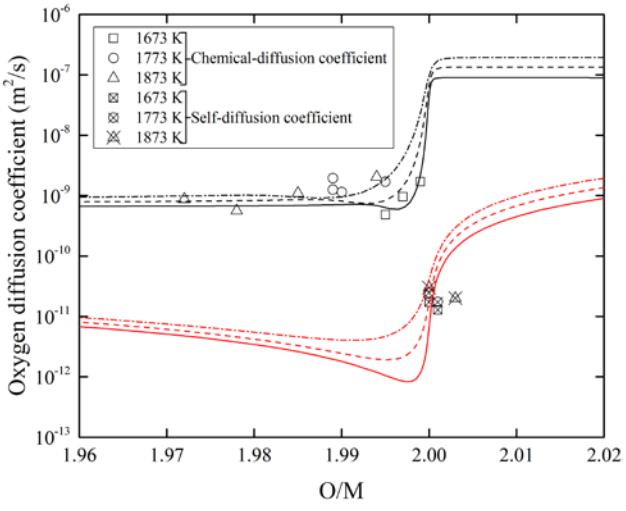


図 1　$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2\pm x}$ の酸素化学拡散係数及び酸素自己拡散係数（実線、破線は計算結果を示す。）

参考文献

[1] K. Ando and Y. Oishi, J. Nucl. Sci. Technol., 20 (1993) pp. 973-982
[2] C. Berthinier, et al., J. Nucl. Mater., 433 (2013) 265-286

*Masashi Watanabe[1], Masato Kato[1] and Takeo Sunaoshi[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

核燃料の融点高速測定手法の開発
－レーザー局所加熱と積分球による放射率測定－

Development of fast measurement system for melting point of nuclear fuels
- Laser surface melting and emissivity measurement with integrating sphere -

*原田 誠[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，廣沢 孝志[2]，佐藤 勇[3]
[1]九大院工，[2]原子力機構，[3]東工大

Pu 含有燃料および過酷事故で生じた燃料デブリの融点測定手法として、レーザー局所加熱法と積分球による放射率測定を組み合わせた装置を開発している。試料として白金を用いた結果について報告する。
キーワード：核燃料、融点、放射率、レーザー局所加熱、積分球

1. 緒言　原子炉の安全性向上および過酷事故の事象進展を解析する上で核燃料の融点評価は重要である。本研究ではレーザー局所加熱[1]を用いた融点測定に着目した。この方法は無容器法であり、短時間測定が可能となるが、試料の放射率による温度補正が必要となる。そこでレーザー局所加熱法と積分球による放射率測定を組み合わせた装置を開発している。

2. 実験　本装置では、試料表面の一部を高出力パルスレーザーにより溶融させ、凝固時に生じる熱停留点を放射温度計により測定する。この際、試料溶融部にパルス状のプローブ光を照射し、積分球内で拡散された反射光を検出することで反射率ρを得る。放射率εをε＝1–ρ から求め、熱停留点の測定温度を補正し融点を評価する。融点・放射率同時測定装置を図 1 に示す。試料には白金（約 3×3mm 厚さ 0.1mm）を用いた。

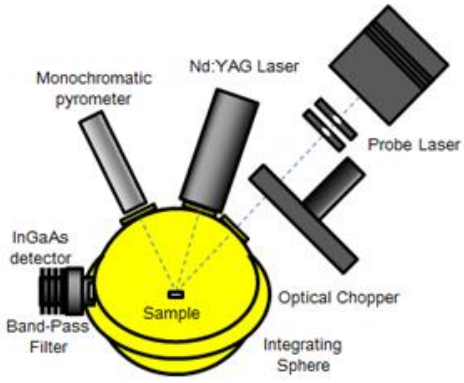


図 1. 融点・放射率同時測定装置

3. 結果・考察　白金の融点・放射率同時測定結果を図 2 に示す。128ms－135ms において熱停留点が観察され、測定温度は 1503K であった。熱停留点における光検出器の出力を解析すると ε＝0.236 となり、融点は 2010K と評価された。文献値 2042K[2]と比較して低い値となったのは反射率測定の不確かさが主な要因だと考えられる。また、加熱レーザーの出力を調節することで、①液体状態の保持、②冷却時の温度勾配の緩和、③熱停留点における反射光の測定精度の向上が期待できることが分った。

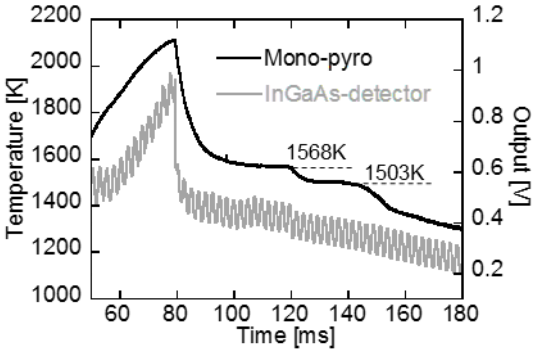


図 2. Pt 融点・放射率同時測定結果

参考文献

[1] D. Manara, et al.: Rev. Sci. Instrum., **79** (2008) 113901.
[2] T. B. Massalski, “Binary Alloy Phase Diagrams”, ASM International, (1990).

本研究は、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、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した平成 27 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

*Makoto Harada[1], Tatsumi Arima[1] , Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Takashi Hiosawa[2], Isamu Sato[3]
[1]Kyushu University, Faculty of Engineering, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Institute of Technology

第一原理計算による核燃料の熱伝導率評価

First-principles calculations of thermal conductivity of nuclear fuels

*中村 博樹，町田 昌彦
日本原子力研究開発機構

核燃料の熱物性に関する知見を得ることは燃料開発において重要な役割を果たす。特に熱伝導率は最も重要な熱物性の 1 つである。本研究では、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算によって、核燃料の主要成分である二酸化プルトニウムなどの熱伝導率を評価した。

キーワード：酸化物燃料、第一原理計算、熱伝導率

1. 緒言

MOX 燃料を始めとする二酸化アクチニドは取り扱いの制限や高温での実験の困難さのため、測定によって詳細な物性を得ることが簡単ではない。それゆえに、数値計算によって測定された物性値の精度を補間していくことは燃料開発やシビアアクシデントの解析において重要な役割を担ってくる。特に燃料開発において重要となってくる熱物性値は熱伝導率である。これまでにも、分子動力学計算を用いた熱伝導率の評価が多く行われてきた、しかし、通常の古典分子動力学計算では原子間ポテンシャルを経験的に決めることが多く、定量的な評価に関してはポテンシャル依存性が強い結果となっていた。前回の学会では、第一原理計算を用いて二酸化トリウムの熱伝導率を評価し、実験をよく再現することを確認した。そこで、本発表では、同様の手法を二酸化プルトニウムなどの主要な核燃料成分に応用し、その定量的な信頼性を調べる。

2. 計算方法

熱伝導率は、前回の学会発表と同様に第一原理計算で非調和格子振動を算出し、それを基に熱伝導率を評価した。第一原理計算に対しては強相関効果とスピン軌道相互作用の効果を考慮した方法を用いた。第一原理計算に対しては VASP コード[1]、フォノンの非調和項と熱伝導率の評価には ALAMODE パッケージ[2]を採用した。

3. 結果・考察

二酸化プルトニウムの熱伝導率の計算結果を図に示した。図にあるように文献値[3]と同程度の値を計算できた。発表では二酸化プルトニウム以外の二酸化アクチニドや MOX 燃料についても考察する。

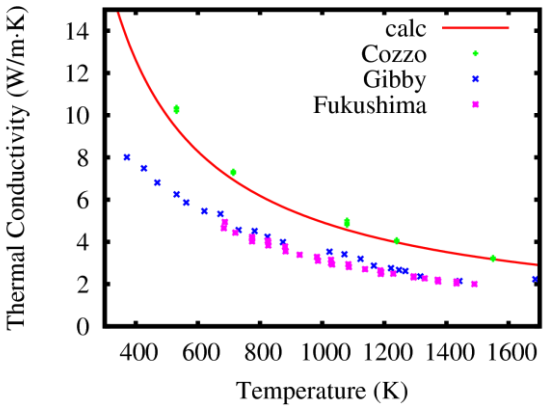


図 1 ：PuO_2 の熱伝導率の計算結果

参考文献

[1] G. Kresse and J. Furthmüller, Phys. Rev. B54, 11169 (1996).

[2] T. Tadano, Y. Gohda, and S. Tsuneyuki, J. Phys.: Condens. Matter 26, 225402 (2014).

[3] J. Cozzeo et al., J. Nucl. Mater. 416 (2011) 135; R.L. Gibby, J. Nucl. Mater. 38 (1971) 163; S. Fukushima et al., J. Nucl. Mater. 114 (1983) 260.

---

*Hiroki Nakamura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

[2B17-20] Fundamental property

Chair: Isamu Sato (Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:00 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[2B17] Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focuses on the Effects of BWR Control Material

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1] （1.JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[2B18] Thermal and Mechanical Properties for alpha-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Ohishi[1], Fumihiro Nakamori[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2] （1.Osaka University, 2.Research Institute Of Nuclear Engineering, University of Fukui）

5:10 PM - 5:25 PM

[2B19] Development of Passive Debris Cooling System

*Satoru KUBOYA[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4], Megumi Akoshima[4] （1.Toshiba, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.CHUBU Electric Power Co., 4.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology）

5:25 PM - 5:40 PM

[2B20] Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*Yosuke Seto[1], Hiroaki Muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3] （1.Osaka Univ., 2.Nippon Nuclear Fuel Development , 3.Fukui Univ.）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Evaluation of FP Chemistry under Severe Accident Conditions with Focus on the Effects of BWR Control Material
(6) Oxidation behavior of B_4C/SS/Zry mixed melts phases

*Fidelma Giulia Di Lemma[1], Shuhei Miwa[1], Juntaro Takada[1], Masahide Takano[1], Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

This work describes the oxidation and vaporization behaviors from simple Fe-B phases (Fe_2B, FeB) under steam conditions, which contributes to the experimental determination of boron (B) release kinetics from B-containing complex melts (B_4C/SS/Zry) during a severe accident. The oxidation and vaporization behavior of these samples was found to be influenced by their B/Fe ratio and by the formation of Fe-B-O compounds.

Keywords: B_4C-SS-Zry, Oxidation, Steam, Severe Accident, Boron Release Kinetics

1. Introduction

During a BWR Severe Accident (SA), B-containing complex melts (B_4C/SS/Zry) can be formed due to the interaction of the control rods with the cladding and structural materials. This can affect B release kinetics, decreasing it by the formation of less volatile Fe-B (or Zr-B) compounds, and could consequently influence the fission product behavior [1]. While reliable set of data and models exist for the behavior of B_4C under SA conditions, those for B_4C/SS/Zry melts are limited and only qualitative [2]. The aim of our studies is to acquire kinetic data for the B release and oxidation of these complex phases. Such results will provide data to improve SA codes models. In this work, the oxidation and vaporization behaviors were investigated on simple representative Fe-B compounds [1].

2. Experimental

The B-ReK (Boron Release Kinetics) facility was applied for these experiments, which consists of a TGA (ThermoGravimetric Analyzer) connected to a customized steam generator. FeB and Fe_2B samples were prepared by powder metallurgy from commercial materials. Weight changes were measured by TGA under steam conditions (70°C dew point) at different temperatures (1073-1373 K). The oxidation and vaporization behavior was interpreted based on the characterization of the samples before and after the tests by XRD measurements.

3. Results and Conclusions

The XRD patterns (Figure 1) after the TGA tests at 1173 K showed the possible presence for both samples of B_2O_3, as an amorphous phase presenting a broad hump. B_2O_3 was completely vaporized in the tests at 1373 K, after which Fe_2O_3 was detected for the FeB sample, indicating its complete oxidation. While for Fe_2B at 1373 K, Fe-B-O compounds (such as Fe_3BO_5, $Fe_{21.34}O_{32}$) were found, indicating only its partial oxidation. The lower weight gain and higher weight loss for FeB respect to Fe_2B (Figure 2) are mainly related to the higher B/Fe ratio which can lead to enhanced formation of B_2O_3. From these results, it can be concluded that the oxidation and vaporization kinetics of Fe-B compounds are influenced by the B/Fe ratio. Finally it was demonstrated that the B release is suppressed by the formation of Fe-B-O compounds.

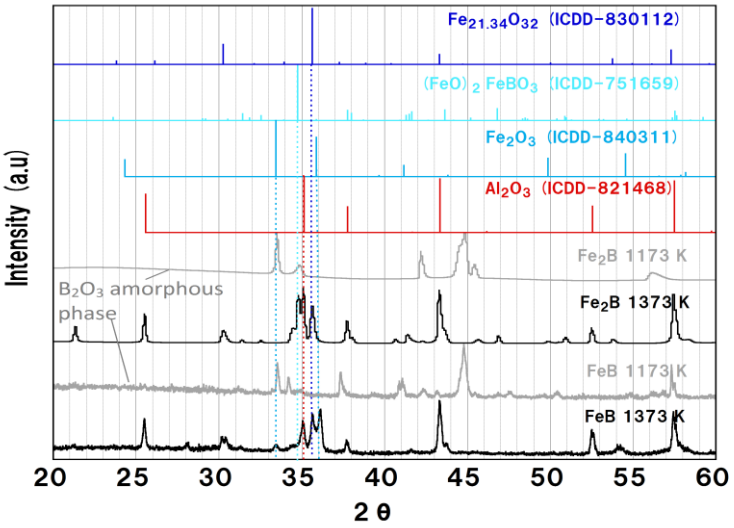


Figure 1 – XRD analyses of the samples at 1137 and 1373 K. Al_2O_3 present in the samples are impurities from the sample holder.

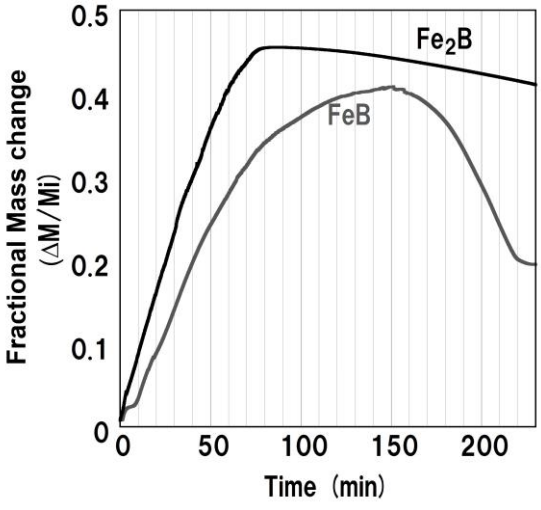


Figure 2- Mass change in the TGA tests at 1373 K in steam for the FeB and Fe_2B samples.

References

[1] Miwa S. et al. Prog. Nucl. Energy, In Press, Online 7th March (2016)
[2] Di Lemma F.G., et al. Tech Rep JAEA, JAEA-Review2016-007 (2016).

Thermal and mechanical properties of α-$MoSi_2$

*Afiqa Mohamad[1], Fumihiro Nakamori[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,2]

[1] Osaka University, [2] University of Fukui

Abstract

Uranium silicides have higher uranium density compared with UO_2, which makes these materials attractive for accident-tolerant fuels (ATF) for light water reactors. To develop uranium silicide based ATF, it is necessary to understand the basic physical properties of various kinds of silicides, because silicides may be used as coating materials of the claddings and silicide precipitates may be formed in fuels through the reaction between fission products and uranium silicide matrix. In this study, we fabricated dense α-$MoSi_2$ polycrystalline sample and measured thermal and mechanical properties.

Keywords: Molybdenum silicide, α-$MOSi_2$, Thermal conductivity

1. Introduction

Uranium silicide is considered as one of a promising accident-tolerant fuel (ATF) used in light water reactors owing to their higher thermal conductivity and higher uranium density than UO_2. To develop uranium silicide based ATF, the basic properties of various silicides must be understood since silicides may precipitate in the fuel through a reaction between fission product and silicon in the fuel matrix, which would affect the physical properties of the fuels. Silicides may also be used as a coating material of fuel cladding if the silicides exhibit high corrosion resistance and high compatibility with the fuel cladding. In this study, we focused on α-$MoSi_2$. Although there are some reports about the thermal and mechanical properties of α-$MoSi_2$, there are discrepancies in the data reported by different groups. Therefore, in the present study, we intended to report proper information on the properties of α-$MoSi_2$ through measurements of properties, and analysis of the measured and literature data.

2. Experimental

The starting powder was pure α-$MoSi_2$ (purity 99.9%, Kojundo Chemical Lab. Co., Ltd). The powder was sintered by spark plasma sintering (SPS) at 1400 °C for 10 min under an axial pressure 100 MPa in an Ar atmosphere. The sample was subsequently annealed at 1200 °C for 24 h in evacuated and sealed quartz tube. Thermal conductivity was calculated from thermal diffusivity, specific heat capacity and density. Thermal diffusivity was measured by a laser flash technique using an LFA-457 (Netzsch) apparatus. The heat capacity of α-$MoSi_2$ was obtained from the FactSage FactPS thermodynamic database.

3. Results and discussion

The powder XRD patterns of the sample before SPS, after SPS and after annealing process were measured, which suggests that the fabricated sample was α-$MoSi_2$. The relative density of the sintered sample exceeds 96% of the theoretical density. Figure 1 shows the thermal conductivity of α-$MoSi_2$ as a function of temperature. The thermal conductivity obtained in this study was close to those reported by Vasudevan et al.[1], Bose et al.[2] and higher than that reported by Dilip et al.[3].

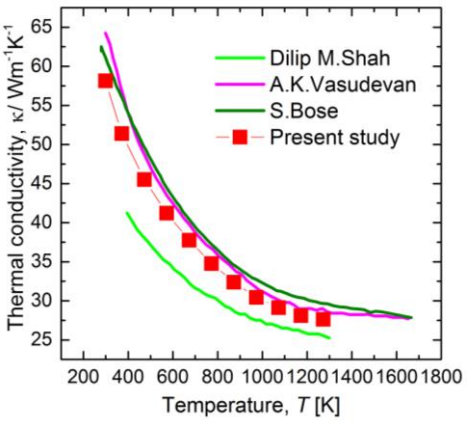


Fig. 1 Thermal conductivity of $MoSi_2$ as a function of temperature.

3. Conclusion

In conclusion, dense α-$MoSi_2$ polycrystalline sample was fabricated. The thermal conductivity of α-$MoSi_2$ was studied from room temperature to 1300 K. The thermal conductivity obtained in this study is close to the data reported by Bose et al. and Vasudevan et al. The mechanical properties such as Vicker's hardness, Young's modulus and fracture toughness will also be discussed in the presentation.

References

[1] A. K. Vasudevan, *Matrl Scienc and Eng*, A115 (1992), 1-17.

[2] S. Bose, *Journ. Matrl. Scienc*, 27 (1992), 2749-2572.

[3] D. M. Shah., et al, $MoSi_2$ and Other Silicides as High Temp Structural Materials, in *Superalloys* 1992, TMS 1992, p. 409-422.

静的デブリ冷却システムの開発
耐熱材の高温熱物性

Development of Passive Debris Cooling System

High Temperature Thermal Properties of Heat Resisting Materials

*窪谷 悟[1]，石渡 裕[1]，榊 勲[1]，藤井 正[2]，辻 隆文[3]，渡辺 博道[4]，阿子島 めぐみ[4]

[1]東芝，[2]日立 GE，[3]中部電力，[4]産業技術総合研究所

静的デブリ冷却システムは圧力容器から流下した溶融炉心（デブリ）を格納容器底部で安定的に保持・冷却することを目的としている。本システムの性能評価の一環として、系統的なデータの乏しい温度域における、耐熱材候補材の熱物性値を取得し、その温度依存性を明らかにした。

キーワード：溶融炉心，耐熱材料，熱物性，熱拡散率，　比熱，熱伝導率，再結晶

1. 緒言

静的デブリ冷却システムの性能評価には溶融炉心による耐熱材の過渡的な温度･応力分布、熱流束等が必要だが、溶融炉心温度域での耐熱材の熱物性に関しての系統的なデータがない[1]。本報では耐熱材の候補材として選定した ZrO_2、Al_2O_3 の緻密質焼結材と耐火物、W 圧延材について、熱物性値の温度依存性評価結果を報告する。W 圧延材は測定中に再結晶を生じるため、W の再結晶が熱拡散率に及ぼす影響も検討した。

2. 実験方法

熱拡散率(α)はレーザフラッシュ法により室温から 1950℃まで、比熱は示差熱分析法(≦600℃)と投下法(≧600℃)により測定した。W の熱拡散率は、産業技術総合研究所による、急速加熱が可能な光通電ハイブリッド･パルス加熱法[2][3]によっても測定した。

3. 結果

(1). 比熱はいずれの材料も同様の温度依存性を示し、低温域では温度の 3 乗に比例、高温域では温度に対し線形の関係を得た。

(2). 熱拡散率は測定温度の上昇に伴い低下し、温度の逆数に対する指数関数[4]によって近似できる事を明らかにした(図 1)。

(3). W 圧延材の熱拡散率は、約 2100℃で熱処理した再結晶材よりも測定温度 1000℃以上で 10%程度高い値を示した。

(4). 光通電ハイブリッド･パルス加熱法による計測後の試験片断面組織とビッカース硬さから、測定温度 1600℃以上においては、W 圧延材は加熱保持時間 1 分以内での再結晶を生じ(図 2)、熱拡散率も再結晶材とほぼ等しくなる事が明らかとなった。

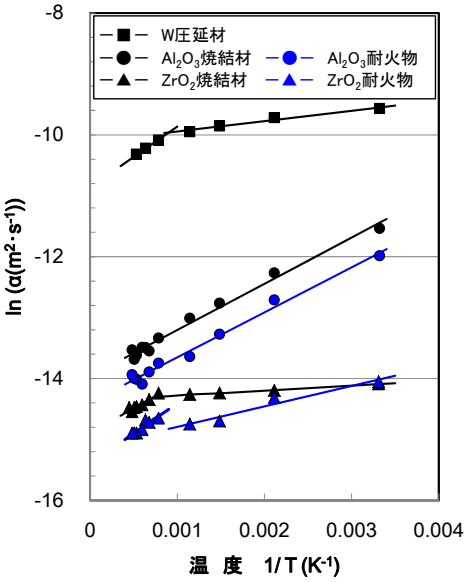
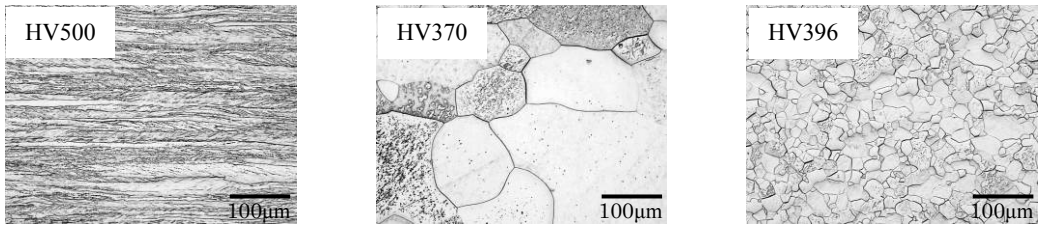


図 1　熱拡散率 α と温度 T の関係



圧延材(as-received)　　再結晶材(as-received)　　圧延材(1600℃x25s 加熱後)

図 2　W 熱拡散率測定試験片の組織と硬さ

なお、本件は経済産業省「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術開発費補助事業」の一環として、中部電力㈱、東北電力㈱、東京電力ホールデイングス㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、日本原子力発電㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、㈱東芝、日立 GE ニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

[1] KURITA, T., et al.," Test and Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System", ICNRP2013, 2013
[2] H.Watanabe, T.baba ; Applied Physics Letters, Vol.88, No.24(2006), P1901.
[3] 渡辺 博道, 山下 雄一郎, 馬場 哲也 ; The 28th Japan Symposium on Thermophysical Properties, P9(2007).
[4] 阿子島 めぐみ, 馬場 哲也, 阿部 陽香, 加藤英幸 ; 固体熱物性クラブ第 4 回研究会配布資料(2009).

*Satoru Kuboya[1], Yutaka Ishiwata[1], Isao Sakaki[1], Tadashi Fujii[2], Takafumi Tsuji[3], Hiromichi Watanabe[4] and Megumi Akoshima[4]

[1]Toshiba Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Chubu Electric Power co., Inc.,
[4]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

燃料被覆管コート材としての $Y_2Ti_2O_7$ の特性評価

Characterization of $Y_2Ti_2O_7$ as a coating material for fuel claddings

*瀬戸 陽介[1]，牟田 浩明[1]，坂本 寛[2]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1,3]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社，[3]福井大学

Zr 合金燃料被覆管の安全性を改善するためのコート材として $Y_2Ti_2O_7$ に着目し、その熱・機械物性の評価および Zry-4 及び SUS316L との反応試験を行った。これらの結果から、$Y_2Ti_2O_7$ のコート材としての可能性を検討した。

キーワード：$Y_2Ti_2O_7$，燃料被覆管，熱伝導率，熱膨張率

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、事故耐性を有する燃料・構成材の開発が各国で行われている。比較的早い段階での実用化が期待されているものに他材料で Zr 合金をコートした改良 Zr 合金がある。このコーティングに用いる材料は、Zr 合金被覆管や他の構造材と反応せず、また Zr に近い熱膨張率をもつ必要がある。本研究では Zr と共晶反応を起こさないコート材として、パイロクロア構造を有する $Y_2Ti_2O_7$ に着目し、その諸特性および Zr 合金と SUS 材との反応試験を行うことでコート材としての可能性を検討した。

2. 実験

高純度の Y_2O_3 および TiO_2 粉末を出発物質として、固相反応により $Y_2Ti_2O_7$ 粉末を合成後、放電プラズマ焼結法により高密度試料を作製した。シングアラウンド法による音速測定、レーザーフラッシュ法による熱拡散率測定、高温 XRD による格子定数測定から各物性データを算出した。また、Zry-4 板材および SUS316L 板材と接触させ、Ar フロー中 1300℃での熱処理による反応試験を行い、その断面を観察した。

3. 結果・考察

得られた熱機械的特性を表 1 に示す。$Y_2Ti_2O_7$ は ZrO_2 に近い弾性定数を示し、熱膨張率は Zr よりわずかに高い値をとった。また図 1 に示すように SUS 材との反応試験において有意な反応は見られなかった。Zry-4 材とも反応は見られず、以上から $Y_2Ti_2O_7$ は Zr 合金のコート材として使用できる可能性があると言える。

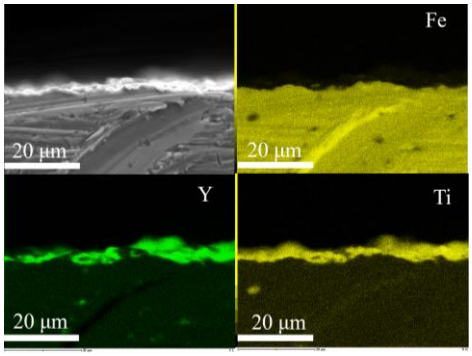


図 1 反応試験後の SUS316L 断面

表 1 $Y_2Ti_2O_7$ の熱機械的特性

剛性率 [GPa]	ヤング率 [GPa]	ポアソン比	デバイ温度 [K]	線熱膨張係数 [/K]
88.0	226	0.28	401	9.0×10^{-6}

Yosuke Seto [1], Hiroaki muta[1], Kan Sakamoto[2], Yuji Ohisi[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1,3]

[1]Osaka Univ., [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]University of Fukui.

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

[2C01-05] Decontamination technology 1

Chair: Hirokazu Tanaka (MMC)

Thu. Sep 8, 2016 9:35 AM - 10:55 AM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C01] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

*Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2] （1.TOSHIBA, Power and Industrial Systems R&D Center , 2.TOSHIBA, Isogo Engieering Center）

9:35 AM - 9:50 AM

[2C02] Development of the advanced T-OZONTM for PWR decommissioning

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Kanamaru Taro[2], Hiromi Aoi[2] （1.Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center, 2.Toshiba, Isogo Engineering Center）

9:50 AM - 10:05 AM

[2C03] The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*Eisuke John Minehara[1] （1.The Wakasa Wan Energy Research Center）

10:05 AM - 10:20 AM

[2C04] Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], Eisuke John Minehara[1] （1.WERC）

10:20 AM - 10:35 AM

[2C05] Decontamination method for inside of small diameter piping waste

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2] （1.Japan Atomic Energy Agency , 2.Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.,Ltd）

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
（3）PWR 環境での酸化皮膜性状

Development of the advanced T-OZON™ for PWR decommissioning

(3) Analysis of oxide film on metal in simulated PWR primary water

*矢板 由美[1]，根岸 孝次[1]，岡村 雅人[1]，金丸 太郎[2]，青井 洋美[2]

東芝 [1]電力・社会システム技術開発センター、[2]磁子エンジニアリングセンター

PWR 廃止措置時の解体前系統除染としてオゾンを活用した除染技術の開発を行っている。PWR 一次系模擬水質環境下での主要構成材料のステンレス鋼、ニッケル基合金の酸化皮膜生成挙動、性状を評価した。

キーワード：除染，PWR，廃止措置，オゾン，酸化皮膜

1. 緒言

東芝では、保有技術である BWR 向け化学除染技術 T-OZON™ を PWR 廃止措置に適用するための改良に取り組んでおり、前報[1]にて、ステンレス鋼、ニッケル基合金に対し目標除染性能である除染係数 30 以上を得るための除染条件を得た。本報では、更なる除染効率化検討に資することを目的として、PWR 一次系模擬水質環境下でのステンレス鋼、ニッケル基合金の酸化皮膜生成挙動、皮膜性状を評価した。

2. PWR 一次系模擬水質環境での浸漬試験

2-1. 試験片材質・浸漬水質条件

試験片材質は、PWR 一次系配管の主要材料の SUS304、蒸気発生器細管の新旧材料 Alloy600、Alloy690 の 3 種とした。表 1 に示す PWR 一次系模擬水質条件下で 3500h まで試験片を浸漬し、その後、観察・分析を行った。

表 1 PWR 一次系模擬水質条件

温度	320±2 ℃
圧力	15.5 ± 0.3 MPa
DO	3ppb以下
DH	2.6～2.9 ppm
B	500±50 ppm
Li	2±0.2ppm

2-2. 試験結果

図 1 に、3500h 浸漬時の各試験片の重量変化速度を示す。図中には、BWR の HWC 環境浸漬時の SUS のデータを比較のため示した。いずれの材質の重量変化速度も、BWR 水質での SUS より小さい。特に PWR 環境の SUS304 は重量が減少しており、還元性水質で母材溶出が生じたと考えられる。図 2 には、浸漬後の試験片表面状態の観察結果を示す。表層に酸化物結晶は存在しているもの、BWR 環境での短時間浸漬後と比較して、結晶生成が非常に少ないことが分かる。特に Alloy690 は酸化物結晶がほとんど見られなかった。この様に、PWR 環境での酸化皮膜性状は BWR と異なるため、PWR 皮膜に対する除染効率化に向け、更なる除染条件の改良を検討する。

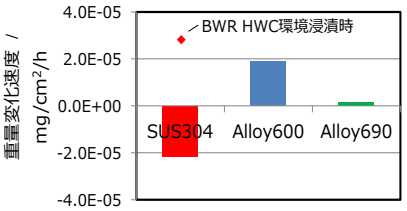


図 1 試験片の重量変化速度

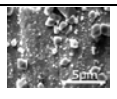
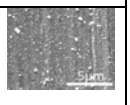
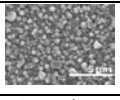
	SUS304	Alloy600	Alloy690
PWR 環境 3500h 後			
BWR 環境 (HWC) 500h 後		—	—

図 2 高温水浸漬後の表面状態観察結果

HWC : Hydrogen Water Chemistry

参考文献

[1] 根岸他、PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発 (1)除染条件の検討、2E13、原子力学会 2016 春の年会

* Yumi Yaita[1], Koji Negishi[1], Masato Okamura[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2]

[1]Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center., [2]Toshiba, Isogo Engineering Center

PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発
(4) PWR 一次系内オゾン濃度評価

Development of the advanced T-OZON™ for PWR decommissioning

(4) Ozone concentration evaluation in PWR primary system

*山本　泰[1]，吉井敏浩[1]，矢板由美[1]，根岸孝次[1]，金丸太郎[2]，青井洋美[2]

東芝　[1]電力・社会システム技術開発センター、[2]磁子エンジニアリングセンター

PWR 廃止措置時の解体前系統除染としてオゾンを活用した除染技術の開発を行っている。その一環として系統内のオゾン濃度評価のためオゾンの溶け込みと分解を考慮した 1D 濃度評価手法を開発した。

キーワード：オゾン、除染、PWR、廃炉、系統

1. 緒言

BWR 向けのオゾン除染法 T-OZON™ を PWR に適用する技術の開発を行っている。前報[1]では CFD 解析ツールの整備を報告したが、系統内を一括除染する場合には、事前にオゾン発生器の仕様や注入位置の検討を行う必要がある。それら検討を可能とするため一次元の系統内オゾン濃度評価ツールを整備した。

2. オゾン濃度評価手法

水中のオゾンには、時間とともに自己減衰し濃度が減少する作用と、気泡中のオゾンが水中へ溶け込み濃度が増加する作用が働く。そこで系統内のオゾン濃度評価のため、(1)式、および流動に関する保存式他を 1D-CAE ツールに組み込み、蒸気発生器などの各種コンポーネントを開発した。

$$\frac{\partial C}{\partial t}+U\frac{\partial C}{\partial x}=K_L\times a\times(C^*-C)-kC \qquad (1)$$

C:オゾン濃度(−)、C^*：飽和オゾン濃度(−)、K_L：物質移動係数（m/s)、a：界面面積濃度（m^2/m^3)、k：減衰係数(1/s)

3. PWR 一次系オゾン濃度評価

開発したコンポーネントを組み合わせた一次系モデルを図 1 に示す。オゾンは化学体積制御系（CVCS）より注入した評価例である。図 2 にオゾンガスを 5kg/h で注入した場合の原子炉圧力容器出入口のオゾン濃度評価結果を示す。暫定目標の 1ppm を越える結果が得られた。

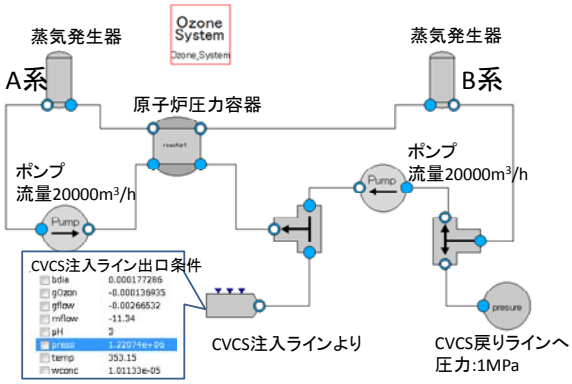


図 1　PWR 一次系モデル

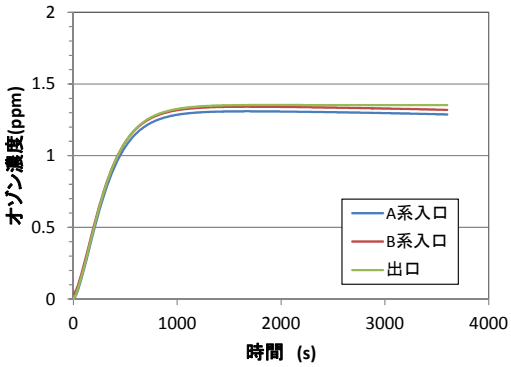


図 2　原子炉圧力容器出入口のオゾン濃度変化

4. 結論

PWR プラント一次系を模擬したオゾン濃度評価を実施し、必要オゾンガス注入量検討が可能であることを示した。1D-CAE 解析と CFD 解析[1]による系内オゾン濃度評価手法の整備により、施工前にオゾンガスの注入位置や量などの検討を可能とした。

参考文献

[1]吉井他、PWR 廃止措置向け化学除染技術の開発　(2)オゾン濃度評価手法の構築、2E14、原子力学会 2016 春の年会

注：T-OZON は東芝の登録商標です

*Yasushi Yamamoto[1], Toshihiro Yoshii[1], Koji Negishi[1], Yumi Yaita[1], Taro Kanamaru[2], Hiromi Aoi[2]

[1]Toshiba, Power and Industrial Systems R&D Center., [2]Toshiba, Isogo Engineering Center

レーザー剥離装置の製作と除染性能

The Laser Peeling Box and Its Decontamination Performances

*峰原英介 [1]
[1]公益財団法人若狭湾エネルギー研究センター

抄録：調整、位置合わせが不要な 3 次元レーザー同時計測加工高速走査技術を用いた大型筐体のレーザー剥離装置を製作し、その除染性能評価を行った。レーザー剥離、切断、溶接、焼入れ、焼鈍など研究成果の還元、産業展開、研究課題の汲み上げを行った。除染性能評価について他の方法との比較議論を行う。

キーワード：レーザー．剥離装置．除染性能

1. 緒言

図 1 は、3 次元レーザー同時計測加工高速操作技術[1]を用いた大型筐体のレーザー剥離装置である。今回評価された剥離性能は、除染の基礎的性能と同一である。この装置はレーザー剥離、切断、溶接、焼入れ、焼鈍など普通のレーザー加工を行うための試験装置である。これらの応用以外にも廃炉の現場でレーザー除染箱として利用できるように大型筐体や図 2 のようなロボットアーム内蔵構造を採用した。



図 1 、レーザー剥離装置。

2. レーザー剥離装置製作と剥離・除染性能の評価

制御システムは、最終駆動範囲や形態が不明なのでロボットレーザー除染機の制御系をそのまま移植した。図 2 の安川電機製 MH5F 型ロボットアームとレーザー剥離用ヘッドは、レーザー剥離箱の中に固定されて半自動で半固定焦点で剥離および除染性能評価を行った。

コンクリートとステンレスで表面を比較的広い走査間隔で剥離した。図 3 はコンクリートの剥離面の CCD 顕微鏡の断面画像で立体的に表示した。予定した汚染深さである 0.1 ㎜程度が研削されている。ステンレスでは間隔を狭くして走査して一様な研削ができた。評価されたステンレスの除染性能は、前回が３００W、今回が２２０W の計測であり、レーザー装置も異なるが大体同じ単位出力当たりの研削量である 1ｇから 0.7g 毎分で昇華しており、同等である。



図 2、アームとヘッド。

3. 結言

レーザー剥離と切断は以前の装置と同等の結果が出ており、溶接や焼入れや焼鈍は利用可能との結果が出ている。ガルバノスキャナーで計測した 3 次元マップは、溶接や焼入れや焼鈍における制御に利用することが可能であった。現在、これらの応用に対して調整、位置合わせが不要な装置を目指して、3 次元レーザー同時計測加工高速操作技術を改良している。3 次元マップは、剥離や除染ばかりでなく、溶接や焼入れや焼鈍におけるレーザー照射位置制御に利用することが可能な段階にとなったと考えている。

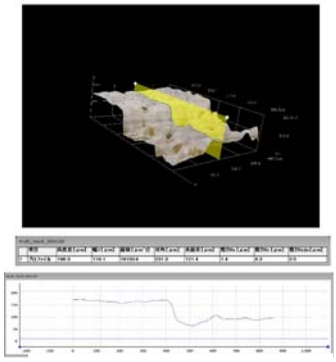


図 3、コンクリート断面立体図。

参考文献

[1] 峰原英介、特許第 5610356 号、「レーザー除染装置」、2015 年 10 月 22 日。

* Eisuke J. Minehara[1], [1] The Wakasa Wan Energy Research Center.

レーザー剥離技術を用いたコンクリート除染

Decontamination of concrete surface by laser peeling technology

*山岸 隆一郎[1]，都築 聡[1]，石神 龍哉[1]，遠山 伸一[1]，峰原 英介[1]
[1]若エネ研

レーザーによる剥離・除染技術を用いて、コンクリートを対象とした除染検討を行った結果を報告する。

キーワード：レーザー除染、レーザー剥離、原子炉廃止措置

1. 緒言

我々は、東日本大震災により被災した福島第 1 原発を含む原子炉の廃止措置等、金属を対象としたレーザー除染技術の開発を進めてきたが、放射性物質により汚染されたコンクリートへと本技術を適用し、高効率の除染を行うためには、コンクリート固有のレーザー剥離・除染メカニズムを解明する必要がある。

2. 研究目的

我々の開発したレーザー剥離・除染法では、重量・形状の異なる廃棄物が発生する機械的破砕とは異なり、研削物は粉塵として回収可能である。また、研削材を使用しないレーザー剥離・除染は 2 次汚染が発生しにくいので、放射性廃棄物の発生を 1/1000 程度までに削減する事も可能である。

本手法では金属を対象とした場合、適切な条件設定により、検出限界以下の除染を達成した事例があるが、コンクリートの場合では、詳細な剥離・除染のプロセス検証を完了していない。

これまでの検討では、多孔質で通気性もあるコンクリート表面では、表面にガラス状溶融池を発生させる過程や、レーザーエネルギが表面を昇華させる過程、熱が表面を瞬間膨張させて発生する圧縮応力による熱破砕過程、もしくは、熱により結晶水や浸透水等が水蒸気爆裂を起こし、その力により破砕される過程など、様々な変化が起き、溶融が優先される過程が生じると、溶融物が多孔質部分へと浸透し、見かけ上の研削量は増えるものの、実際には効率的な研削がなされないことが分かっている。

レーザー剥離では、照射エネルギ密度、レーザー走査速度および、対象の表面状態など、様々なパラメーターが影響を与える。そのため、どの因子が剥離・除染に効果的であるのかが明らかとなっていない。よって、実験により、剥離・溶融に寄与するそれぞれの因子の検討をし、レーザー照射表面で実際に起こる現象の評価が必要となる。

3. 発表内容

模擬コンクリート片の表面を研削し、形状変化観測のみでは研削量を判断できない実際の現象を解明するため、X 線回折測定を行ったところ、図 1. に示したように、研削条件によっては、コンクリート白華（$CaCO_3$）で覆われた表面はレーザーエネルギにより速やかに剥離されるものの、石英と推定される成分が表面に残留を続ける事象が起こることが明らかとなった。これは、石英成分に対する単位時間あたりの照射エネルギ密度が不足したためであると推測される。

本発表では、照射エネルギ密度とレーザー走査速度の相関により、コンクリート表面で起こる様々な現象の解明を行うとともに、研削量とあわせて表面残留酸化物の状態も評価することで明らかにした、レーザー剥離・除染の高効率化への寄与が大きい因子を報告する。

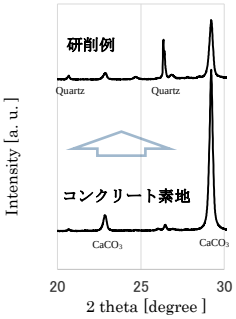


図 1. コンクリート表面における X 線回折の一例

*Ryuichiro Yamagishi[1], Satoshi Tsuzuki[1], Ryoya Ishigami[1], Shin'ichi Toyama[1], and Eisuke John Minehara[1]
[1]The Wakasawan Energy Research Center

小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発

Decontamination method for inside of small diameter piping waste

*土田 大輔[1]，高橋 浩[2]

[1]原子力機構，[2]富士古河 E&C（株）

原子力発電所の廃止措置等で発生する金属廃棄物のうち、従来、縦割り切断により内表面を開放してブラスト除染している小口径配管を、輪切り切断の形態で内表面汚染を合理的に除染する方法についてその効果を確認するため、原子炉施設の廃止措置中である「ふげん」で解体撤去した小口径配管を用いて、乾式除染装置による実証試験を行い、配管内面が除染できる見通しを得た。

キーワード：小口径配管，乾式除染，廃止措置

1. 緒言

現在、タービン設備等の解体撤去を進めている「ふげん」では、汚染レベルの低い解体撤去物等に対してクリアランス制度を適用し、搬出及び再利用する計画としているが、配管形状の対象物は内面の除染及び放射能濃度測定のため、半割りにより内面を開放する必要があり、小口径配管については作業の効率性の観点から実施していない。今回、解体撤去工事で発生した小口径配管を対象に、回転する胴体内部で除染対象物を攪拌しながら研磨剤を投射して除染を行う、乾式除染装置（図 1）を用いて除染試験を実施した。



図 1. 乾式除染装置外観

2. 小口径配管乾式除染試験

「ふげん」の解体撤去工事で発生した解体撤去物のうち、配管口径及び材質が異なる湿分分離器ドレン管（1B 配管：外径 34 ㎜、CS）及び原子炉浄化系戻り配管（2B 配管：外径 60.5 ㎜、SS）等を配管口径（D）と長さ（L）の比率（L/D＝1、2、3）で輪切りに切断し、研磨剤（粒径 φ0.5 ㎜、SS400）と共に除染装置に投入し、試験を実施した。除染時間は装置運転開始後、2 時間、4 時間、8 時間、以降 24 時間までの 4 時間ごととし、各時間において除染済みの試験対象物をサンプリング、半割り切断を行った後、配管内面の観察、放射能量測定（図 2）を行った結果、各小口径配管の L/D により若干のばらつきはあるものの、本除染方式で概ね小口径配管内面の除染が可能であることを確認した。サンプルによりばらつきはあるが DF についても min.4～max.180 が得られた。

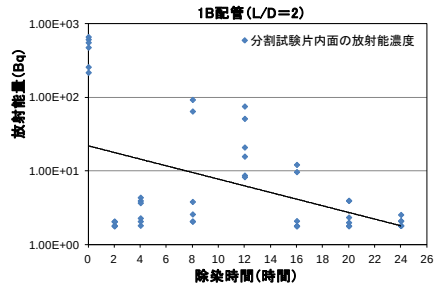


図 2. 配管内面の放射能濃度推移

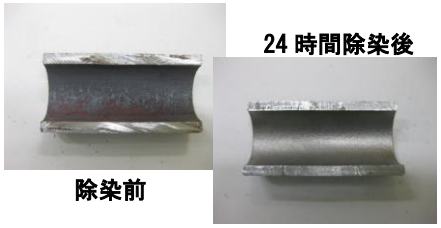


図 3. 配管内面の除染状況
（内面を開放した状態）

3. まとめと今後の予定

放射性廃棄物の小口径配管内面の除染が乾式除染方法により可能であることを確認した。ただし、本試験で対象とした熱交換器冷却管（外径 19 ㎜）については、L/D＝2 以上に輪切り切断した対象物に除染残りが確認されたことから、今後、除染効果を向上させるため、研磨材の仕様変更、除染時間の見直し等を行うとともに、小口径配管内面の放射能量測定が内部を開放せずに測定可能かについて検討していく計画である。

*Daisuke Tsuchida[1], Hiroshi Takahashi[2]

[1]JAEA, [2]Fuji Furukawa Engineering & Construction Corp

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

[2C06-09] Decontamination technology 2

Chair: Kazuyuki Torii (Shimizu Corporation)

Thu. Sep 8, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C06] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*hitoshi sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5], Masahiro Yano[1,5] (1.IRID, 2.Toshiba , 3.TEPCO, 4.Hitachi-GE, 5.MHI)

10:55 AM - 11:10 AM

[2C07] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] (1.IRID, 2.MHI, 3.TOSHIBA, 4.HITACHI-GE, 5.TEPCO)

11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5], Hironori Onitsuka[1,5] (1.IRID, 2.HITACHI-GE, 3.TEPCO HD, 4.TOSHIBA, 5.MHI)

11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1], Kohei Urabe[1] (1.Shimz Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
（1）上部階用除染装置実証試験 実証試験計画

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(1) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floor; Demonstration test plan

*酒井 仁志[1,2]，齊藤 真拡[1,2]，村田 裕俊[3]，荒井 穣[1,4]，上野 陽平[1,4]，
鬼塚 博徳[1,5]，矢野 雅洋[1,5]，
[1]IRID，[2]東芝，[3]東京電力 HD，[4]日立 GE，[5]三菱重工

国際廃炉研究開発機構(IRID)は、福島第一原子力発電所の原子炉建屋内２~３階（以下上部階）を除染する除染装置を開発・実証した。当該装置は東京電力 HD からの現場情報等に基づき、三菱重工、日立 GE および東芝の３社が連携し開発した。ここでは、上部階用除染装置実証試験の試験計画を報告する。

キーワード：遠隔除染、廃止措置、実証試験、原子炉建屋、リフタ

1. 緒言

国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」では、これまで低所用除染装置、高所除染装置を開発してきた。これまでは、各除染方法毎に遠隔台車を開発してきたが、今回の上部階除染装置では、遠隔台車を共通化した。

2. 実証試験計画

2-1. 上部階用除染装置

上部階用除染装置は、作業台車、搬送台車、支援台車、中継台車の４台で構成され、「吸引・ブラスト」、「ドライアイスブラスト」、「高圧水ジェット」の各除染ユニットを交換して搭載可能である。図１に「吸引・ブラスト」「ドライアイスブラスト」のシステム概念、図２に「高圧水ジェット」のシステム概念を示す。

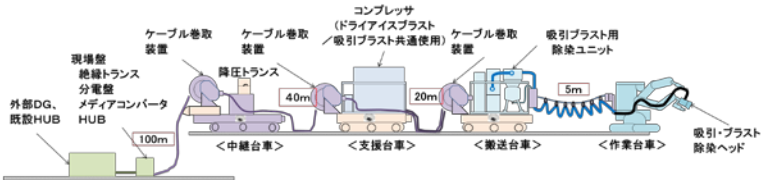


図１　吸引、ブラスト、ドライアイスブラストのシステム概念図

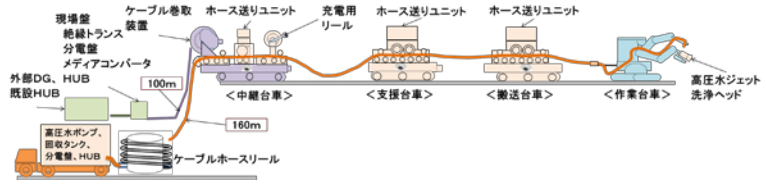


図２　高圧水ジェットのシステム概念図

2-2. 実証試験用モックアップ設備

実証試験用のモックアップ設備は、原子炉建屋２階床面を模擬した架台部と開口部に設置するリフタ部で構成される。実証試験用モックアップ設備を図３に示す。

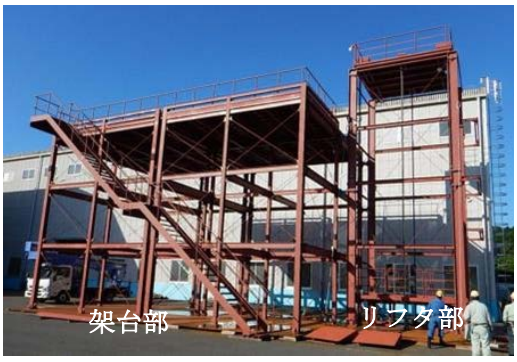


図３　実証試験用モックアップ設備

2-3. 実証試験計画

実証試験では、除染性能、遠隔操作性、附帯機器との連携性等についてモックアップ設備を用いて確認を行うこととした。また、上部階での除染作業時間の確保の観点から上部階との往復にかかる時間が１時間以内を目標にすることとした。

3. 結論

実証試験を 2015 年 8 月~12 月で実施し、目標とした機能を満足することを確認した。

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

*Hitoshi Sakai[1,2], Masahiro Saito[1,2], Hirotoshi Murata[3], Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hironori Onitsuka[1,5] and Masahiro Yano[1,5]
[1]IRID, [2]TOSHIBA, [3]TEPCO, [4]HITACHI-GE , [5]MHI

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
（2）上部階用除染装置実証試験 試験結果（ブラストシステム）

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building

(2) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floor; Test result (Blast System)

*鬼塚 博徳[1),2)]，矢野 雅洋[1),2)]，杉本 大興[1),2)]，辻元 一輝[1),2)]，下鍋 典昭[1),2)]，
福島 武人[1),3)]，荒井 穣[1),4)]，上野 陽平[1),4)]，村田 裕俊[5)]
[1)]IRID，[2)]三菱重工，[3)]東芝，[4)]日立 GE，[5)]東京電力 HD

国際廃炉研究開発機構（IRID）は福島第一原子力発電所の原子炉建屋内 2 階～3 階を除染する上部階用除染装置を開発・実証した。当該装置は東京電力からの現場情報等に基づき、三菱重工、日立 GE および東芝の 3 社が連携し開発したもので、複数の除染技術を共通のロボットに搭載でき、上部階にアクセスし作業するシステムとなっている。ここでは当該装置のブラストシステムの実証試験結果について報告する。

キーワード：遠隔除染，ブラスト，廃止措置

1. 緒言

原子炉建屋では遊離性/固着性/浸透性の形態が異なる汚染が存在する。従来はこれらの汚染に対応する専用のロボットを開発してきたが、上部階用除染装置の開発にあたっては、吸引回収、ブラスト除染、ドライアイスブラスト除染、高圧水除染の 4 つの除染技術を共通のロボットで運用できるようにするとともに、上部階へのアクセスを考慮し小型化を図った。ロボットは作業台車(三菱重工)、搬送台車(日立 GE)、支援台車(日立 GE)、中継台車(東芝)で構成される(図-1 参照)。

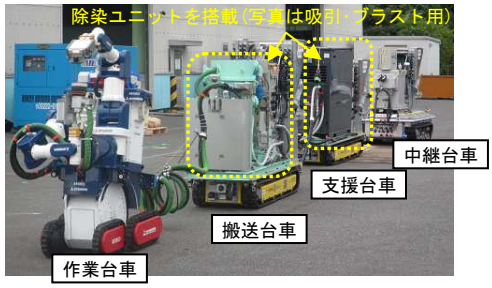


図-1 上部階除染装置（ブラストシステム）

2. 実証試験

2-1. 装置の概要 ブラストシステムは、作業台車に除染ヘッドを取り付け、続く搬送/支援台車に除染ユニットを搭載、最後尾の中継台車に充電器や降圧トランスを搭載したシステムである。各台車に搭載したケーブル巻き取り機構により移動・上部階アクセス時の台車間のケーブルの長さの調整を行う。実証試験ではモックアップを用いた各種試験を行い、当該システムにおける実機での適用性を確認した。


①ブラスト除染後の試験体
＊アームの速度により研削深さを調整可能。(写真は 10 mm/sec で除染した試験体)

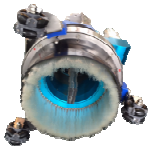

②除染ﾍｯﾄﾞ(写真はﾄﾞﾗｲｱｲｽ用)
＊噴射と回収と同時に行う。汚染物を飛散させない構造としている。



図-2 除染試験の様子

2-2. 試験結果 ブラストシステムでは除染材としてブラスト材やドライアイスブラスト材を使用するが、除染試験によりこれらによる汚染物質の除去率や除去した汚染物質を飛散させずに回収する機能が問題ないことを確認（DF5 相当／回収率：90%以上）できた（図-2 参照）。また、上部階アクセス性試験では 4 台の台車が連携し、実機を模擬したモックアップを昇降（往復 60 分以内）できることを確認した（図-3 参照）。これら台車の操作は遠隔で行うため、指揮者とオペレータ（各台車：約 2 名）の連携が重要で実機適用にあたっては事前のトレーニングが必要不可欠であることが再認識できたことも試験で得られた重要な成果の一つである。



図-3 上部階アクセス性試験の様子

3. 結論

試験により上部階用除染装置の実機への適用性を確認することができた。今後、実機環境及び工事工程等を踏まえ実機投入を図っていく。

*Hironori Onitsuka[1,2], Masahiro Yano[1,2], Daiko Sugimoto[1,2], Ikki Tsujimoto[1,2], Noriaki Shimonabe[1,2], Takehito Fukushima[1,3]
Yutaka Arai[1,4], Yohei Ueno[1,4], Hirotoshi Murata[5] ([1]IRID, [2]MHI, [3]TOSHIBA, [4]HITACHI-GE, [5]TEPCO)

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
(3)上部階用除染装置実証試験 試験結果（高圧水システム）

Development of Remote Decontamination Techniques for Reactor Building
(3) Demonstration test of Decontamination Equipment for Upper Floors; Test result
(High-pressure Water Jet System)

*上野 陽平[1,2]，吉久保 富士夫[1,2]，荒井 穣[1,2]，平塚 真弘[1,2]，小田原 竜[1,2]，
村田 裕俊[3]，佐藤 勝彦[1,4]，矢野 雅洋[1,5]，鬼塚 博徳[1,5]
[1] IRID，[2] 日立 GE，[3] 東京電力 HD，[4] 東芝，[5] 三菱重工

福島第一原子力発電所の原子炉建屋 2～3 階（以下、上部階）の床面及び壁面を対象とした上部階用除染装置を開発し、モックアップ設備を用いた実証試験を実施した。上部階アクセスについては地上階と上部階間の往復時間 60 分以内、除染性能（遊離性汚染を対象）については除去率 80%以上を達成した。

キーワード：遠隔除染，高圧水，廃止措置，実証試験，原子炉建屋

1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉建屋上部階では原子炉格納容器の調査・補修を計画しており、当該作業での被ばく低減のために遠隔除染装置が必要となっている。そこで、低所用除染装置[1]の技術を活用した上部階用除染装置を開発した（図 1 参照）。

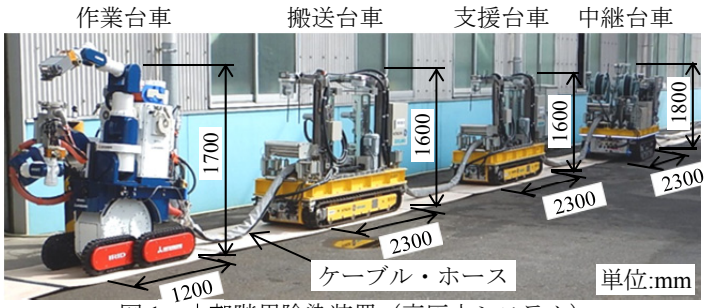


図 1　上部階用除染装置（高圧水システム）

2. 課題及び解決策

高圧水システムでは、地上階の高圧ポンプ等から作業台車まで、高圧・回収ホース及び電源・通信ケーブルを束ねた 1 本のケーブル・ホース（全長 125m、質量約 400kg）でつながっており、これを作業台車に追従させる必要があった。しかし、当該ケーブル・ホースが建屋内の障害物と干渉し損傷することが懸念された。そこで、送り機構とガイドローラを搬送・支援台車に搭載し、障害物近傍でケーブル・ホースの送りとガイドを行うことで、干渉を回避することとした。要素試験により、押付け時にケーブル・ホースを損傷させずに送ることが可能な条件を求め、設計に反映した（表 1 参照）。

表 1　送り機構の仕様

項目	仕様
送り力	2,250N
押付け力	2,250N
パッド材料	NBR※1

※1 ニトリルゴム

3. 実証試験

モックアップ設備を用いてアクセス試験を行い、上記の解決策が有効に機能することを検証した。また、地上階と上部階間の往復が 60 分以内で実施できることを確認した（表 2 参照）。除染性能については、遊離性汚染を模擬した試験体に対し試験を行い、除去率 80%以上を達成した（表 3 参照）。

表 2　アクセス試験の結果

	試験結果	目標
往復時間	58 分 4 秒	60 分以内※2

※2 実機作業時間（約 4 時間/日）を考慮し設定

表 3　除染性能試験の結果（遊離性汚染）

	試験結果	目標
除去率	96.1%※3	80%以上※4

※3 試験回数 3 回の平均値
※4 目標（作業ｴﾘｱ 3mSv/h、ｱｸｾｽﾙｰﾄ 5mSv/h）に対し、実機の平均的な線量率を考慮し設定

4. 結言

実証試験により上部階用除染装置が目標を満足することを確認した。得られた試験データは実機適用時の施工計画に活用する。

※本件は、資源エネルギー庁の「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金」において IRID 組合員である日立 GE、三菱重工、東芝が 3 社共同で東京電力 HD の協力の下実施した研究の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1]荒井他,"原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(2)実機実証試験高圧水ジェット除染"(日本原子力学会 2014 年秋の大会)

*Yohei Ueno[1,2], Fujio Yoshikubo[1,2], Yutaka Arai[1,2], Masahiro Hiratsuka[1,2], Ryu Odawara[1,2], Hirotoshi Murata[3], Katsuhiko Sato[1,4], Masahiro Yano[1,5] and Hironori Onitsuka[1,5]　([1]IRID, [2]HITACHI-GE, [3]TEPCO HD, [4]TOSHIBA, [5]MHI)

福島第一原子力発電所のコンクリートがらを対象とした汚染除去方法

Decontamination method for the concrete rubbles in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*木村　博[1]，黒澤　到[1]，鳥居　和敬[1]，卜部　光平[1]

[1]清水建設

福島第一原子力発電所の汚染を模擬したコンクリートがらを使って、がらの表層を選択的に除去することによる除染効果を確認した。その結果、96%の汚染を除去することができた。

キーワード：福島第一原子力発電所，汚染，コンクリートがら，表層除去，減容

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、セシウム等の放射性物質に汚染された約 34,000m^3 のコンクリートがら等が保管されている[1]。汚染はがらの表面に付着または表層に浸透しており、表層の汚染部分を除去できれば、放射性廃棄物としての大幅な減容が図れると推察される。乾式すりもみ方法による汚染の除去効果を確認した。図-1 に、すりもみによる減容化イメージを示す。

2. 乾式すりもみ方法によるがら表層の汚染除去

2-1. 模擬汚染がらの製作

汚染がらは、放射性物質を模擬するトレーサー溶液にがらを浸漬させて製作した。トレーサーには、塩化バリウムを使用した。図-2 に、すりもみ前のがらの汚染状況（EPMA による）を示す。模擬汚染は、がらの表層に一様に存在することが確認された。

2-2. 乾式すりもみ方法によるがら表層の汚染除去の状況

すりもみは、がら単体の場合、鋼球を入れた場合、および加熱処理した場合で検討した。表-1 にすりもみ方法による模擬汚染の除去率、図-3 にすりもみ後のがらの汚染状況を示す。除去率は、すりもみ前のがら中のトレーサーに対するすりもみ後の粉塵中のトレーサーの質量比とした。トレーサーの定量は、ICP 発光分析法によった。模擬汚染の除去率は多いもので約 96～99%となった。すりもみ前のがらに対する粉塵の質量比を粉塵量とした時、同程度の除去率であっても、すりもみ方法が変わると粉塵量は 31.0%と 51.7%と差が生じた。9 割以上汚染を除去したがらでは、汚染ががらの凹部に残存することが確認された。

3. 結論

コンクリートがらを乾式すりもみ方法で処理することで、約 96%の汚染が除去できた。

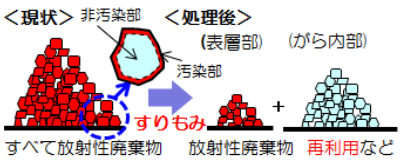


図-1　すりもみによる減容化イメージ

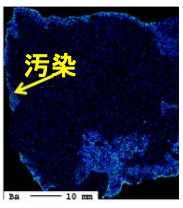


図-2 すりもみ前の汚染状況

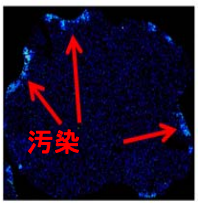


図-3　すりもみ後の汚染状況

表-1　すりもみ方法による模擬汚染の除去率

鋼球	加熱処理	除去率 (%)	粉塵量 (%)
なし	常温	95.6	31.0
なし	常温	54.1	22.0
あり	常温	98.6	51.7
なし	300℃×2h	64.1	20.5

参考文献

[1]東京電力：福島第一原子力発電所におけるガレキ等の管理について、2012 年 2 月 27 日

*Hiroshi Kimura[1], Itaru Kurosawa[1], Kazuyuki Torii[1] and Kohei Urabe[1]

[1]SHIMIZU CORPORATION.

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

[2C10-15] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 1

Chair: Norikazu Kinoshita (Shimizu Corporation)
Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C10] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Hiroki IWAI[1], Yasuyuki NAKAMURA[1], Hidehiko MATSUO[1], Hiroyuki MIZUI[1], Kazuya SANO[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Kimihiko MATSUO[1], Tatsuhiko ISHITOBI[1], Hiroshi OKA[1], Hiroki IWAI[2], Hidehiko Matsuo[2], Yasuyuki NAKAMURA[2], Kazuya SANO[2] （1.MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, 2.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1], Kenta Aratani[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] （1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO）

3:30 PM - 3:45 PM

[2C14] Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3] （1.JAEA, 2.HGNE, 3.SUGINO）

3:45 PM - 4:00 PM

[2C15] Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

*yuta shinki[1], hiroshi mochizuki[1], kazuya suenaga[1], kei ogino[1], kenji takagi[2], makoto masuda[2], yuichi tsukahara[3], takao himeno[3] （1.TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, 2.KAJIMA CORPORATION, 3.SHIMIZU CORPORATION）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
（1）試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計画

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

1. Strategy for the Sampling from the Reactor Structure and Demonstration of the Elemental Technology for the Reactor Dismantling

*岩井 紘基[1]，中村 保之[1]，松尾 秀彦[1]，水井 宏之[1]，佐野 一哉[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」では、原子炉を遠隔水中にて解体する計画であり、原子炉解体に向けた技術開発を進めている。今年度は、高線量環境、複雑狭隘な構造である原子炉構造材の試料採取及び原子炉解体工法として選定したレーザ切断工法による実機の気中切断実証を計画しており、これらの知見を今後の遠隔解体装置設計等の技術開発に反映していく計画である。

キーワード：廃止措置，ふげん，原子炉解体，試料採取，レーザ

1. 緒言

「ふげん」の原子炉解体にあたっては、被ばく低減、工期短縮、解体物の合理的な廃棄体化等を考慮することが重要であり、放射能量を精度良く把握することが必要不可欠である。

このため、放射化計算による放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、実機から試料を採取・分析し、実測データと比較するため、原子炉構造材からの試料採取に着手する。

また、「ふげん」原子炉解体の切断工法として選定したレーザ切断技術を用いて原子炉解体を安全かつ合理的に実施するため、既往の報告[1]のとおり、まずは気中雰囲気において実機設備への適用から段階的に実証を進める計画であり、関連する要素技術を実証していく。

2. 原子炉構造材からの試料採取計画

高線量環境、複雑かつ狭隘な構造である「ふげん」原子炉構造材を対象とした試料採取装置の開発を 2011 年度から開始し、2015 年度までに製作を完了した。今後、試料分析による放射能インベントリ評価を行うとともに、原子炉解体に向けた遠隔解体装置開発に資する観点から、今年度より本装置を用いた遠隔操作による試料採取技術の実証に着手する。2016 年度は「ふげん」の特有材料である圧力管等を対象に原子炉下部からアクセスして試料を採取する。採取する試料は、運転中の中性子照射履歴の計算結果に基づき、最大照射量となる圧力管を含めた複数箇所を計画している。

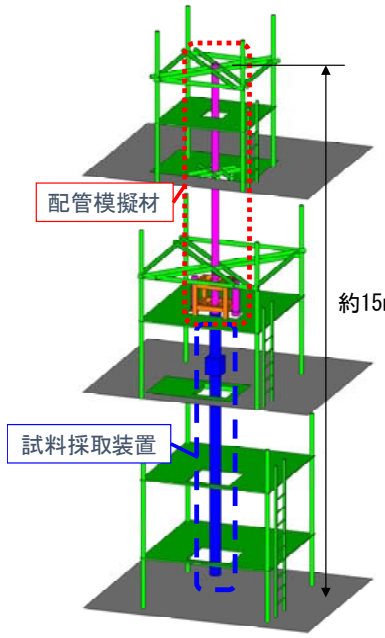


図 1　簡易モックアップ（原子炉下部）

これに先立ち、「ふげん」敷地内において試料採取の簡易モックアップ（図 1）を行い、作業員の操作習熟を含めた試料採取作業に係る一連の手順を確認する。

また、2017 年度以降は原子炉側部からアクセスし、制御棒案内管、炉心タンク、防振板から試料を採取する計画である。

3. 原子炉解体要素技術実証計画

レーザ切断技術を確立するため、まずは気中にて汚染の少ない実機設備から粗断された解体物の細断（二次切断）に適用し、検証・評価を行い、その後、設置してある状態の機器の切断（一次切断）実証を継続的に行いながら、知見や経験を蓄積する計画である。

また、原子炉側部からの試料採取作業（図 2）に合わせて、側部からのアクセス時に干渉する構造物を穿孔するために高線量雰囲気下におけるレーザ切断工法の適用を計画している。干渉する構造物は、直径約 5m、厚さ 25mm の炉心タンクであり、内部にアクセスするためレーザ切断工法により直径約 160mm の貫通口を穿孔する。この際、遠隔にて確実に炉心タンクを穿孔する観点から、事前にコールド材を用いたモックアップにて検証を行い、試料採取装置と連携した最適なレーザ照射条件を設定する計画である。

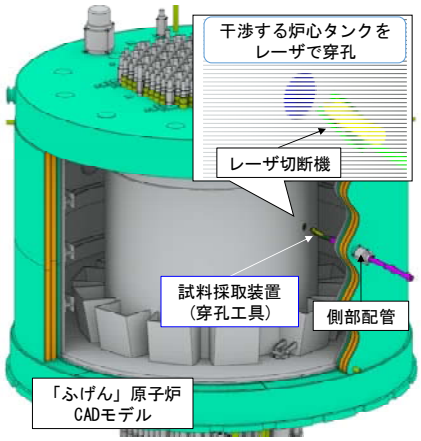


図 2　干渉構造物のレーザ穿孔

参考文献

[1] JAEA 佐野一哉他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 -(3)レーザ切断技術による原子炉施設解体への実証計画-日本原子力学会 2015 年秋の大会 G17

*Hiroki Iwai[1], Yasuyuki Nakamura[1], Hidehiko Matsuo[1], Hiroyuki Mizui[1] and Kazuya Sano[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
（2）原子炉構造材試料採取装置の開発

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

2. Development of the Sampling Device for Reactor Structure

*松尾 公彦[1]，石飛 龍彦[1]，岡 寛[1]

岩井 紘基[2]，松尾 秀彦[2]，中村 保之[2]，佐野 一哉[2]

[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構

「ふげん」では原子炉本体解体に向けた放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、原子炉内部の構造材からの試料採取を計画している。今般、高線量環境でかつ複雑な構造で狭隘な炉心の特徴を踏まえ、炉外から既設の配管を活用することで炉心領域にアクセスし、遠隔操作で試料を採取する装置の開発を行った。

キーワード：廃止措置、ふげん、原子炉解体、試料採取装置

1. 緒言

「ふげん」の原子炉本体は、25 年間の運転による中性子照射によって構造材が放射化しており、定量的に放射能インベントリを評価し、原子炉解体方法や解体に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分条件の検討に資することとしている。このため、複雑かつ狭隘な構造を有する「ふげん」の原子炉にアクセスし、構造材（圧力管、カランドリア管、炉心タンク、制御棒案内管、防振板）から試料を採取するための装置及び試料を採取する際に干渉する構造材を穿孔するための装置を開発する必要性があった。

2. 原子炉構造材試料採取装置の開発

2014 年度に原子炉下部から挿入する圧力管、カランドリア管の試料採取装置を開発[1]したが、今般、先の構成機器を一部共用した上で炉心タンク側部から装置を挿入し、干渉する構造材の穿孔ならびに炉心タンク、制御棒案内管及び防振板から試料を採取する装置を開発した。伸縮・回転・屈曲機構を設けることで、炉心水平、鉛直方向に試料採取を可能としている。

また、高強度の構造材を切削する際に発生する反力を受けるため、装置先端部を周囲の原子炉構造材に固定する機構を持たせた。これにより長尺な装置を撓みなく固定することができ、遠隔からの切削作業の信頼性が向上し、安定して試料を採取することを可能とした。

なお、本装置には除染及び試料回収機能を備えており、汚染拡大防止を図りつつ装置内において簡易の遮へい容器に収納することができ、装置先端部にはカメラや照明、硬度測定器も設置することができるなど、操作性と多様性を考慮した。

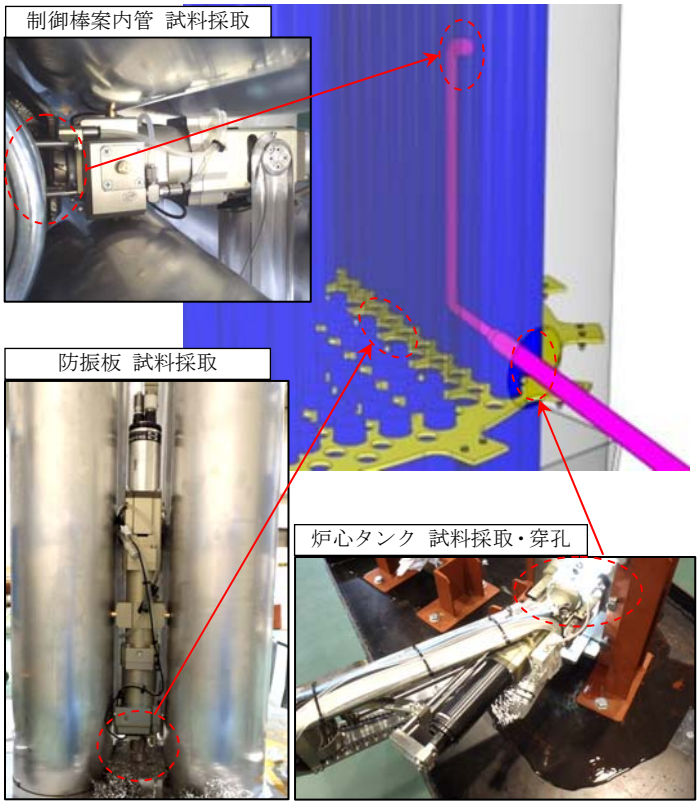


図 1 側部挿入型 試料採取装置

3. 結論

今回開発した試料採取装置の検証は、工場に設置した簡易モックアップを用いて、原子炉を構成する複数の構造材の模擬材から正常に試料採取できることで確認した。今年度から、実機での試料採取に向けたトレーニングなどの準備及び試料採取作業を JAEA 主体で進めていく予定である。

参考文献

[1] JAEA 岩井紘基他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 -（2）原子炉構造材試料採取に係る装置開発及び今後の計画- 日本原子力学会 2015 年秋の大会 G16

*Kimihiko Matsuo[1], Tatsuhiko Ishitobi[1], Hiroshi Oka[1], Hiroki Iwai[2], Hidehiko Matsuo[2],Yasuyuki Nakamura[2],and Kazuya Sano[2]
[1]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, [2]Japan Atomic Energy Agency

「ふげん」原子炉解体に係る技術開発 その 2
（3）原子炉施設におけるレーザ切断工法の実証

Technology Development for the Reactor Dismantling in Fugen (2)

3. Demonstration of the laser cutting technology in Reactor Facility

*中村 保之[1]，岩井 紘基[1]，佐野 一哉[1]、山本耕輔[1]、荒谷 健太[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「ふげん」の原子炉解体は、国内外の廃止措置の実績調査や切断試験の結果等を踏まえ、切断工法として工期短縮及び二次廃棄物低減等に優位と考えられるレーザ切断工法を選定した。しかしながら、これまで国内外の原子炉施設の解体作業にレーザ切断工法を適用した実績がないことから、まずは多関節ロボットとレーザ切断ヘッドを組合せた気中レーザ切断システムを構築し、「ふげん」の管理区域内において実機解体物を対象に切断実証を行った。

キーワード：ふげん，廃止措置，レーザ，切断技術

1. 緒言

「ふげん」原子炉解体の切断工法として選定したレーザ切断工法は、これまで原子炉施設への適用実績がないことから、まずは気中において多関節ロボットとレーザ切断ヘッドを組合せた切断実証を行う計画としている。今回は、同じ熱的切断工法であり、廃止措置作業への適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同じ汚染拡大防止対策をレーザ切断工法にも適用できることを確認するために、レーザ切断及びプラズマアーク切断時に発生する粉じんデータを取得し、比較評価を行った。これらの結果を確認後、管理区域での解体作業に適用し、実機構造物を対象とした気中レーザ切断を実証した。

2. レーザ切断実証

2.1 切断粉じん比較評価試験（コールド環境）

板厚 10mm の炭素鋼及びステンレス鋼の平板について、レーザ切断及びプラズマアーク切断時に発生する粉じんをローブレッシャーインパクタ(LP-20)を用いて切断エリア内の空気を切断後約 1 時間吸引し、粒径分布を取得した。

(1) レーザ切断条件

出力：10kW
アシストガス：Air / 約 200L/min
スタンドオフ：20mm
切断速度：300mm/min、1,000mm/min

(2) プラズマアーク切断条件

出力：600A
プラズマガス：Ar / 約 60L/min、H_2 / 約 30L/min
シールドガス：Air / 約 40L/min
スタンドオフ：10mm
切断速度：300mm/min、1,000mm/min

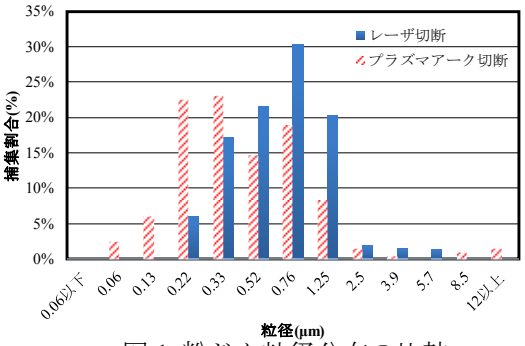


図 1 粉じん粒径分布の比較
（ステンレス鋼 板厚 10mm、切断速度 1,000mm/min）

2.2 実機構造物を対象とした気中レーザ切断実証（ホット環境）

原子炉冷却材浄化系の解体作業で発生した 3B(sch80)ステンレス配管の二次切断にレーザ切断工法を適用し、切断実証を行った。

レーザ切断条件

出力：10kW
アシストガス：Air / 約 400L/min
スタンドオフ：10mm
切断速度：2,000mm/min、2,500mm/min

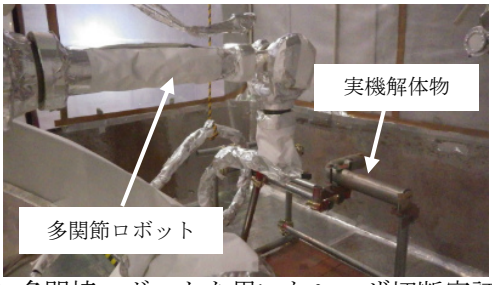


図 2 多間接ロボットを用いたレーザ切断実証



図 3 実機解体物の二次切断

3. 結果及びまとめ

非管理区域(コールド環境)で実施した切断時に発生する粉じんの粒径に対する捕集割合を図 1 に示す。レーザ切断時は 0.76μm に粒径のピークがあり、プラズマアーク切断時は更に細かい粒径の粉じんが発生していることが分かる。このことから、廃止措置作業で適用実績のあるプラズマアーク切断工法と同様の HEPA フィルタ(0.3μm の粒子を 99.97%以上捕集)を用いた汚染拡大防止対策が適用できることを確認した。

これらの結果を受けて、管理区域(ホット環境)においても、実機解体物の二次切断にレーザ切断を適用し、安全かつ高速で切断できることを実証した。今後、これらの知見と経験を活かしつつ、一次切断にも適用し切断実証を行っていく計画である。

*Yasuyuki Nakamura[1], Hiroki Iwai[1], Kazuya Sano[1], Kousuke Yamamoto[1] and Kenta Aratani[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた レーザーと水噴流の複合加工技術の開発 （1）加工特性の評価

Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1) Capability of the processing technique

*武部 俊彦[1,3]、羽成 敏秀[1]、山田 知典[1]、大道 博行[1]、石塚 一平[2]、大森 信哉[2]、
黒澤 孝一[2]、佐々木 豪[3]、中田 正宏[3]、酒井 英明[3]
1.JAEA, 2.日立 GE, 3.スギノマシン

福島第一原子力発電所の燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業へのレーザー加工技術適用に向けた研究開発を進めている。本発表では、レーザー加工と水噴流の技術複合化による廃炉作業への適用性について、除去加工特性の観点での評価結果を報告する。

キーワード： レーザー加工、水噴流、廃炉

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ･炉内構造物の取出し作業においては、放射性物質の拡散を抑制しつつ、遠隔操作で対象物へのアクセス･除去･回収可能な除去加工技術が必要とされている。これまでに様々な除去加工法が提案されており、その中でレーザー光を用いた熱切断加工法は非接触加工であることから機械的な工法と比較すると機器の小型化が可能であり遠隔操作装置への搭載が容易となる。しかし、放射性物質の拡散抑制を目的とした作業空間の圧力管理の観点から溶融部位を大量のアシストガスを用いて吹き飛ばす従来の切断加工法を適用することは困難である。また、燃料デブリにおいては形状、大きさが不明瞭であるため、切断加工によって溶融部位を裏側に吹き飛ばし回収することは困難である。本研究はアシストガスよりも圧力管理の容易な水噴流を用い、且つ非貫通加工によって溶融部分を表側から除去、回収する手法を提案するものである。

2. 実験方法

図 1 に示すように炉内構造物としても用いられているステンレス鋼（SUS304）試験体にファイバーレーザー約 6kW（λ=1070～1080nm）の光を 1 秒間定点照射し、同時に水を噴射させ、照射後の加工深さ、加工重量の測定を行った。噴射方式としては連続噴射式に加え、噴射・休止を繰り返した間欠噴射式も用いた。さらに照射位置を走査させ、1 パス及び水平方向にパスを重ね合せた削り出し加工を実施した。

3. 実験結果

図 2 に示すように、定点照射においてはレーザー照射箇所に穴が形成された。連続噴射式では、流量の上昇とともに加工重量が小さくなることが確認された。尚、低流量においては照射後の試験体上面に溶融固化物の固着が確認された。一方で間欠噴射式では、休止時間に対する噴射時間の割合の低下とともに加工重量が増加し、連続噴射式での最大加工重量を上回る結果となった。尚、この際に試験体表面上に溶融固化物は確認されなかった。図 3 は間欠噴射式で削り出し加工を行った結果であり、1 パスの加工溝（図中左）、水平方向にパスを重ね合せた加工溝（図中右）を示している。いずれの場合においても溝内、溝脇への溶融固化物の固着はなかった。

4. 結論

レーザー光と間欠噴射式との組合せにより非貫通加工において溶融固化物の固着の少ない除去加工が可能であり、廃炉作業への適用性が高いことを明らかにした。この結果を受けて、放射性物質拡散のない適切な回収系を設けることにより除去部分の安全な回収が可能となる。

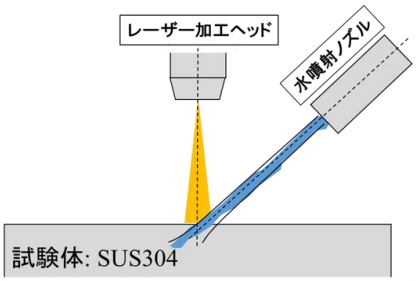


図 1 実験時のセッティング



図 2 定点照射後の加工痕

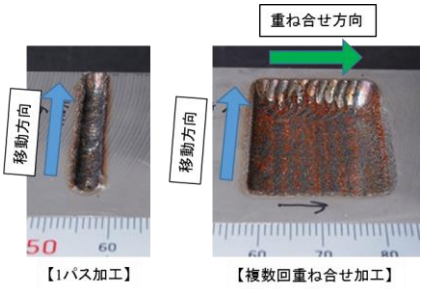


図 3 削り出し加工例

*Toshihiko Takebe[1,3], Toshihide Hanari[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3]
[1]JAEA, [2]HGNE, [3]SUGINO

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた レーザーと水噴流の複合加工技術の開発 （2）高速度カメラによる観察

Development on processing technology with combination of laser and water jet for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Observation of gouging processes using a high speed camera

*羽成 敏秀[1]，武部 俊彦[1,3]，山田 知典[1]，大道 博行[1]，石塚 一平[2]，大森 信哉[2]，
黒澤 孝一[2]，佐々木 豪[3]，中田 正宏[3]，酒井 英明[3]
[1]JAEA，[2]日立 GE，[3]スギノマシン

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業に資するレーザー加工技術の開発を進めている。その一環として、レーザー加工時の物理現象解明のために高速度カメラを用いて、その観察を行った。本発表では、その評価について報告する。

キーワード：レーザー加工、水噴流、高速度カメラ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた燃料デブリ・炉内構造物の取出し作業においては、放射性物質の放出抑制を行いつつ対象物を除去し、遠隔操作でアクセス・回収を実施する必要があり、現在その除去加工技術が求められている。そこで、本研究は一般的なアシストガス噴流に代わって水噴流を用い、かつ非貫通加工によって溶融部を照射側から除去する手法の開発を進めている。本発表では、溶融部の除去加工時の物理現象解明のために高速度カメラによる観察を行い、その評価について報告する。

2. 実験方法

図 1 に示すように炉内構造物として用いられているステンレス鋼(SUS304)試験体にファイバーレーザー光(λ=1070～1080 nm)を出力約 6 kW で 1 秒間の定点照射し、同時に別角度から水噴流を噴射させて溶融部の除去加工を行った。その際、高速度カメラを用いて溶融部の除去加工時の様子が観察可能な 10000 fps で撮影を行った。水噴流の噴射形式としては連続噴射および間欠噴射を用いて、評価を行った。また、光学系保護のためにレーザー光と同軸に加工ヘッドから空気を低流量で流した。

3. 実験結果

図 2 は水噴流を連続噴射した条件で、レーザー光の照射により金属表面が溶融し、熱放射によって発光する様子が確認できる(図 2 (a))。水噴流によって溶融部は徐々に除去されてゆくが、その一部は表面に留まり(図 2 (b))、再凝固した。回収の観点から、この再凝固は除去効率を低下させるために好ましくなく、改善する必要がある。図 3 は水噴流を間欠噴射した条件で、レーザー光の照射により溶融していく過程(図 3 (a))と水噴流により溶融部が除去される過程が交互に繰り返される。溶融部が除去される過程で、表面にその残留が見られなかった(図 3 (b))。これは、水噴流を間欠噴射することにより連続噴射と比べて、水噴流によるレーザー光の吸収阻害や冷却の効果等が低減されたためと考えられる。

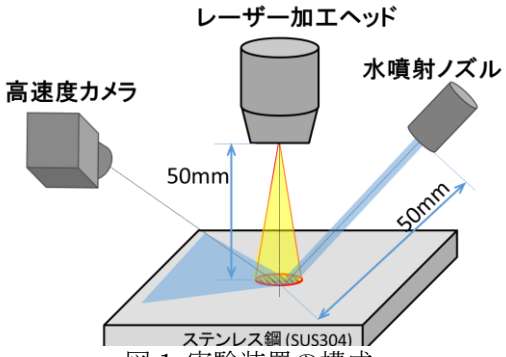


図 1 実験装置の構成

4. 結論

水噴流を間欠噴射したほうが効率的に溶融部を除去できることを見出した。今後、より効率的に溶融部を除去するためにレーザー出力等の各パラメータの組合せを検討し、最適化を進めてゆく。

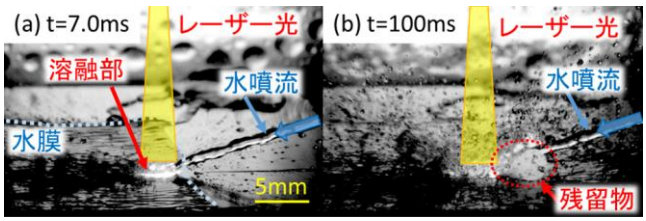


図 2 レーザーと水噴流による除去加工（連続噴射）
*レーザー光は不可視のため、イラストで図示

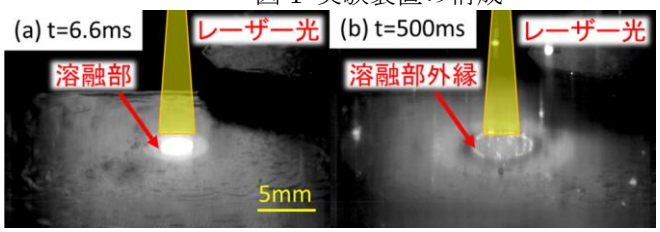


図 3 レーザーと水噴流による除去加工（間欠噴射）
*図は水噴射間欠時

*Toshihide Hanari[1], Toshihiko Takebe[1,3], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Ippei Ishizuka[2], Shinya Ohmori[2], Koichi Kurosawa[2], Gou Sasaki[3], Masahiro Nakada[3], Hideaki Sakai[3], [1]JAEA, [2]HGNE, [3]SUGINO

福島第一原子力発電所原子炉建屋上部ガレキ撤去に伴う粉じん発生量の評価 （1）風の影響を受ける開放空間での解体の粉じん発生量の把握と低減対策

Evaluation of dust emissions associated with the rubble removal of reactor building top of Fukushima Daiichi nuclear power plant

(1) Reduction measures and grasp of dust emission under demolition in the open air under the influence of wind

*新木 悠太[1]，望月 寛[1]，末永 和也[1]，荻野 佳[1]，
高木 賢二[2]，増田 誠[2]，塚原 裕一[3]，姫野 多加男[3]
[1]東京電力ホールディングス，[2]鹿島建設，[3]清水建設

福島第一原子力発電所（以下、福島第一）の廃止措置工事において特有の条件である屋外の開放空間での解体作業において発生する粉じん量を把握するとともに、散水および囲い式フードを用いた集じんによる粉じん飛散量の低減効果を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ガレキ撤去，粉じん，低減対策

福島第一の廃止措置工事では、建屋やガレキが放射性物質により汚染されているため、建屋解体・ガレキ撤去作業に伴う粉じん飛散量を抑え、公衆被ばく量、構内作業員の被ばく量低減を図ることが重要である。ただし、建屋は損傷し、かつ高線量であることから、無人かつ屋外作業による解体作業が必要であり、実施可能な低減対策は制限される。屋外作業であっても適用可能な粉じん低減対策として、解体作業中の散水や、囲い式フードを用いた集じんを行う予定であるが、工法の適用可否を判断するため、事前に粉じん低減対策を含んだ解体作業に伴う粉じん飛散量を評価しておく必要がある。

これまでも、国内の商業用発電炉を対象として、廃止措置工事に伴う環境影響評価の研究が行われ、「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版)」（以下、ハンドブック）が纏められているが、福島第一の廃止措置工事に対して適用するうえで、以下 2 点の課題がある。

- 屋外で作業を実施することから、福島第一の解体・撤去作業に伴う粉じん飛散量の評価には風の影響を考慮する必要があるが、ハンドブックに記載されている飛散率（粉じん飛散量の因数）は閉鎖空間での解体作業を条件とした試験から算出されており、風の影響は考慮されていない。
- 解体・撤去には様々な工法の選択肢があり、全ての工法で試験を行うことは困難であることから、ハンドブックに記載されている工法毎の飛散率は調査・類推により保守的に設定されている場合があり、福島第一で用いる工法や重機サイズに応じた粉じん飛散量を過剰に評価する可能性が有る。

以上の理由から、福島第一用いる解体工法、重機サイズに応じ、風の影響を考慮した粉じん飛散試験を行い、開放空間での解体・撤去作業に伴う発生粉じん量と、散水ならびに囲い式フードによる集じんの効果を確認した。風速や散水量の影響により変動するものの、1～3 桁程度の低減効果が得られた。

参考文献

[1] （財）電力中央研究所、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版)、2007 年 3 月

---

*Yuta Shinki[1], Hiroshi Mochizuki[1], Kazuya Suenaga[1], Kei Ogino[1],
Kenji Takagi[2], Makoto Masuda[2], Yuichi Tsukahara[3] and Takao Himeno[3]
[1] TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY HOLDINGS, [2] KAJIMA CORPORATION, [3] SHIMIZU CORPORATION,

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

[2C16-22] Study for Reactor dismantling including application for Fukushima 2

Chair: Toru Kitagaki (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 4:20 PM - 6:10 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[2C16] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm John Joyce[4], Barry Lennox[5] (1.Nagaoka University of Technology, 2.JAEA, 3.NMRI, 4.Lancaster Univ., 5.Univ. of Manchester)

4:20 PM - 4:35 PM

[2C17] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decomissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.JAEA, 2.Nagaoka University of Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

[2C18] Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Kato Michio[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2], Jun-ichi Katakura[3] (1.NMRI, 2.Senboku City, 3.Nagaoka University of Technology)

4:50 PM - 5:05 PM

[2C19] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:05 PM - 5:20 PM

[2C20] Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1], Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima college)

5:20 PM - 5:35 PM

[2C21] Influence of Atmosphere on Reaction between B_4C, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1], Shin-ya Kitamura[1], Yoshinao Kobayashi[2] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Titech)

5:35 PM - 5:50 PM

[2C22] Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*Yoshinao Kobayashi[1], Yuuya Morita[1], Takehiro Sumita[1], Shigeru Ueda[2], Toshio Nakagiri[3] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Tohoku University, 3.Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

5:50 PM - 6:05 PM

©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 （1）研究目的と全体計画

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1) Objective and Research Plan

*片倉　純一[1]，奥村 啓介[2]，金 岡秀[3]，Malcolm J. Joyce[4]，Barry Lennox[5]
[1]長岡技科大，[2]原子力機構，[3]海技研，[4]Lancaster Univ.，[5]Univ. of Manchester

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉加速に資するため、理論計算と実測値を組み合わせて最確な線量率分布を評価するための技術開発「線量率分布評価技術の開発」、水没した燃料デブリをソナー、小型検出器、水中ロボットを用いて探査するための技術開発「水中デブリ探査技術の開発」を日英の研究機関が協力して実施している。本発表では研究目的及び全体計画について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，線量率分布、水中デブリ探査、ソナー、小型検出器、水中ロボット

1. 緒言

東京電力福島第一原威力発電所の廃炉を加速するためには、燃料デブリの位置を把握するとともに、作業員の安全確保のために、廃炉工程の各工程におけるプラント内の線量率分布をできるだけ正確に把握する必要がある。このため、理論計算と実測値を組み合わせて最も確からしい線量率分布を評価するための「線量率分布評価技術の開発」と１号機や３号機のように水没していると考えられる燃料デブリの分布を探査するための「水中デブリ探査技術の開発」を日英の研究機関が協力して実施している。この研究開発の研究目的、全体計画について発表する。

2. 研究目的及び全体計画

2-1. 研究目的

緒言でも述べたように福島第一原子力発電所の廃炉を加速するためには各廃炉工程で遭遇する環境での線量率分布を出来るだけ正確に把握する必要がある。このため、高度なシミュレーション技術とプラント内の何点かで実際に測定した実測値とを組み合わせて最も確からしい線量率分布を評価する技術を開発する。また、水没していると考えられる燃料デブリの分布をソナー技術を用いて探査する技術を開発する、これらは高度なシミュレーション技術や測定技術を有する原子力機構及び海洋でのソナー技術を持つ海技研との共同で実施する。また、英国のロボット技術を有するマンチェスター大学や中性子測定技術を有するランカスター大学との協力で燃料デブリの探査技術の開発を行う。

2-2. 全体計画

この研究開発は平成 27 年度から 3 年計画で実施する予定である。

全体計画を図１に示す。線量率分布評価技術の開発では線量率分布を計算するためのプラントモデルの構築及び線量率分布のケーススタディ、実測のためのシンチレータを用いた技術開発及び測定法の適合性評価を実施する。水中燃料デブリ探査では模擬デブリを用いてソナー技術の基本性能把握及び英国研究機関のロボット開発や小型検出器の開発を実施し、適合性を評価する予定である。

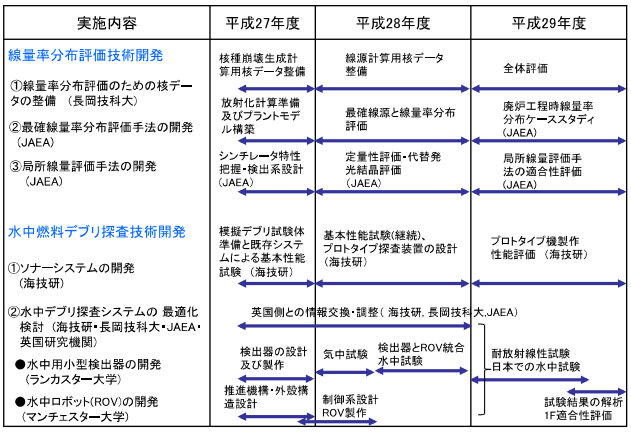


図１　全体計画

3. 結論

本報告は研究目的と全体計画について発表するものである。具体的な各技術の概要及び現在までの進展は本シリーズ発表の「(2)線量率分布評価のための線源及び３次元プラントモデルの構築」及び「(3)ソナーによる水中デブリ探査技術の開発のための模擬燃料デブリ製作と性能試験」で述べる。

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」の成果である。

*Jun-ichi Katakura[1], Keisuke Okumura[2], Kangsoo Kim[3], Malcolm J. Joyce[4], and Barry Lennox[5]
[1]Nagaoka Univ. of Technol., [2]JAEA, [3]NMRI, [4]Lancaster Univ. and [5]Univ. of Manchester

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 （2）線量率分布評価のための線源および 3 次元プラントモデルの構築

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(2) Construction of Radiation Sources and Three-dimensional Plant Model for Evaluation of Dose Rate Distribution

*奥村 啓介[1]，佐藤 若英[1]，前田 裕文[1]，若井田 育夫[1]，鷲谷 忠博[1]，片倉 純一[2]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大

プラント内の最確な線源および線量率分布の評価技術を開発するため、燃料燃焼計算、構造材放射化計算及びシビアアクシデント解析等の結果に基づき、線源分布を評価するとともに、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS 用の 3 次元プラントモデルを構築し、各単位線源による線量率分布応答関数を得た。

キーワード：福島第一原子力発電所、線量率分布、放射線源、粒子輸送モンテカルロ計算、PHITS

1. 緒言

原子力機構では、高度なシミュレーション技術と実測値とを組み合わせて、時々の最も確からしい格納容器(PCV)内の線量率分布を評価する手法を開発している。本発表では、その手法と現状を紹介する。

2. 解析手法及び線量率応答関数の結果

国際廃炉研究開発機構(IRID)が実施したシビアアクシデント(SA)解析等の H27 年度研究成果[1]に基づき、福島第一原子力発電所 1 号機の炉内状況を模擬し、粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2]用の 3 次元プラントモデルを構築した（図 1）。線源としては、ペデスタル内外及び圧力容器(RPV)下部に分布する燃料デブリ、PCV 及び RPV の随所(約 30 か所)に分布する放射性 Cs、上部格子板やシュラウド等の炉内構造物に分布する放射化線源(主に ^{60}Co)を想定し、これらの各単位線源によるプラント内線量率分布を PHITS による計算により得た。図 2 は、(a)ウエルプラグ外表面の Cs 汚染、(b)気水分離器の Cs 表面汚染、(c) 上部格子板の放射化線源、(d) ドライウエル下部の Cs 表面汚染、(e) Cs 汚染水、(f)ペデスタル内外部に分布する燃料デブリのそれぞれによる単位線源当たりの線量率分布（応答関数$d_i(\vec{r})$）を示したものである。プラント内の線量率分布$D(\vec{r})$は、燃料燃焼計算、構造材放射化計算、SA 解析による FP 分布の結果、局所的な実測値から得られる各線源強度S_iを用いて、$D(\vec{r}) = \sum_i S_i d_i(\vec{r})$として評価することができる。

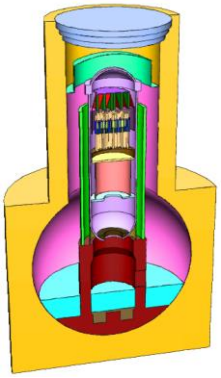
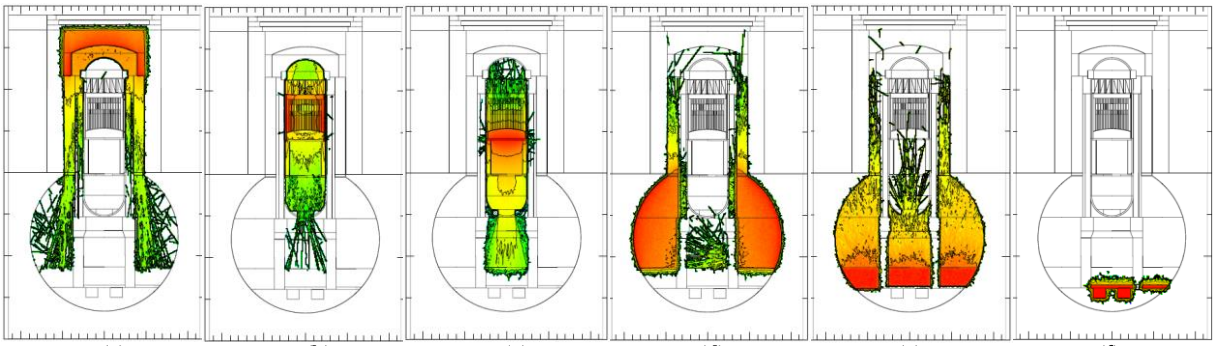


図 1　1 号機モデル



(a) (b) (c) (d) (e) (f)

図 2　単位線源による線量率分布計算結果の例

3. 結言

1 号機をモデルとして、プラント内の各種線源による線量率応答関数を得た。これは、プラント内任意位置における線量率への線源寄与度（線源感度）を表すものであり、局所的な線量率実測値を用いた線源逆解析や線量率分布の不確かさ解析に利用可能である。今後は、本研究で得られた応答関数とこれまでに得られている内部調査の結果や最新の SA 解析の結果を組み合わせて、最確な線源分布を求めるとともに、廃炉工程に対するケーススタディを実施して、各工程における最確線量率分布の評価を実施する。

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」の成果です。

参考文献： [1] IRID, http://irid.or.jp/research/201509to10/, [2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, pp913-923 (2013)

*Keisuke Okumura[1], Wakaei Sato[1], Hirobumi Maeda[1], Ikuo Wakaida[1], Tadahiro Washiya[1], Jun-ichi Katakura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]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 (3) ソナーによる水中デブリ探査技術の開発のための 模擬燃料デブリ製作と性能試験

Technology Development to Evaluate Dose Rate Distribution and to Search for Fuel Debris Submerged in Water for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(3) Verification of the performance of the debris survey by multibeam profiling sonar using imitation debris

*澤田 健一[1]，金 岡秀[1]，横田 早織[1]，加藤道男[1]，西村和哉[1]，小田野直光[2]，片倉純一[3]
[1]海技研，[2]仙北市，[3]長岡技科大

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉促進のためには、原子炉格納容器内の燃料デブリの分布を正確に把握することが必要である。本発表では、水中デブリの分布状態を探査するための技術開発を目的とした、燃料デブリの特性を模擬した模擬デブリの製作と、マルチビームソナーを用いた性能試験について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，水中デブリ探査，ソナー

1. 緒言

本研究では、放射線の影響を受けない超音波を使って、水面下にある燃料デブリの分布を得ることを目指している。ソナーによる調査は海底地形図の作成などに使用されている既存技術であるが、従来に比べ狭い閉鎖空間となる原子炉格納容器への適用性を評価する必要がある。そこで、燃料デブリを模擬した試験体を製作するとともに、それを観察対象とした既存のマルチビームソナーの性能確認試験を実施した。

2. 試験結果

2-1. 模擬デブリの製作

ソナーで水中の燃料デブリを計測したときの結果を再現するために、音響特性を一致させた模擬デブリを製作した。音波の反射強度は音響インピーダンスに影響されるため、模擬デブリと燃料デブリの音響インピーダンスを合わせることで、その結果を再現できることが期待できる。ただし、燃料デブリの音響インピーダンスは明らかになっていない。そこで、TMI 事故における燃料デブリ物性値から音響インピーダンスを推定した。その結果、音響インピーダンスの値が近い模擬デブリの材料として SUS303 を選択した。模擬デブリの形状は 15cm(L)×10cm(W)×5cm(D)の直方体ブロックとし、試験時には複数個のブロックを組み合わせて燃料デブリを模擬した（図 1）。



図 1. 模擬デブリ

2-2. 試験結果

マルチビームソナーの試験は、深さ約 1.5m 水槽で行った。図 2 はソナーの航路に沿った断面図を示しており、縦軸は距離、横軸は時間軸である。図内複数の断面画像は、試験水槽の壁面からの反射の影響によるものである。図から、水槽底面・コンクリート平板・模擬デブリ 1 段目・2 段目・3 段目の順番でソナーが対象の形状を捉えていることが確認できる。また、深度情報と反射強度情報からそれぞれ 2 次元マッピングを行うと、模擬デブリが位置する場所では、周囲のコンクリートと比較して深度と反射強度信号の相違を確認することができた。これより、コンクリート平板とデブリ模擬試験体との境界を識別することで、今後、より正確な燃料デブリの分布形状とボリュームの把握が可能になることが期待される。

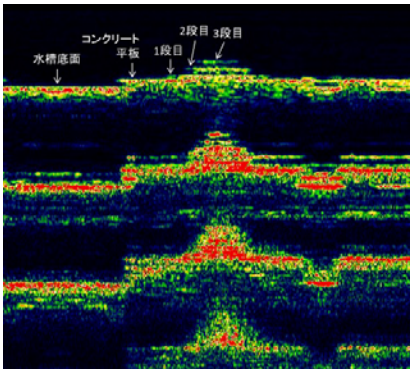


図 2. ソナー断面図

3. 結論

燃料デブリの音響特性を模擬した模擬デブリを製作した。この模擬デブリを用いて既存のマルチビームソナーによる試験を実施した。将来的に、より分解能を高めることで、深度情報と反射強度情報から燃料デブリの分布とボリュームの把握が可能になることが期待される。

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」の成果である。

---

*Ken-ichi Sawada[1], Kangsoo Kim[1], Saori Yokota[1], Michio Kato[1], Kazuya Nishimura[1], Naoteru Odano[2] and Jun-ichi Katakura[3]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Senboku City, [3]Nagaoka University of Technology

炉材料の強度及び微細組織への事故時熱履歴の検討

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident

*青木　勇斗[1]、吉永　啓汰[1]、橋本　健吾[1]、吉田　渉[1]、實川　資朗[1]
１．福島工業高等専門学校

316 鋼をイオン照射し、次いで焼鈍すると、微細組織は焼鈍温度に従って大きく変化し、硬さは回復した。微細組織の大きな変化などは、事故時の温度履歴の推定に利用し得ると考えられる。

キーワード：ステンレス鋼　照射損傷　微細組織　過酷事故　廃止措置

１．緒言

316 鋼などの炉内機器材料では、中性子の照射損傷により微細組織が変化する。この微細組織は、加熱により特徴的な変化を生じるとしばしば指摘される。これを用いれば、微細組織から事故時の熱履歴などを推定し得ると考えられる。この手法は、福島第一原発などでの過酷事故の解析に、さらに炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなると考えられるため、微細組織変化と焼鈍条件の関係などを評価することにした。なお、TMI-2 では、圧力容器の温度履歴の推定に、硬さ及び微細組織が用いられた[1, 2]。

２．実験方法

試料には 6mm×3mm×0.75mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)を用いた。試料を 1100℃で溶体化処理し、表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ、これに原子力機構の高崎研究所 TIARA 施設にて、10MeV の Fe^{3+}と、1MeV の He^{+}を照射した。照射温度は 300℃などとした。照射量は、弾き出し損傷量にして 1dpa、また He 注入量を 10appm とした(^{10}B 不純物の影響などを考慮し注入した)。照射後、400℃以上で焼鈍し、FIB にて電子顕微鏡試料を作製して微細組織観察を行うと共に、ナノインデンターで硬さの変化を評価した(押し込み深さ 1μm の一定値とした)。

３．結果・考察

焼鈍後の微細組織を図に示す。400℃での焼鈍による変化は少なかったが、転位ループと思われる像の大きさはわずかに増加した。転位ループと思われる像の数密度は、$7x10^{22}/m^3$ 程度であった。これに対して、650℃では、保持時間が 300s と比較的短い場合でも、転位ループ(格子間原子型と思われる)の明瞭な成長と数密度の減少傾向が見られた。さらに、750℃では、転位ループの密度が大幅に減少し、大きく成長した転位ループとやや小型の転位ループが残った。このように、微細組織は焼鈍条件に強く依存することから、微細組織から事故時に経験した最高温度などを推定するための情報を得ることができると考えられる。硬さも焼鈍によって回復した。750℃×1800s の焼鈍により、硬さは 80%程度回復した。焼鈍による硬さの変化と微細組織の関係などについても紹介する。

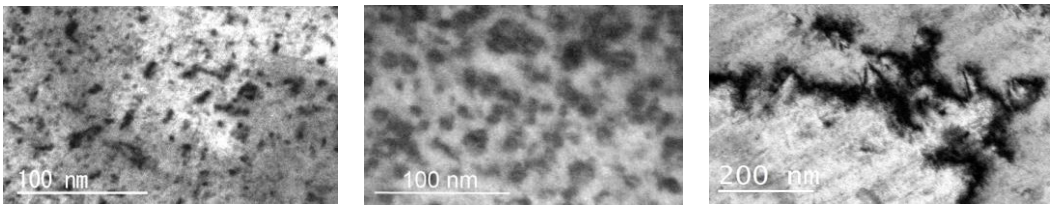


図　左から 400℃×1800s、650℃×300s、750℃×1800s 焼鈍後の微細組織

参考文献

[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

---

*Yuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], Kengo Hashimoto[1], Wataru Yoshida[1], Shiro Jitsukawa[1]
1. National Institute of Technology, Fukushima College

炉材料の強度及び微細組織への事故時熱影響の検討
（2）福島第一原発の格納容器材料への事故時熱影響による強度特性変化範囲の検討

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor structural steels during severe accident
(2) Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*吉永 啓汰[1]，青木 勇斗[1]，橋本 健吾[1]，今野 力斗[1]，實川 資朗[1]
[1]福島工業高等専門学校

抄録　福島第一原発の格納容器への事故時の加熱の影響を推定するため，加熱条件，冷却条件などをパラメータに試験片に熱履歴を与え，鋼材の強度特性などへの影響の範囲を実験的に検討した。
キーワード：格納容器鋼，温度履歴，破壊靭性，過酷事故，廃止措置

1. 緒言

事故時，1 号機については，溶融燃料等が格納容器底部で広がり，格納容器に接近した[1]ため格納容器や建屋の加熱による損傷が懸念される。また，炉内機器の残存強度を推定することは，復旧作業の円滑な進捗に有用であるとともに，事故過程の解析を通じて今後の軽水炉安全性向上に資する知見を与えると期待される。そこで，本研究では格納容器鋼の強度への加熱などの影響について実験的に評価した。

2. 実験

本研究では MKI 格納容器鋼である SGV480 鋼[2]の入手が困難なため，類似材 STS370 鋼（Tenaris-三立総業） 0.2C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe 及び MKII の格納容器鋼 SA738B 鋼（東北大学より供与） 0.09C-0.20Si-1.45Mn-0.005P-0.001S-Fe を用いた。事故時の熱影響を模擬するにあたって，溶融までは範囲としないが，広い範囲を包含するよう，加熱温度はオーステナイト化温度以上まで，保持時間（温度は一定）として 300 時間程度まで，冷却速度は TMI-2 の圧力容器で報告された急冷[3]までを考慮した。また，試験片を冷却する際，試験片を厚板に挟み加熱/冷却するなどにより冷却速度の調整を図った。このようにして熱履歴を模擬した材料に対して引張試験，破壊靭性試験及び硬さ試験を室温で行い，併せて微細組織を観察した。なお，破壊靭性試験法は除荷コンプライアンス法とした。

3. 結果・考察

1000℃で 30 分間保持後，水冷（オーステナイト領域から急冷）した STS370 鋼の亀裂進展挙動（J-R 曲線）を図 1 に，650℃で 100 時間保持後，室温まで徐冷した STS370 鋼の亀裂進展挙動を図 2 に示す。また，1000℃で 15 分間保持後，水冷した SA738B 鋼の亀裂進展挙動を図 3 に示す。J_Q 値は図中に記載した。水冷での冷却速度は-50℃/秒より速かった（500℃付近で）。STS370 鋼及び SA738B 鋼の受け入れ材の J_Q 値はそれぞれ約 730[kJ/m^2]及び約 800[kJ/m^2]であった（試験片寸法は ASTM E813 での要求を満たさない）。急冷した試験片は受け入れ材に比べて硬さが増加し，破壊靭性値は減少した（冷却速度の影響評価を進める）。微細組織も変化を示した。これに対して，加熱後徐冷した STS370 鋼は受け入れ材に比べ硬さは減少し，破壊靭性値はわずかに増加した。従って，この条件では高温での保持（100 時間）による靭性変化は大きくなかった。

加熱後，急冷した試験片の破壊靭性値は減少したが，大きな欠陥が無ければ脆性破壊は生じにくい程度と判断される。もちろん，余裕が大きくは無いので，一定の注意が必要と推定される。

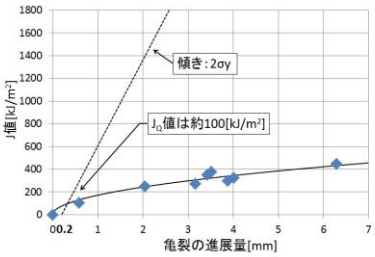


図1　加熱・急冷後の亀裂進展挙動（STS370鋼）

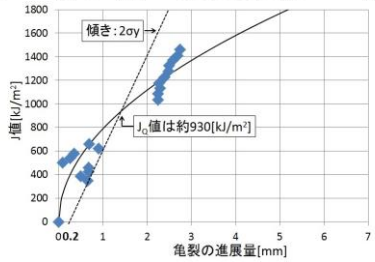


図2　加熱・徐冷後の亀裂進展挙動（STS370鋼）

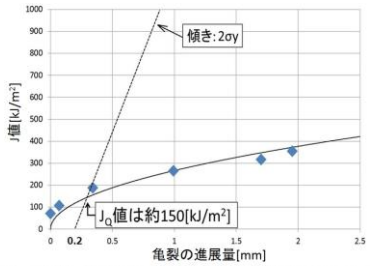


図3　加熱・急冷後の亀裂進展挙動（SA738B鋼）

参考文献
[1]「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」，平成 25 年 10 月 8 日，鈴木俊一
[2] JAEA-Research 2014-007(福島第一原子力発電所事故に係る圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発)，大洗研福島技術開発特別チーム
[3] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Keita Yoshinaga[1], Yuto Aoki[1], Kengo Hashimoto[1], Rikito Konno[1] and Shiro Jitsukawa[1]
[1]NIT Fukushima college

1473K における B_4C, SUS304, ジルカロイ間の反応への雰囲気の影響

Influence of Atmosphere on Reaction between B_4C, 304 Grade of Stainless Steel and Zircaloy at 1473K.

*植田 滋[1], 高 旭[1], 佐々木良輔[1], 北村信也[1], 小林能直[2]
[1]東北大学, [2]東京工業大学

B_4C, SUS304, ジルカロイを Air/H_2O/H_2/Ar の組み合わせにより制御した雰囲気内で 1473K に加熱し、素材間の相互作用および溶融の有無を調査した。雰囲気に依存して酸化、酸化溶解および成分の拡散による金属溶解等の異なる反応が進行した。

Keywords : control blade, melting behavior, atmosphere, oxidation, steam, B_4C, 304 grade stainless steel, Zircaloy

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて炉内におけるデブリの状態とリロケーションを詳細に解明する必要がある。炉心の溶融は B_4C、ステンレススチール(以下 SUS)から構成される制御棒の崩壊を起点に進行し、燃料棒の溶融に至る。本研究では水蒸気が共存する炉内の低温域(1473K)での制御棒溶融による溶融物の生成とこの溶融物のチャンネルボックス材料との反応を明らかにするために、Air/H_2O/H_2/Ar ガスにより雰囲気を制御し、B_4C、SUS、ジルカロイ間の反応を調査した。

2. 実験

2-1. 実験方法

φ19mm のアルミナるつぼに約 20×10×1mm^3 の SUS-304、Zircaloy-4 片を 2.5g の B_4C 粉末と共に入れ、Air, Ar あるいは Ar/H_2/H_2O(=1/1/1)に雰囲気を制御した竪型管状炉内で 1473K に 3600s 保持した。保持後の試料は急冷の後、樹脂埋めし断面観察試料を作成した。FE-EPMA により試料の組成を定量し、進行した反応を推定した。

2-2. 実験結果

Fig.1 に Air、Ar 中で加熱した試料の断面を示す。中央の白色部が SUS、Zircaloy、下部黒色部が B_4C を示す。Air 中では、B_4C 層表面に B_2O_3 が生成した。B_4C 層と接する Zircaloy は酸化され B_4C あるいは B_2O_3 層内に分散した。また B_2O_3 と接する部位の SUS が溶解した。一方 Ar 中では Zircaloy が溶解し液体金属相を生成した[1]。Ar/H_2/H_2O 混合ガス中において、SUS は B_4C からの B および C の浸透により溶解し、Zircaloy は表面が酸化したのみで溶融しなかった。

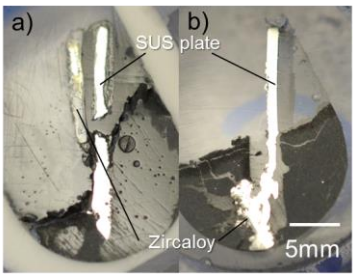


Fig. 1. Cross section of sample (B_4C/SUS/Zircaloy) heated at 1437 K (a: in Air, b: in Ar)

3. 結論

炉心材料として用いられる B_4C、SUS および Zircaloy が 1473K において接触すると、雰囲気に依存して金属表面の酸化、元素の相互拡散による低融点酸化物の生成や共晶温度による金属溶解等が起きる。

参考文献

[1] R. Sasaki, S. Ueda, SJ. Kim, X. Gao, S. Kitamura, J. Nucl. Mater., 466(2015) 334-342.

*Shigeru Ueda[1], Xu Gao[1], Ryosuke Sasaki[1]and Shin-ya Kitamura[1] and Yoshinao Kobayashi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

SUS304 ステンレス鋼の溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中への溶解挙動

Dissolution behavior of SUS304 stainless steel into molten Fe-Cr-Ni-B-C alloy

*小林 能直[1]、守田 祐哉[1]、墨田 岳大[1]、植田 滋[2]、中桐 俊男[3]
[1]東京工業大学、[2]東北大学、[3]日本原子力研究開発機構

沸騰水型原子炉過酷事故時の制御棒の溶落に伴う炉心下部構造物の溶損状況を把握するため、SUS304 ステンレス鋼の溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中への溶解速度を調べ、溶解機構を検討した。

キーワード： 過酷事故、廃炉、燃料デブリ、アクセス性、溶解挙動

1.緒言

沸騰水型原子炉における過酷事故溶融時には、ステンレス被覆材と B_4C からなる制御棒およびジルカロイ被覆材と UO_2 からなる燃料棒等が溶け落ちる。これら溶融物に、下部支持構造材であるステンレス鋼がどのような速度で溶解するかを明らかにすることを目的とし、SUS304 ステンレス鋼を溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中に浸漬する実験を行い、溶解速度の測定および溶解機構の検討を行った。

2.実験

SUS304 ステンレス鋼および B_4C の粉末を、Fe-B 系共晶組成[1]に近い B 質量濃度 5mass%の配合比で混合し内径 11mm の Al_2O_3 るつぼ中で縦型管状電気抵抗炉内で予備溶融した後、同るつぼ直上で予熱した直径 10mm の SUS304 ステンレス鋼の丸棒を溶融 Fe-Cr-Ni-B-C 合金中に浸漬し、所定の時間(7s, 1min, 6min)保持した。その後同るつぼを炉内から引き上げて、るつぼの外側を水冷することにより試料を急冷した。試料断面を研磨して鏡面に仕上げた後、SEM-EDS(Scanning Electron Microscope with Energy Dispersion Spectroscopy)を用いて、組織および組成を調べた。

3.結果・考察

図 1 に 6min 間浸漬した実験の固液界面近傍の B 濃度分布を示す。本実験は B を含有した合金中へ B を含まない固相 SUS304 ステンレス鋼が溶解する反応であるため、界面近傍の液相中 B 濃度は、界面に近づくにつれ低減する傾向にある。その他の保持時間に関しても同様の濃度分布が見られた。この濃度分布に基づき、Fick の第二法則を適用した速度論的解析を行った。円筒座標系の拡散方程式では円柱関数に関連し考慮すべきパラメーターが多く精度のよい見積もりが困難であるため、固相直近において直交座標系の 1 次非定常拡散方程式で近似した解析を行ったところ、みかけの拡散係数として、4.3×10^{-9} $cm^2 \cdot s^{-1}$ を得た。この値は 1min、7s と浸漬時間が短くなるに従い大きくなり、初期に大きく溶解が進むメカニズムが考えられる。断面の組織観察結果より、固相 SUS304 ステンレス鋼の粒界に溶融合金が深く侵入していることがわかり、、粒の脱落による溶損が先行して、その後化学的な溶解が進むという形態が考えられ、実炉でも同様の溶解機構により溶損が促進された可能性がある。

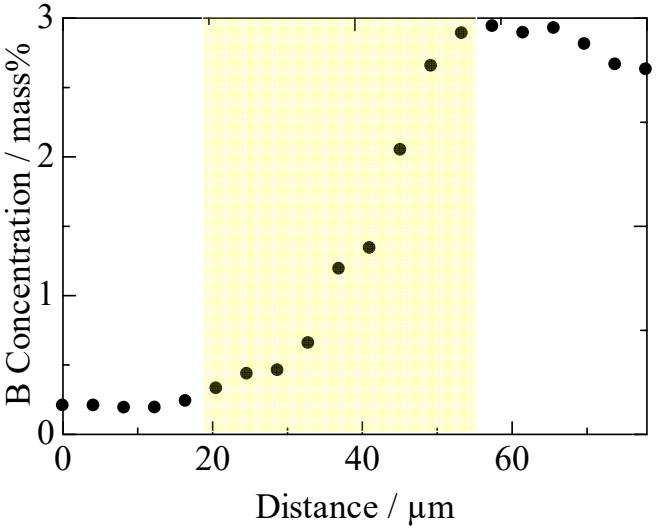


図 1　6min 間浸漬した実験の固液界面近傍の B 濃度分布

文献　[1] 鉄合金状態図集、O.A.バニフら編、アグネ技術センター、2001、東京.

Yoshinao KOBAYASHI[1], Yuya MORITA[1], Takehiro SUMITA[1], Shigeru UEDA[2], Toshio NAKAGIRI[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Tohoku University, [3]Japan Atomic Energy Agency

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

[2D01-04] Colloid/Solubility

Chair: Daisuke Akiyama (Tohoku Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D01] Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*Kotaro NAKATA[1], Takamitsu ISHIDERA[2], Seiichi KUROSAWA[3], Masanori HAYASHI[3], Hikari BEPPU[3], Akihiro SUKEGAWA[3] (1.CRIEPI, 2.JAEA, 3.IDC)

9:30 AM - 9:45 AM

[2D02] Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1] (1.JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2D03] SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University Grasuate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[2D04] Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1], Akira Kitamura[2] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Am(III)および種々の価数を持つイオンのベントナイトコロイドに対する収着における不可逆性評価

Investigation of sorption reversibility of Am(III) and the other nuclides on bentonite colloids

*中田 弘太郎[1]，石寺 孝充[2]，黒澤 精一[3]，林 雅則[3]，別部 光里[3]，助川 誠裕[3]
[1]電中研，[2]原子力機構，[3]検査開発

ベントナイトコロイドに収着した Am(III)に対して、逐次脱離試験を実施した。6 回の脱離試験を繰り返した後も 4.5×10^{-10} mol/g $_{コロイド}$の Am がコロイドに留まったことから、この量の Am がベントナイトコロイドに対して不可逆的に収着している可能性が高いと考えられた。

キーワード：コロイド，Am(III)，収着，不可逆性

1. 緒言

放射性核種がコロイドに収着すると核種はコロイドとして地下水中を移動し、イオンの場合とは異なる挙動を示す。コロイドが岩石と相互作用しにくい場合、核種の移行が促進される可能性があると指摘されてきている。コロイドが核種移行に与える影響を定量的に評価するためには、コロイドへの核種収着の不可逆性評価が重要である。本発表では、III 価の元素である Am(III)についてベントナイトコロイドへの収着・脱離挙動を試験した結果を中心に、元素の価数（Cs(I), Sr(II), Am(III), Np(V)）とベントナイトコロイドへの収着不可逆性について検討結果を発表する。

2. 試験方法

収着・脱離試験は 2 つのセルをフィルタを介して接触させる「透析法」を用いて実施した。収着試験では、ベントナイトコロイド溶液(10mg/L)と模擬地下水を左右のセルに入れたあと、模擬地下水側のセルから Am(III)のストック溶液を加えた。左右のセル溶液の限外ろ過後の Am(III)濃度が等しくなるのを確認しながら、約半年間をかけてコロイドに Am を収着させた。引き続き実施した脱離試験では、模擬地下水側のセルを、Am を含まない高濃度ベントナイトコロイド溶液（脱離液:50mg/L）と入れ替え、1 ヶ月経過後さらに脱離液を入れ替える「逐次脱離試験」を実施した。脱離液に含まれる Am 濃度、Am が収着したコロイド溶液の限外ろ過前後の Am 濃度等からベントナイトコロイドから脱離した Am の量を評価した。

3. 結果と考察

収着試験終了時には、1g のコロイドあたり 10×10^{-10} mol の Am が収着していた（分配係数で 1.5×10^{3} L/g)。6 回実施した逐次脱離試験のうち最初の 3 回まではコロイドに収着した Am の量が減少したが、3 回目以降では顕著な減少が見られなかった（図)。3〜6 回目の脱離試験でベントナイトコロイドからほとんど Am が脱離せず、6 回脱離試験実施後にコロイド 1g あたり 4.5×10^{-10} mol の Am が留まったことから、この量の Am がベントナイトコロイドに不可逆的に吸着している可能性が高いと考えられる。

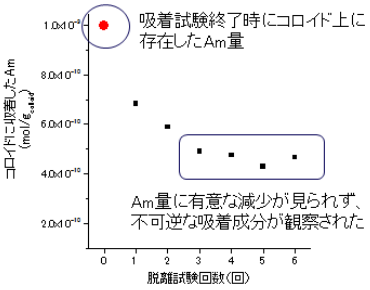


図 : 脱離試験回数とコロイドに収着した Am 量の関係

上記の結果を含めた今までの検討から、Sr(II)がほぼ可逆的にコロイドに収着するのに対し、Cs(I)、Np(V)は一部不可逆的に収着することが分かった。また、Am(III)については不可逆的な収着の割合が比較的大きかった（上記の条件で 45%)。安全評価に影響を与える可能性がある上述の不可逆的な収着については、今後実験的に検討していく予定である。

---

*Kotaro Nakata[1], Takamitsu Ishidera[2], Seiichi Kurosawa[3], Masanori Hayashi[3], Hikari Beppu[3], Akihiro Sukegawa[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]IDC

北海道幌延地域に分布する深部地下水を用いたコロイドの元素収着特性評価

Sorption property of natural colloids in groundwater of Horonobe area with rare earth elements.

*遠藤 貴志[1]、天野 由記[1]、根本 一昭[1]、伊藤 剛志[1]、舘 幸男[1]

[1]日本原子力研究開発機構

北海道幌延町の幌延深地層研究センターにおいて地下水を採取し、地下水中に懸濁する天然コロイドの組成データを取得した。また、嫌気的条件下にて希土類元素の収着データから、全コロイドに対する希土類元素の収着特性を評価するとともに、微生物と希土類元素の相互作用について合わせて考察した。

キーワード：コロイド，核種移行，地下水，希土類元素

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分システムの建設が予定される地下深部の地下水には、様々な形態のコロイドが存在し、放射性核種の移行を促進する可能性がある。これら天然コロイドには、無機コロイド、有機コロイド、微生物コロイドが含まれることが知られているが、各コロイドの組成や核種との相互作用についての理解は十分得られていない。安全評価において、コロイド濃度や核種のコロイドへの分配係数（Kd）は不可欠なパラメータであることから、各コロイドの組成や相互作用の理解は、コロイド影響評価における不確実性低減の観点から極めて重要である。本研究では、異なる深度の地下水中のコロイド濃度や組成とともに、コロイドへの希土類元素の Kd について評価した。

2. 試験方法　幌延深地層研究センター地下施設を利用して、深度 140 m および 250 m のボーリング孔から嫌気状態を保持した状態で地下水を採取し、地下水を 0.2 μm 及び 10 kDa サイズのフィルターを用いて濾過し、捕集物重量とろ過量から地下水中の各分画における全コロイド濃度（無機/有機・微生物コロイドの総量）を算出した。微生物コロイド濃度については、蛍光顕微鏡法を用いて計数した。また、嫌気条件下にて希土類元素（初期濃度 10 ppb）を用いた収着試験を実施し、溶液中のコロイドを 0.2 μm 及び 10 kDa サイズのフィルターで分画して各液相・固相を採取した。液相については ICP-MS による元素濃度分析、固相については走査型電子顕微鏡を用いた観察・分析を実施した。希土類元素添加に伴う微生物群集組成の変化を明らかにするために、元素添加前および添加後の試験溶液について 16S rRNA 遺伝子を対象とした遺伝子解析を行った。

3. 結果・考察　地下水中の 0.2 μm 以上の全コロイド濃度は、深度 140 m の地下水で 0.61 mg/dm^3、深度 250 m で 0.09 mg/dm^{3}であった。全コロイドに対する微生物コロイドの割合は、深度 140 m の地下水で 8.2%、深度 250 m で 23.5%となり、無機と有機コロイドの割合が高いことが分かった。希土類元素の全コロイドに対する分配係数の対数値（logKd (m^3/kg)）は、3.1 - 6.1 となり軽希土類ほどコロイドに対して高い親和性を有することが分かった。また、深度 140 m と 250 m コロイドの logKd を比較すると、250 m コロイドの値が高く、収着特性が異なることが示唆された（図 1）。既往の報告［1］に従い、各深度のコロイド濃度において、核種移行影響が顕在化する logKd 値を算出したところ（図 1、点線）、一部の軽希土類（Yb，Lu）を除き、コロイド影響が顕在化する可能性があることが分かった。一方、微生物は、8～24%程度と存在率が低いものの、代謝により核種を体内に取り込み、核種移行を促進する可能性がある。そこで、希土類元素添加後の地下水試料について、微生物の計数と遺伝子解析を行ったところ、*Rhodobacteraceae* 科および *Rhodocyclaceae* 科に属する種に近縁な微生物の増殖が確認されたことから、希土類元素の代謝への利用が示唆された。このことから、希土類元素の微生物へのみかけの収着過程には、菌体への取り込み等の不可逆な過程が含まれると考えられる。

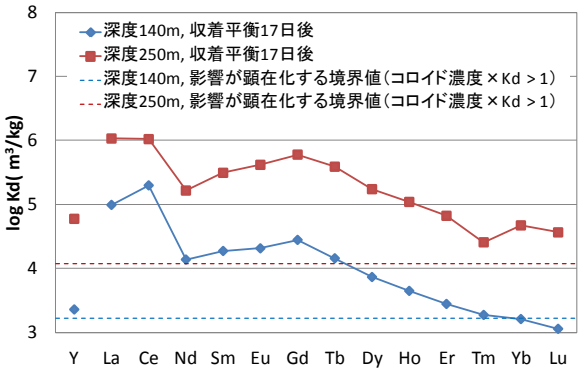


図 1　0.2 μm サイズのコロイドへの元素の分配係数

[1] 久野義夫，笹本広，岩盤亀裂中でのコロイドに助長された核種移行に関する解析検討，JAEA-Research 2009-071

※本報告は、経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Takashi Endo[1], Yuki Amano[1], Kazuaki Nemoto[1], Tsuyoshi Ito[1], and Yukio Tachi[1]

[1]JAEA.

X線小角散乱法によるジルコニウム水酸化物沈殿の評価

SAXS observation of Zirconium(IV) hydrous oxides precipitated

*中嶋 翔梧[1]，小林 大志[1]，元川 竜平[2]，佐々木 隆之[1]
[1]京都大学大学院工学研究科，[2]日本原子力研究開発機構物質科学研究センター

25℃，40℃，60℃および90℃の温度条件で熟成した4価ジルコニウム水酸化物沈殿をX線小角散乱（SAXS）法で測定した．得られた散乱データから粒径や表面形状など水酸化物沈殿の固相状態を明らかにし，見かけの溶解度の解釈を試みた．

キーワード：X線小角散乱（SAXS），ジルコニウム水酸化物，沈殿，粒径

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分環境下では，アクチノイドは4価イオンとして振る舞い，その移行挙動は水酸化物沈殿固相の溶解度により支配される．このとき，溶解度制限固相はアモルファス状の水酸化物（$M(OH)_4(am)$）とされているが，粒径や表面形状など固相界面の状態が見かけの溶解度に及ぼす影響は明らかになっていない．さらに廃棄体の発熱や地温勾配により，25℃より高い温度条件が想定される処分環境下では，アモルファス水酸化物沈殿固相が変化し，見かけの溶解度が変わる可能性が指摘されている[1]．本研究では4価アクチノイドのアナログであるジルコニウムのアモルファス水酸化物沈殿を25℃から90℃で熟成し，X線小角散乱（SAXS）法により，沈殿固相の粒径や表面形状を定量的に評価し，溶解度変化の解釈を試みた．

2. 実験　試料溶液は過飽和法により調製した．pH = 1の$HClO_4$水溶液に，予め沈殿させた$Zr(OH)_4$固相を全溶解し，母溶液とした（[Zr] = 0.01 mol/dm^3）．母溶液に$NaClO_4$および$NaOH$水溶液を加えて，所定のpH（3，8，12）およびイオン強度（0.5）に調整した．試料溶液は，25℃，40℃，60℃および90℃の恒温器内でおよそ1ヶ月間熟成した．熟成後，試料溶液を室温に冷却し上澄み液のpHを測定した．次に試料溶液を遠心沈降させ，沈殿を含む懸濁液およそ30 μLを内径1.5 mmのガラスキャピラリーに封入し，SAXS法により測定した．測定はあいちシンクロトロン光センターのBL8S3で行った．入射X線波長（λ）は0.92 Å，観測波数領域は $0.006 < q\,[Å^{-1}] < 1.0$とした．$q$ ($= 4\pi\sin\theta/\lambda$)は散乱ベクトルの絶対値，2θは散乱角に相当する．

3. 結果と考察　**図1**にpH = 3，25℃で熟成した試料のSAXSプロファイルを示す．X線の散乱強度 $I(q)$の波数依存性はベキ乗散乱（$q^{-\alpha}$）を示し，その指数 α は $q < 0.4$ Å^{-1}（領域I）で約2.5，$q > 0.4$ Å^{-1}（領域II）では約3.1となった．領域IおよびIIの境界値 q_c は懸濁液中に存在する粒子の大きさ d_c ($= 2\pi/q_c$)に相当し，本結果から15 Åと見積もられた．また領域Iでのベキ乗散乱の傾向から，粒子が互いに凝集してより大きな構造体を形成していることが示唆された．一方，領域IIのそれは粒子表面の状態を反映している．一般に粒子表面が平滑な場合，$\alpha = 4$になるが，本結果は $3 < \alpha < 4$ であり，表面が複雑に入りくんだ構造をしていると推察された．発表では，異なる温度で熟成した固相の微視的構造について報告し，見かけの溶解度との相関について考察する．

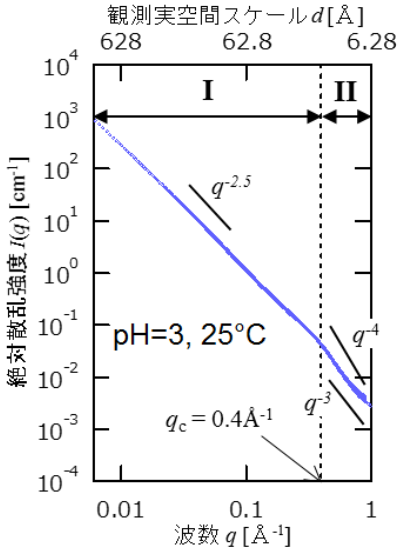


図1　pH = 3，25℃で熟成した試料のSAXSプロファイル

参考文献

[1]　D. Rai *et al.*, Radiochim. Acta **88**, 297 (2000).

*Shogo Nakajima[1], Taishi Kobayashi[1], Ryuhei Motokawa[2] and Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

ジルコニウム溶解度に及ぼすイソサッカリン酸影響の熱力学的考察

Thermodynamic study on the Zr solubility in the presence of isosaccharinic acid

*小林　大志[1]，佐々木　隆之[1]，北村　暁[2]
[1]京都大学大学院工学研究科　[2]日本原子力研究開発機構

イソサッカリン酸共存下における4価ジルコニウム溶解度を様々なpHおよびイソサッカリン酸濃度範囲で測定した。支配的な溶存化学種を推定するとともに、溶解度へのイソサッカリン酸影響を熱力学データに基づき定量的に考察した。

キーワード：ジルコニウム、溶解度、錯生成、イソサッカリン酸

1. 緒言　セルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸（ISA）は、放射性廃棄物に含まれる 4 価金属イオンと安定な錯体を形成することで、難溶性の 4 価金属水酸化物の溶解度を大きく上昇させる可能性がある。第 2 次 TRU レポートでは、ISA 濃度に応じた 4 価金属元素の溶解度上昇係数が設定された[1]が、ISA と 4 価金属イオンの錯生成メカニズムは十分解明されておらず、信頼性の高い値が得られているとは言い難い。前報では、ISA と類似した構造を持つグルコン酸（GLU）共存下での 4 価ジルコニウム（Zr）溶解度を様々な pH および GLU 濃度条件で調べ、支配的な溶存種を明らかにするとともに、その錯生成定数を求めた[2]。本報では、Zr 溶解度を様々な pH および ISA 濃度条件で測定し、それらの依存性から支配的な溶存種を推定し、その錯生成定数を評価した。さらに GLU やジカルボン酸であるグルタル酸など類似の構造を有する有機酸との錯生成定数と比較することで、ISA の錯生成挙動について熱力学的な考察を行った。

2. 実験　試料溶液調製では、ISA を含む試料溶液に非晶質の Zr 水酸化物（$Zr(OH)_4(am)$）を固相として添加した。このとき、試料溶液の ISA 濃度は 10^{-5}～10^{-1} mol/dm^3 (M)、pH_c（-log[H^+]）は 2～12、イオン強度（I）は NaCl により 0.5 とした。また、$Zr(OH)_4(am)$固相の量は、全溶解時の Zr 濃度が 10^{-2} M となるように調整した。試料溶液を所定の期間、緩やかに振とうした後、上澄み液を限外ろ過（10kDa）し、ICP-MS により Zr 濃度を定量した。なお、中性からアルカリ性 pH 条件の試料溶液は Ar 雰囲気下で調製および振とうした。

3. 結果・考察　図 1 に ISA 共存下における中性～アルカリ性 pH 領域での Zr 溶解度を示す。溶解度の pH および ISA 濃度に対する傾きから中性 pH では $Zr(OH)_4(ISA)_2^{2-}$、アルカリ性 pH では α ヒドロキシ基がプロトン解離した ISA_{-H} を含む $Zr(OH)_4(ISA)(ISA_{-H})^{3-}$ が支配種と考えられた。GLU と同様、ISA は同程度のアルキル鎖長を有する直鎖ジカルボン酸より高い錯生成能を示したが、アルカリ性 pH では、GLU 共存下での値[2]より 1 桁程度低い溶解度が得られた。発表では、GLU やジカルボン酸との錯生成定数の比較から ISA の錯生成挙動について考察する。

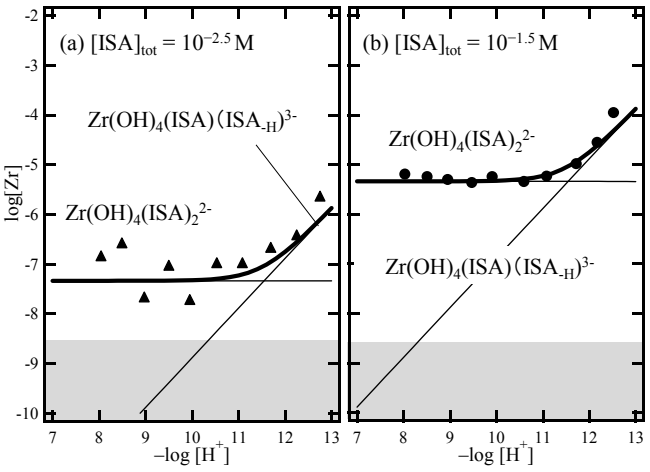


図 1　$10^{-2.5}$ M および $10^{-1.5}$ M イソサッカリン酸（ISA）共存下での Zr 溶解度。実線および太線は各溶存種および溶解度の熱力学計算値を，網掛部分は検出限界未満であることを示す。

参考文献　[1] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, TRU 廃棄物処分技術検討書 (2005).　[2]小林ら，日本原子力学会 2015 年秋の大会, H02.

本研究は，平成 27 年度経済産業省委託事業「処分システム評価確証技術開発」で実施したものである。

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] and Akira Kitamura[2]
[1]Kyoto Univ., Graduate School of Engineering [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2D05-09] Dissolved nuclide/Organic matter

Chair: Susumu Kurosawa (NUMO)

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 12:00 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D05] Standard potential of the (HSe^-/Se_4^{2-}) couple and XAFS-spectra of Se

*Reisuke Doi[1] (1.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[2D06] Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management

*akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Akiyama Daisuke[1], Nobuaki Sato[1] (1.IMRAM, Tohoku University, 2.Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

[2D07] Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4] (1.Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials (IMRAM), Tohoku University, 2.Institute of Nature and Environmental Technology, Kanazawa University, 3.Department of Nuclear Engineering and Management School of Engineering, The University of Tokyo, 4.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2D08] Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko ISHII[3], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3], Yukio Tachi[1] (1.JAEA, 2.The Univ. of Tokyo, 3.MMC)

11:20 AM - 11:35 AM

[2D09] Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.KyotoUniversity Graduate School of Engineering Department of Nuclear Engineering, 2.Kyoto University Research Reactor Institute)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

HSe^-/Se_4^{2-}系の標準電極電位および Se の XAFS スペクトル

Standard Potential of the (HSe^-/Se_4^{2-}) couple and XAFS-spectra of Se

*土井 玲祐[1]

[1]原子力機構

溶液バルクの電気分解に続くサイクリックボルタンメトリー(CV)により、(Se_4^{2-} +4H^+ +6e^- ⇌ 4HSe-)反応に起因するボルタモグラムを取得した。ボルタモグラム上の半波電位の Na^+濃度依存性から、Se_4^{2-}/HSe^-系の標準電極電位を取得した。また、Se が取りうる種々の酸化数に対応する XAFS スペクトルを取得した。

Keywords: selenium, half-wave potential, standard potential, cyclic voltammetry, XAFS

1. 緒言

処分場環境下におけるセレン(Se)の溶存種が Se_4^{2-}、HSe^-のいずれなのかを熱力学計算により評価する場合、評価結果の信頼性を直接左右する標準熱力学データは Se_4^{2-}/HSe^-系の標準電極電位である。そこで、当該電位値を取得することを目的とした CV を実施した。また、黄鉄鉱による Se の取込挙動の解明に資する基礎データとして、Se 化合物の XAFS スペクトルを取得した。

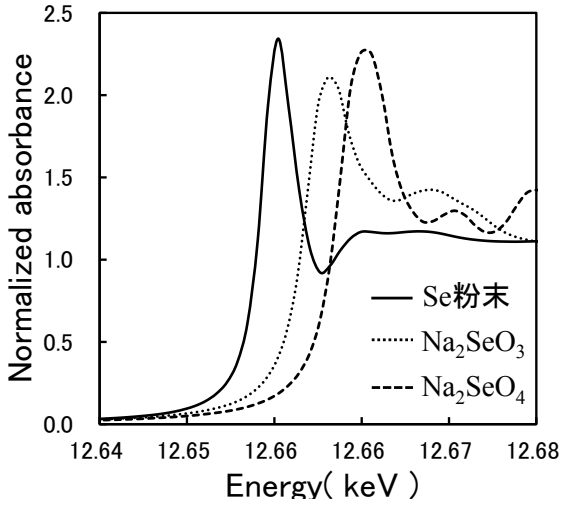


図 1　Se 化合物の XANES スペクトル

2. 実験

2-1. CV

純水に Na_2SeO_3、NaOH 溶液、$NaNO_3$ を添加して試験溶液を作製した。Se 濃度(mol/dm^3) = 1.0×10^{-3} に調整し、パラメータとなる Na^+濃度(mol/kg)は、0.500、1.30、2.10、2.90 に調整した。バルク電気分解用セルを用いて Se 溶存種を HSe^-にした後に、-0.750↔0.449 V vs. Ag/AgCl(飽和 KCl)にわたる CV を実施した。半波電位の掃引速度依存性を評価する場合を除いて、掃引速度(V/s)は 0.7 とした。

2-2. XAFS 測定

SPring-8 のビームライン BL11XU において Se の *K* 吸収端測定を行った。Na_2SeO_4、Na_2SeO_3、Se 粉末の内、いずれかを窒化ホウ素と混合しペレットにしたものの XAFS スペクトルを室温・大気開放下における透過法により取得した。2 結晶 Si(311)により分光し、窒素ガスで満たした電離箱により X 線強度を測定した。金属 Se 箔の *K* 吸収端立上りの変曲点を 12.6540keV にセットすることでエネルギー校正を行った。

3. 結果・考察

半波電位は掃引速度に依らず一定であったことから半波電位において Se_4^{2-}と HSe^-の濃度は一致すると考え、半波電位の Na^+濃度依存性を特異イオン相互作用モデルにより解釈した結果、$E^\circ(Se_4^{2-}/HSe^-)$ = -0.1362±0.0010 (V vs. SHE)を得た。この値によれば Se_4^{2-}は処分場で安定に溶存すると考えられる。取得した XANES スペクトル(図 1)を利用して、Se_4^{2-}が黄鉄鉱に取り込まれる際の酸化数変化を評価する予定である。

---

*Reisuke Doi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ウラン廃棄物処分のためのプロトアクチニウム溶液化学研究 （1）Pa-231 の精製および UV-Vis-NIR スペクトルの測定

Pa Solution Chemistry Study for Uranium Waste Management
(1) Purification of Pa-231 and UV-Vis-NIR Spectroscopy

*桐島 陽[1]，渡邉 雅之[2]，北辻 章浩[2]，瀬川 優佳里[2]，青柳 登[2]，秋山 大輔[1]，佐藤 修彰[1]
[1]東北大学 多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

本研究ではマクロ量の ^{231}Pa を用い、未知部分の多く残された天然元素である Pa の溶液化学に再挑戦を始めた。本報告では ^{231}Pa の精製と光吸収スペクトルの測定について報告する。

キーワード：プロトアクチニウム，ウラン廃棄物，アクチノイド化学

1. 緒言

天然に存在する Pa の主要同位体である ^{231}Pa は ^{235}U の娘核種であり、32,760 年の半減期を有する。このためウラン廃棄物を浅地中処分した場合、およそ 1,000 年後には ^{231}Pa は周辺住民の被ばく要因の中心核種となり、安全評価上の最重要核種の一つとなる。適切な安全評価を行うためには対象元素の溶液化学特性の把握が必須であるが、Pa については 1960 年代にトレーサ実験が行われて以降、溶液化学研究がほとんど行われておらず、信頼できる熱力学データは存在しない[1]。そこで本研究ではマクロ量の ^{231}Pa を用い、加水分解や基本的な錯生成定数の決定、分光パラメータの取得など、未知部分の多く残された Pa の溶液化学に再挑戦を始めた。本報では ^{231}Pa の溶媒抽出法による精製と、精製した Pa を用いて調製した溶液の光吸収スペクトル並びに、これを利用したフッ化物イオンとの錯生成の検討について報告する。

2. 実験

2-1. トリイソオクチルアミン(TIOA)を用いた溶媒抽出法による ^{231}Pa の精製

長期保管されていた ^{231}Pa にはその子孫核種（主として ^{227}Ac, ^{227}Th, ^{233}Ra, ^{211}Bi, ^{211}Po） が含まれているため、これを精製した。子孫核種を含む Pa(V)の 8M HCl 溶液を調製し、これを溶媒抽出の水相とした。この水相を同体積の 5 wt% TIOA-キシレン溶液からなる有機相と接触させ溶媒抽出し、^{231}Pa のみを有機相に抽出し、核種は水相に留めた。次に 3M HNO_3 にて ^{231}Pa を水相に逆抽出し、これを精製済み Pa 水溶液とした。

2-2. UV-Vis-NIR 吸収スペクトルの測定と錯生成反応の検討

精製した約 0.1 mM の Pa(V)溶液を各酸濃度の塩酸溶液、硝酸溶液および過塩素酸溶液に調製し、200 – 1200 nm の波長範囲で吸収スペクトル測定を行った。また、同濃度の Pa(V) の 3 M 過塩素酸溶液を 25 mM の NaF 溶液で滴定し吸収スペクトルの変化を測定した。

3. 結果と考察

精製前後の ^{231}Pa 溶液のα線スペクトルを比較したところ、精製前には ^{231}Pa のα線ピークに加えて、^{233}Ra, ^{227}Th, ^{211}Bi, ^{219}Rn, ^{211}Po のα線ピークが確認されたが、精製後の溶液からは子孫核種のピークがすべて無くなり、TIOA-キシレン溶液による溶媒抽出によって ^{231}Pa を適切に精製できたことが確認された。次に、約 0.1 mM の Pa(V)溶液の UV-Vis-NIR 吸収スペクトルを測定したところ、いずれの酸を用いた溶液においても 200 - 400 nm の波長範囲で、Pa=O 間の電荷移動遷移とみられる、非常に強くブロードな吸収ピークが確認された。さらに塩酸濃度 5 M の Pa(V)溶液では、NIR 領域の 990nm と 1200 nm にモル吸光係数 ε で 1000 L / (mol・cm）を超える非常に強い光吸収が見られた。同様の NIR 領域の吸収は Pa(V)溶液に F^-イオンを加えた際にも確認され、この吸収ピーク強度は F^-イオン添加量と非常に高い相関がみられたため、この相関関係から $[PaO(OH)]^{2+}$ と F^-イオンとの間の錯生成定数についても評価を行った。

参考文献 [1] J. Fuger et al., The Chemical Thermodynamics of actinide elements and compounds, part 12, IAEA, VIENNA, 1992

*Akira kirishima[1], Masayuki Watanabe[2], Yoshihiro Kitatsuji[2], Yukari Segawa[2], Noboru Aoyagi[2], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1],
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

幌延深部地下水フミン酸の特性評価とプロトン化反応熱力学量の導出

Characterization and determination of thermodynamic quantities of humic acid dissolved in deep groundwater at Horonobe, Hokkaido, Japan.

*紀室 辰伍[1]、桐島 陽[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]、長尾 誠也[2]、斉藤 拓巳[3]、天野 由記[4]、宮川 和也[4]、寺島 元基[4]
[1]東北大・多元研、[2]金沢大・環日本海域研究センター、[3]東大・原子力国際専攻、[4]原子力機構

北海道幌延の深度 250m / 350m 地下水から IHSS 法を用いて抽出したフミン酸に対してサイズ排除クロマト(SEC)、流動場分画法(Fl-FFF)、熱量滴定法を適用し、特性評価とプロトン化反応熱力学量の導出を行った。また、表層土壌から抽出された標準フミン酸と結果を比較し、反応機構を考察した。
キーワード：幌延フミン酸、SEC、Fl-FFF、熱量滴定、特性評価

1．緒言

地中で放射性核種と相互作用する可能性の高い天然の物質のひとつとしてフミン物質が挙げられる。このフミン物質は不均質な組成を持つ高分子電解質として金属イオンと錯生成し、結果的に放射性核種の溶解度を増加させる可能性が指摘されている。前報にて、JAEA 幌延深地層研究センターの地下 350m 地下水から IHSS(International Humic Substances Society)法を用いてフミン酸を抽出し、そのプロトン化反応熱力学量が低分子有機酸と似通っていることを示した[1]。本研究では深部地下水中のフミン酸について理解を進めるため、幌延深度 350m フミン酸(HHA350)に加え、幌延深度 250m フミン酸(HHA250)及び幌延深度 350m フルボ酸(HFA350)に SEC、Fl-FFF を適用しフミン酸の分子量や粒子径の分布を明らかにするとともに、熱量滴定を適用してプロトン化反応熱力学量の導出を行い、その反応機構について新たな知見を得た。

2．実験

JAEA 幌延深地層研究センター地下 250m / 350m 地下水から抽出したフミン酸に SEC、Fl-FFF を適用し特性評価を行った。SEC は日立製高速液体クロマトを用い、波長 280nm における紫外線吸光からフミン酸の分子量分布を明らかにした。Fl-FFF は Postnova Analytics 社の AF 2000 FOCUS を用い、波長 255nm における紫外線吸光からフミン酸のサイズ分画を行った。また、電位差滴定と熱量滴定を適用し、プロトン化反応熱力学量を導出した。さらに、実験結果を IHSS が頒布する標準フミン酸である Elliot Soil(SHA)、Waskish Peat(PHA)、Leonardite(LHA)及び安息香酸とフェノールの混合物(Mixed weak acid)と比較し、幌延深部地下水中のフミン酸の特徴を考察した。

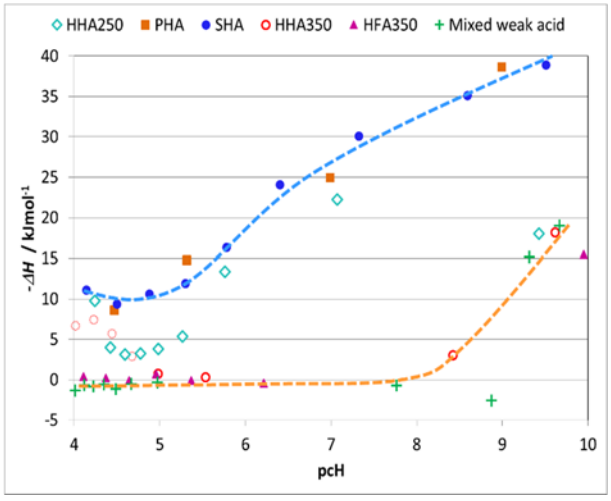


図 1　プロトン化エンタルピー比較

3．結果・考察

SEC、Fl-FFF による特性評価から、幌延深部フミン酸は IHSS 標準フミン酸よりも分子量・流体力学径が小さく、特徴的なサイズ分布を有することが明らかになった。また、幌延深部フミン酸と標準フミン酸のプロトン化反応エンタルピーを水素イオン濃度の負の対数値(=pcH)に対してプロットした比較を図 1 に示す。HHA350 に pcH<5 の条件下で沈澱が確認されたため、pcH5 未満のプロットを無視すると、SHA と PHA が、そして、HHA350(pcH<5)と HFA350 及び Mixed weak acid がそれぞれ似通ったエンタルピー傾向(図中青の破線とオレンジの破線)を持つことがわかる。また、HHA250 のエンタルピーは両者の中間の値を取ることがわかる。以上から、幌延深部フミン酸は単純な有機酸に似た構造を持つが、地下水の深度によってその構造に違いが生じる可能性が示唆された。これはフミン酸生成の履歴を反映したものと考えられる。

参考文献

[1]　紀室ら、原子力学会 2014 秋の大会、放射性廃棄物処分と環境、F03、p186

謝辞

本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度　処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Shingo Kimuro[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Seiya Nagao[2], Takumi Saito[3], Yuki Amano[4], Kazuya Miyakawa[4], Motoki Terashima[4]
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Inst. Nature Environ. Tech. Kanazawa Univ., [3]University of Tokyo, [4]JAEA

幌延深部地下水中の溶存フミン酸による低濃度 Eu との錯生成

Complexation of trace Eu with humic acid isolated from deep groundwater in the Horonobe underground research laboratory site, Japan

*寺島元基[1]，斉藤拓巳[2]、石井智子[3a]、伊藤美貴[3]、赤木洋介[3]，舘　幸男[1]
[1]原子力機構、[2]東京大学、[3]三菱マテリアル（[a]現職：原環センター）

放射性 Eu と溶媒抽出法を用いて、幌延の地下研究施設の深度 250 m の深部地下水に溶存するフミン酸と低濃度の Eu との錯生成データを取得し、市販のフミン酸の錯形成挙動との比較およびモデル解析から、深部地下水中の溶存フミン酸の低濃度 Eu との錯生成特性を明らかにした。
キーワード：錯生成、フミン酸、低濃度ユーロピウム、深部地下水、幌延

1. 緒言

これまでに著者等は、幌延の深部地下水から分離・精製した腐植物質（HS）を対象に、蛍光消光法を用いて Eu との錯生成を調査し、深部地下水中 HS の条件付錯生成定数が土壌や市販の HS の値と比較して 2 桁程度小さいことを報告した［1］。しかし、蛍光消光法をはじめとする分光学的手法は、錯生成への応答感度が低く、地層処分システムの安全評価に必要となる低濃度領域の核種との錯生成を十分評価できないと言う課題があった。このため、深部地下水中 HS による核種との錯生成は、現在もなお不明確であり、このことは、地層処分システムにおける核種移行への有機物影響を評価する上での大きな不確実要因となっていた。本研究では、放射性 Eu を用いた溶媒抽出法を Eu と幌延の深部地下水中 HS との錯生成試験に適用し、その低濃度 Eu に対する錯生成挙動を調査した。

2. 実験

HS 試料は、幌延の地下研究施設の深度 250 m の地下水から分離・精製したフミン酸（HHA）［2］および市販の Aldrich 社製のフミン酸（AHA）を用いた。錯生成試験は、4,4,4-trifluoro-1-(2-thienyl)-1,3-butaedione (TTA) と tributyl phosphate (TBP)を含むキシレン溶液を有機相として用いる Kubota らの溶媒抽出法［3］を採用し、アルゴン雰囲気のグローブボックス内で行った。24 時間混合した試験水溶液（10^{-8}~10^{-6} mol dm^{-3} Eu（C_{Eu}）（^{152}Eu 含む）、0～100 mg dm^{-3} HA、0.2 mol dm^{-3} MES+Tris（pH 5.5）、0.1 mol dm^{-3} $NaClO_4$）は、10^{-3} mol dm^{-3} TTA+TBP キシレン溶液と接触させた後、有機相および水相中の ^{152}Eu のγ線を液体シンチレーションカウンターを用いて測定した。錯生成定数（β_α）は、HA のカルボキシラートアニオン基（COO^-）と Eu が 3：1 の割合で結合することを仮定して算出した。カルボキシラートアニオン基濃度は、HA のカルボキシル基全濃度（C_R, mol dm^{-3}）と解離度（α）との積から算出し、αは各 HA に固有の NICA-Donnan モデルパラメータ［2, 4］を Visual MINTEQ (ver.3.1)に導入して算出した。

3. 結果と考察

Eu のローディングレベル（$\log(C_{Eu}/C_R\alpha)$）と $\log\beta_\alpha$との関係を図に示す。AHA（□）と HHA（●）の $\log\beta_\alpha$は、ローディングレベルの低下とともに増加し、不均質な錯生成サイトの存在を示唆した。また、AHA と HHA の $\log\beta_\alpha$は、$\log(C_{Eu}/C_R\alpha) = -3$ 以下の低いローディングレベルにおいても 2 程度の差が存在することが分かった。このことは、AHA と HHA の構造特性は異なるものの［2］、両 HA の $\log\beta_\alpha$の変化量は検討したローディングレベルの範囲において、同じであることを示唆している。尚、発表では、モデル解析の結果も踏まえて議論する。

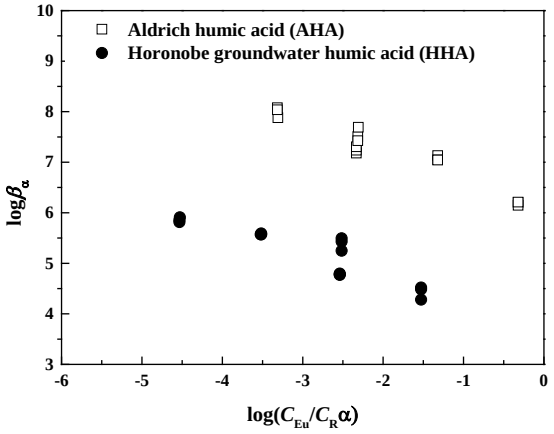


図　$\log(C_{Eu}/C_R\alpha)$と $\log\beta_\alpha$との関係

参考文献

[1] M. Terashima et al., J. Nucl. Sci. Tech., 49, pp.804 – 815, 2012
[2] T. Saito et al., Environ. Sci.: Processes Impacts, 17, pp.1386 – 1395, 2015
[3] T. Kubota et al., Radiochim. Acta, 90, pp.569 – 574, 2002
[4] T. Saito et al., Radiochim. Acta, 92, pp. 567 – 574, 2004

*Motoki Terashima[1], Takumi Saito[2], Tomoko Ishii[3a], Miki Ito[3], Yosuke Akagi[3] and Yukio Tachi[1]
[1]JAEA, [2]Univ. of Tokyo, [3]MMC ([a] Present post : RWMC).

謝辞：本報告は、経済産業省委託事業「平成 27 年度処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

フミン物質の錯生成能へのガンマ線照射影響

Influence of gamma-irradiation on complex formation of humic substances with metal ions

*後藤 涼平[1]，齋藤 毅[2]，小林 大志[1]，佐々木 隆之[1]
[1]京大院・工，[2]京大原子炉

放射線照射した天然腐植物質（フミン物質）の酸解離特性を実験により検討した。また化学構造を分光学的手法によって調べ、酸解離定数との関連について考察した。

キーワード：フミン物質，ガンマ線照射，酸解離定数，NMR，錯生成能

1. 緒言

地下水中に普遍的に存在するフミン物質（HS）が廃棄体からの放射線に晒された場合、その化学状態が分解反応等により変化し、核種との錯生成能ひいては核種の地下水移行挙動に影響を及ぼす可能性がある。本研究では HS にガンマ線を照射し、化学構造特性を核磁気共鳴（NMR）法により評価するとともに、酸解離特性の照射線量依存性を滴定実験により評価した。

2. 実験

フミン物質には国際腐植物質学会(IHSS)が頒布する Eliot soil humic acid(SHA, 1S102H)および Suwannee river fulvic acid（SFA, 1S101F）を用いた。茶褐色の SHA 溶液および淡茶色の SFA 溶液 500 mL をガラス瓶に入れ、京大原子炉の ^{60}Co ガンマ線照射装置を用いて 10 kGy、100 kGy、500 kGy の吸収線量を照射した。各試料を JEOL JNM-ECA600 FT NMR spectrometer を用いて NMR 測定を行った（積算回数は ^{1}H では 1000、^{13}C では約 10000 とした)。プロトン化滴定では、HS 溶液から 10 ml を分取しポリプロピレン製容器に入れ被滴定液とした。過塩素酸を用いて初期 pH を約 3 とした。滴定中は液温を 25℃に制御し、炭酸ガスの混入を防ぐために N_2ガスを通気した。被滴定液をスターラで攪拌しながら 0.05 M NaOH－0.05 M $NaClO_4$（イオン強度 0.1 M）を 10 μL ずつ滴下し、滴下量と pH（終点 pH 10.5）との関係を調べた。

3. 結果と考察

500 kGy のガンマ線照射後、SHA および SFA 溶液はどちらも退色し、SHA 溶液では黒色の沈殿が生じた。一例として Fig.1 に未照射 SHA の ^{1}H NMR のスペクトルデータを示す。化学シフト（横軸）は、フミン物質の官能基（例えば芳香族 H や炭化水素鎖 H）の違いを表わしており[1]、得られたスペクトルの積分値から官能基組成を概算した。Fig.2 に滴定実験結果から評価した総解離官能基当量$(R)_{tot}$ (meq/g)の pH 依存性を示す。100 kGy の照射により特に弱酸性域で$(R)_{tot}$が減少したことから、カルボキシル基の分解が顕著であると推察される。当日は金属イオンとの錯生成定数に関しても報告する予定である。

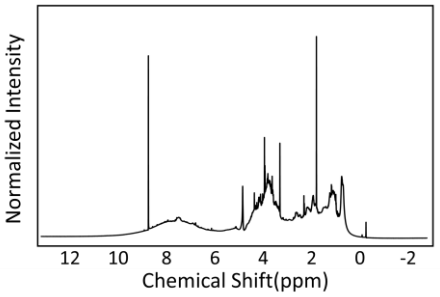


Fig.1 未照射 SHA 溶液の ^{1}H NMR スペクトルデータ

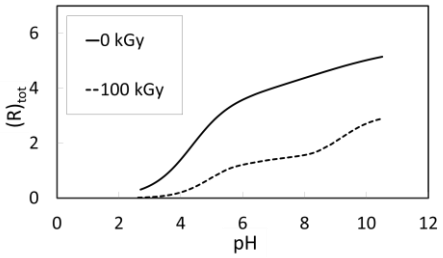


Fig.2 SHA の解離官能基当量$(R)_{tot}$の pH 依存性

参考文献

[1] K.Yonebayashi, and T.Hattori “Chemical and biological studies on environmental humic acids Ⅱ. ^{1}H NMR and IR spectra of humic acids”, Soil Sci. Plant Nutr., **35** (1989) 383-392.

*Ryohei Goto[1], Takeshi Saito[2], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto University, Dept. of Nuclear Eng., [2]Kyoto University Research Reactor Institute

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

[2D10-14] Bentonite

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D10] Study on the production method of the tunnel backfill material

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2], Masaaki Fukaya[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Obayashi Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D11] Investigation of Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] (1.JAEA, 2.MMC)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D12] A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2], Kikura Hiroshige[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Okayama University)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D13] Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Yukio Tachi[2] (1.Chiba Univ., 2.JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

[2D14] Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Okayama Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

埋め戻し用充填材料の試作

Study on the Production Method of the Tunnel Backfill Material

*棚井　憲治[1]，森　拓雄[2]，深谷　正明[2]
[1]原子力機構，[2]大林組

幌延深地層研究計画では、必須の課題のひとつである処分概念オプションの実証として、人工バリアの定置・品質確認に関する実証試験の検討を進めている。ここでは、これら検討の一環として、坑道や隙間の埋め戻し材料のひとつであるﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ材料を対象に乾燥密度 2.0Mg/m³ 程度を目途に、現状の技術を用いた試作を通じて、材料製作上の課題の整理を行った結果について報告する。

キーワード：幌延深地層研究計画、ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ、埋め戻し材料

1. はじめに

処分坑道の埋め戻しや隙間の充填材料のひとつに考えられているﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄについては、これまでに材料の試作、基本特性データの取得、配合設計など、様々な調査研究が行われてきており、乾燥密度 2.0Mg/m³ 程度の比較的高密度のﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの製造の可能性が示されている[1]。これらの多くは、比較的製造に手間がかかることが推測される。将来の地層処分事業の実施の観点から、これらの製造方法が単純化でき、低コスト化が図られることが望ましい。ここでは、これまでの調査研究例を踏まえ、代表的なﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄ製造方法の中から、製造方法の単純化や製造コストの低減が図られる候補として、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ法を選択し、ｸﾆｹﾞﾙ V1 及びﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を用いたﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの試作をとおして、今後の課題等の整理を行った結果について報告する。

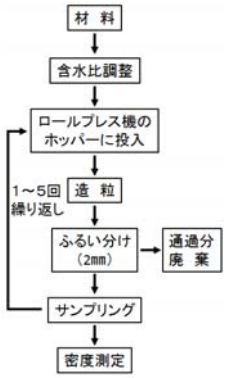


図 1　試験手順

2. 試験

予備試験に使用したﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機の仕様は、ﾛｰﾙ径：直径 200 ㎜×200 ㎜、回転数：2rpm、押力：約 4ｔである。試験は、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機への材料の通過回数と乾燥密度の関係、初期含水比と乾燥密度の関係、ならびに製造効率を把握するため、ｸﾆｹﾞﾙ V1 を用いて、初期含水比を 7%、9%及び 11%に調整した材料を用い、図 1 に示す手順で行った。また、これとは別に、ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を破砕し、≧5 ㎜と 1～5 ㎜の 2 種類に粒度調整した初期含水比が 8.9%（出荷時のまま未調整）の材料による試験も実施した。なお、試験手順は、ｸﾆｹﾞﾙ V1 を用いた試験と同様である。

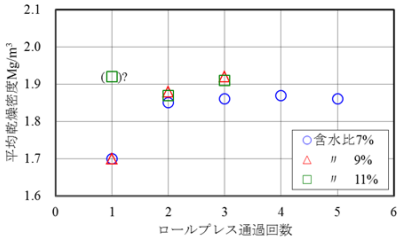


図 2　ロールプレス通過回数、初期含

3. 結果・考察

図 2 にｸﾆｹﾞﾙ V1 を対象に各初期含水比、ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽの通過回数及び平均乾燥密度の関係を示す。各初期含水比の材料とも 1 回目の乾燥密度は 1.7Mg/m³ 程度で、通過回数が 3 回程度までは乾燥密度が増加する傾向にあるが、3 回目以降は乾燥密度の増加はみられなかった。初期含水比の違いについては、7%と 9%の比較では、若干 9%の方が乾燥密度が大きくなる傾向がみられる。また、製造効率については、初期含水比 7%の材料については、通過回数 1 回の場合、60%程度の造粒に対し、2 回目以降は、80%程度であった。一方、初期含水比 9%及び 11%の材料については、1 回目で 80%程度、2 回目以降で 90%程度の造粒が可能であり、製造の歩留まりの観点からは、初期含水比 9%及び 11%が望ましい。

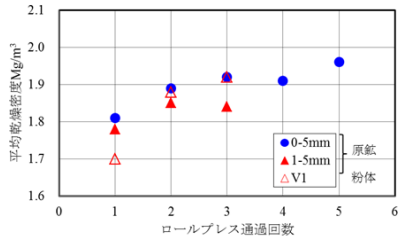


図 3　ロールプレス通過回数と乾燥密度の関係（原鉱破砕試料）

図 3 にﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄ原鉱石を破砕した試料（以下、原鉱破砕試料）を対象に通過回数と乾燥密度の関係を示す。なお、同図にはｸﾆｹﾞﾙ V1 の初期含水比 9%の結果も合わせてﾌﾟﾛｯﾄした。通過回数と乾燥密度の関係は、ｸﾆｹﾞﾙ V1 の場合と同様であるが、細粒分を含む材料（≧5 ㎜）の方が若干乾燥密度の大きなﾍﾟﾚｯﾄの製造が可能である。製造効率については、原鉱破砕試料は、1 回目から 90%程度の造粒が可能である。以上の結果から、母材の粒度調整を工夫することで、ｸﾆｹﾞﾙ V1 の粉体よりも原鉱破砕試料の方がﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機の通過回数を減らす可能性がある。また、今回の予備試験では、初期含水比 9%程度で押力約 4t のﾛｰﾙﾌﾟﾚｽ機にて、乾燥密度 1.96Mg/m³ のﾍﾟﾚｯﾄの製作が可能である。ﾛｰﾙﾌﾟﾚｽの通過回数、ふるい分け、解砕などの工程がひとつでも少ない方が製造コストの縮減につながることから、今後、原鉱破砕試料を基本に製造方法の合理化に関する検討を継続する。

参考文献

[1] 例えば、高尾肇、増田良一、上坂文哉、竹ケ原竜大、雨宮清、千々松正和：ﾍﾞﾝﾄﾅｲﾄﾍﾟﾚｯﾄの特性試験（その１、その２）、土木学会第 57 回学術講演会、CS10-046, 47、2002.

*Kenji Tanai[1], Takuo Mori[2] and Masaaki Fukaya[2]
[1]JAEA., [2]Obayashi Co.

原位置試験により鉄と長期間接触させたクニゲル V1 試料の変質挙動の調査

Investigations of mineral alteration in Kunigel V1 samples contacted with iron obtained from long-term in-situ experiments

*石寺 孝充[1]，笹本 広[1]，佐藤 久夫[2]
[1]原子力機構 [2]三菱マテリアル

原位置において鉄と長期間接触させたクニゲル V1 試料中の鉱物の変質挙動について調査した。その結果、生成量は微量であるものの、バーチェリン、鉄クロライト、鉄サポナイトが生成していることが推定され、また、鉄とクニゲル V1 試料の接触界面に、石膏とカルサイトの生成が確認された。

キーワード：鉄、ベントナイト、変質、原位置試験

1. 目的

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、オーバーパック材として用いられる炭素鋼が圧縮ベントナイトと接触することにより、ベントナイト中の鉱物が変質する可能性がある。ベントナイトが変質すると、ベントナイトの膨潤特性や放射性核種の収着拡散挙動等が大きく変化する可能性があることから、特に圧縮状態における鉄とベントナイトの相互作用メカニズムを理解する必要がある。本試験では、原位置において鉄と長期間接触させたベントナイト試料の分析を行い、鉱物の変質挙動について調査した。

2. 分析試料

スウェーデン SKB 社による国際共同研究 ABM（Alternative Buffer Material）プロジェクトにおいては、Äspo HRL の坑道に掘削された直径 30cm、長さ約 3m のボーリング孔へベントナイトブロックを定置し、中心部に炭素鋼製のヒーターを設置して 130℃程度に加熱することにより、原位置でのベントナイトの変質を評価する試験が行われている[1]。本研究では、試験期間約 2 年半（ABM1）と約 6 年半（ABM2）の乾燥密度約 2.0Mg/m^3 のクニゲル V1 試料について、TEM, AFM, EPMA, FE-SEM, μ-XRD による分析を実施し、クニゲル V1 中の鉱物の変質状況の観察と、生成している変質鉱物の推定を行った。

3. 結果と考察

分析の結果、ABM1、ABM2 のどちらの試料においても、生成量は微量であるものの、TEM 観察及び AFM 分析（図１）からはバーチェリンと推定される鉱物、SEM-EDS 分析及びμ-XRD 分析からは鉄クロライト、EPMA 分析からは鉄サポナイトと推定される鉱物の存在が確認された。これらの鉱物は、Fe^{2+}共存下で生成すると予測される鉱物であるものの、熱力学的に安定な Fe^{2+}濃度や pH 条件等が異なっている。そのため、同じ試験試料内でも、ベントナイトの変質環境にはばらつきがあったものと推定された。また、鉄とベントナイトの接触界面において、カルシウムと硫黄の濃度が高い部分が見られ（図２）、この部分はμ-XRD 分析より石膏とカルサイトと同定された。このような接触界面での鉱物の析出は、鉄製ヒーターの加熱に伴って、鉄とベントナイトの界面に間隙水中の塩分が濃縮されたことによるものと推測された。

※本報告は経済産業省委託事業「処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

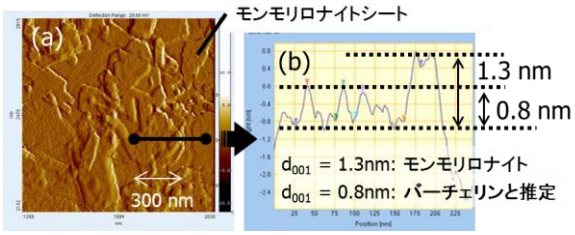


図１ AFM 分析結果
(a) Deflection image, (b) 高さ分布

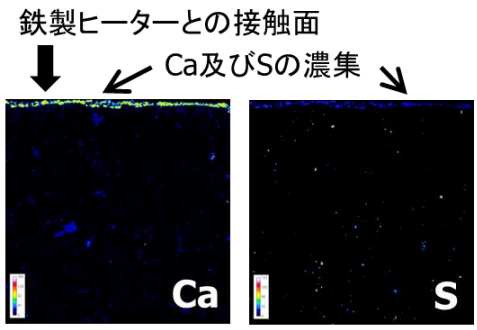


図２ 鉄ーベントナイト接触界面の EPMA マッピング

参考文献

[1] Eng et al., (2007) SKB IPR-07-15.

*Takamitsu Ishidera[1], Hiroshi Sasamoto[1], Hisao Sato[2] [1]JAEA, [2]Mitsubishi Materials Corporation

超音波を用いた不飽和圧縮ベントナイト中含水比計測に関する研究

A Study of Water Content Measurement by Ultrasound in Compacted Bentonite under Unsaturated Condition

*木村 駿[1]，北山 一美[1]，木本 和志[2]，河村 雄行[2]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]岡山大学

高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材ベントナイトの再冠水時の水分浸潤挙動解明研究の一環として，超音波を用いたベントナイト中水分量計測手法の開発を行っている．本研究では，不飽和圧縮ベントナイト中の含水比を計測する手法について，超音波伝搬速度計測による実験的な検討を行った．

キーワード：地層処分，ベントナイト，超音波，含水比計測，不飽和粘土

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物における地層処分において長期安全性を確保するために構築される人工バリアの緩衝材として粘土材料のベントナイトの利用が検討されている．処分場の建設時には，緩衝材ベントナイトは不飽和状態で敷設されることが検討されており，地下水の再冠水により飽和状態へと遷移することが想定される．地層処分の長期安全性評価を行う上では，この不飽和ベントナイトにおける地下水の浸潤挙動解明が課題とされている．ベントナイトの水分量の変化に伴う弾性波伝搬速度の変化を利用した含水比のモニタリング技術研究が行われている[1]．しかしながら，ベントナイトの物理的なパラメータと弾性波伝搬速度の関係が十分に明らかになっていない．そこで本研究においては，ベントナイトの含水比を一定とし飽和度を変化させた不飽和ベントナイト供試体に対して低周波超音波を用いた計測を行うことで，超音波伝搬速度の評価を行った．

2. 実験方法

ベントナイトには，クニピア F（クニミネ工業）を用いた．ベントナイト試料は恒温乾燥炉にて 110℃で 24 時間乾燥して絶乾状態とし，その後霧吹きを用いて加水したのちに，ミキサーを用いて十分に攪拌し，含水比 19~21%に調整した．その後，油圧プレス装置を用いて直径 28 mm，高さ 14 mm を目標に円柱形供試体を作成した．Fig.1 に超音波による音速計測装置の構成を示す．実験装置は，超音波パルサレシーバ，超音波トランスデューサ，制御用の PC からなる．実験では，中心周波数 100 kHz，素子径 20 mm の超音波トランスデューサ (B0.1K20N，ジャパンプローブ) を用いて，超音波パルス透過法により音速の測定を行った．超音波の送受信は超音波パルサレシーバ (JPR-10CN，ジャパンプローブ) により，中心周波数 100 kHz，繰り返し回数を 1 回として超音波の発信を行った．

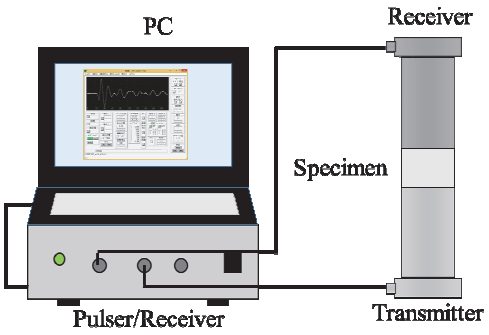


Fig.1. Schematic of the ultrasonic velocity measurement system.

3. 結果・考察

Fig.2 に超音波計測により得られた超音波伝搬速度の測定結果を示す．Fig.2 では，横軸に飽和度を，縦軸に伝搬速度を示しており，最小近似法により求めた直線を破線で示してる．ベントナイト供試体は，飽和度が 30~80%であり，伝搬速度の測定結果は 380~800 m/s の範囲で変化を示している．また，飽和度の増加に対して音速の増加傾向が見られる．この飽和度の増加はすなわち，間隙を占める水分量の増加を示しており，間隙中の水の存在が超音波の伝搬速度変化に強く影響を与えることを示唆している．以上の結果から，低周波超音波を用いた伝搬速度計測によりベントナイトの飽和度を計測することで不飽和ベントナイト間隙中の水分量の計測可能性が示唆された．

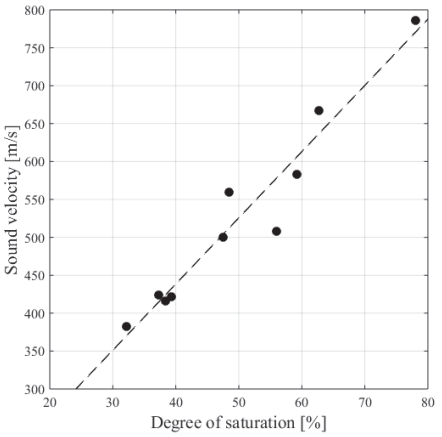


Fig.2. Sound velocity of bentonite measured as a function of degree of saturation.

参考文献

[1] TISATO, N. *et al*, J. Geophys. Res.: Solid Earth, 118, 3380-3393.

*Shun Kimura[1], Kazumi Kitayama[1], Kazushi Kimoto[2], Katsuyuki Kawamura[2] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Okayama University

NMR 緩和法による飽和モンモリロナイトの空隙構造解析

Pore distribution of water-saturated compacted clay using NMR relaxometry

*山崎秋雄[1]，大窪貴洋[1]，岩舘泰彦[1] 舘幸男[2]
[1]千葉大院(工)，[2]原子力機構

^{1}H NMR で観測される水分子の緩和時間と凍結温度が空隙サイズに依存することを利用して、飽和圧縮モンモリロナイトの層間と粒子間空隙の定量を試みた。

キーワード：モンモリロナイト、NMR 緩和法、空隙サイズ

1. 緒言 現状の安全評価では、緩衝材中の物質移動は均質媒体を仮定した拡散現象としてとり扱われているが、緩衝材中の移行経路にはモンモリロナイト層間と粒子間空隙が存在する。圧縮モンモリロナイト中の核種移行モデルの高度化を進めるうえで、これらの複数の空隙からなる空隙構造に関する定量的な情報が必要となる。緩衝材の空隙構造についての研究は、これまでに熱分析や X 線回折を用いて行われている。しかし、熱分析は実際の処分場環境である圧縮状態で測定することが困難で、また X 線回折は原理的に不定形となる粒子間空隙を検出することが難しい。そこで本研究では、^{1}H NMR の緩和時間を利用して緩衝材中のモンモリロナイト層間と粒子間空隙の定量を試みた。緩衝材は、Na 型モンモリロナイトのみで作製し、空隙構造に変化を与えると考えられる塩濃度と乾燥密度をパラメータとして調整した飽和圧縮モンモリロナイトの空隙構造を解析した。

2. 実験 乾燥密度(ρ_{dry})が 0.8 および 1.4 g/cm^3 となるように Na 型モンモリロナイトを秤量し、円筒状のセルに充填した。セルを溶液中に少なくとも 1 ヶ月間、浸漬して完全飽和した試料を作製した。溶液組成は、イオン交換水、0.1 および 1.0 M NaCl 水溶液とした。緩和時間測定は、−40 から 30℃の温度範囲とし T_1 分布と T_1−T_2 相関分布を取得した。T_1 と T_2 はそれぞれ縦緩和時間と横緩和時間である。

3. 結果・考察 Figure 1 は ρ_{dry} = 0.8 g/cm^3 の試料で測定した NMR 信号強度の温度依存性を示す。凝固した水分子の NMR 信号は観測されないため、凝固にともなって信号強度は減少する。熱分析による先行研究より粒子間空隙の大きさは 4 nm 以上であると報告されている。Gibbs-Thomson 式によると 4 nm に存在する水分子の凝固点は−12.5℃である。この温度で減少する信号は粒子間空隙に存在する水分子の凍結と仮定でき ρ_{dry} = 0.8 および 1.4 g/cm^3 の試料でそれぞれ 45 および 12%であった。Figure 2 は 0.8 g/cm^3 の試料の 30℃での T_1 分布を示す。イオン交換水および 0.1 M NaCl で飽和させた試料では 1 つのピークのみが観測された。一方、1.0 M NaCl で飽和させた試料では複数のピークが観測され、異なるサイズの空隙に水が存在していることを示している。高い塩濃度では粒子間空隙が増加していると考えられる。一方、ρ_{dry} = 1.4 g/cm^3 の試料では同一のピークを示し、高密度では塩濃度の影響が小さいことが示された。T_1−T_2 相関分布の結果については、発表時に詳細を報告する。

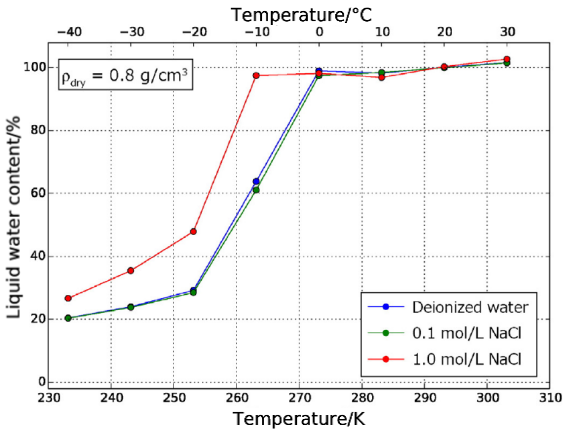


Figure 1: Liquid water content of compacted saturated clays with deionized water, 0.1, and 1.0 M NaCl solution as a function of temperature.

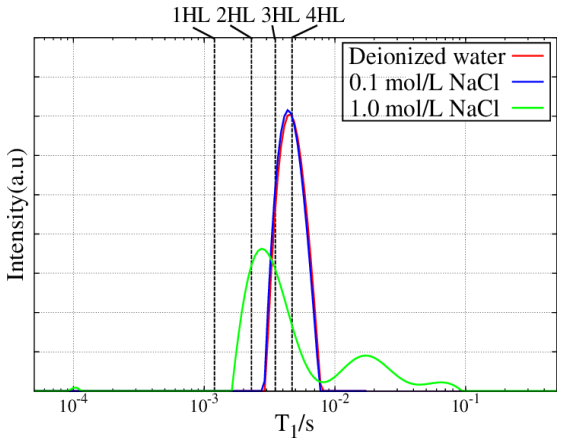


Figure 2: T_1 distributions of compacted saturated clays with ρ_{dry} = 0.8 g/cm^3 at 30℃.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

*Akio Yamazaki[1], Takahiro Ohkubo[1] ,Yasuhiko Iwadate[1] and Yukio Tachi[2]
[1]Chiba Univ., [2]JAEA.

分子動力学法によるモンモリロナイト層間の膨潤特性評価

Swelling Properties of Montmorillonite Clay Minerals from Molecular Dynamics Method

*四辻 健治[1]，舘 幸男[1]，河村 雄行[2]

[1]原子力機構，[2]岡山大学

放射性核種の移行経路の一つと考えられる粘土鉱物層間の膨潤挙動とその安定性を評価するため，モンモリロナイト層間を対象に，鉱物の層電荷と対イオンのバリエーションを考慮して，層間の水分子数に対する底面間隔および系の混合過剰エンタルピーの挙動を，分子動力学法を用いて評価した。

キーワード：地層処分，性能評価，分子動力学法，モンモリロナイト層間，膨潤特性

1. 緒言

原子力機構では，地層処分において性能評価上重要な核種移行現象に対する理解を深めるとともに，現象論的収着・拡散モデルの開発とその高度化，さらには実験や分析による直接観察が困難なプロセスの理解やデータの補完等に資するため，分子動力学法（molecular dynamics ; MD）などの分子シミュレーションを用いた評価手法の開発を進めている。地層処分システムのバリア材として予定されている圧縮ベントナイトは，一般に膨潤特性を有する Na 型モンモリロナイトを主成分に持ち，高い止水性が期待されている。しかしながらシステムの変遷に伴う交換性陽イオン（対イオン）のタイプの変化により膨潤特性が損なわれて止水性が低下したり，またベントナイト間隙構造の変化により核種移行現象に影響を及ぼす可能性がある。これらのことを実際の鉱物試料を用いて系統的に検証することは困難である。そこで本報告では，放射性核種の移行経路の一つと考えられるモンモリロナイト層間を対象に，含水量に対する鉱物層間幅の安定性や，ベントナイト緩衝材の止水性に影響を及ぼすと考えられる膨潤挙動とそのメカニズムを調べるため，鉱物の層電荷と対イオンのタイプを系統的に変化させて古典 MD 計算を実施した。その際，層間幅の安定性を定量的に評価するため系の混合過剰エンタルピーを，また膨潤挙動の定量的評価のため層間の底面間隔を，層間の水和水分子数をパラメータとして計算した。

2. 解析手法

本報告で用いる古典 MD 計算では，計算コードとして MXDORTO/MXDTRICL システム[1]を，また相互作用ポテンシャルとして全自由度分子モデル（BMH-EX 型）[2]を採用した。この相互作用モデルは，分子内・分子間を含む全ての原子に対する原子間相互作用を考慮し，水の密度，自己拡散係数，比誘電率など幅広い水の物性値に対して，実測データとおおむね整合的な値が得られている[2]。本報告では，水分子と対イオンを含むモンモリロナイト層間を対象に，層間の水和水分子数をパラメータとして，層間の底面間隔および系の混合過剰エンタルピーを，T = 298.15 K, P = 0.1 MPa の *NTP* アンサンブル（等温・等圧の統計集団）で計算した。

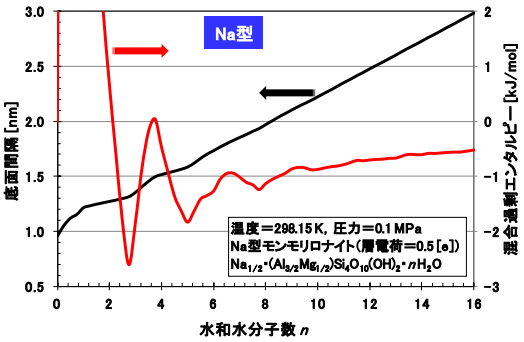


図1 Na型モンモリロナイト層間の底面間隔（黒，左縦軸）と系の混合過剰エンタルピー（赤，右縦軸）。横軸は水和水分子数

3. 解析結果

まず膨潤挙動に対する層電荷の影響を見るため，Na 型モンモリロナイトを対象に同形置換の量を変化させて，その依存性を評価した。水和水分子数に対する混合過剰エンタルピーの形状から，水分子層が 3 層以上の高水和状態まで比較的容易に膨潤すると考えられる層電荷の範囲と，ほとんど膨潤しないと思われる層電荷の範囲が存在することが示唆された。次に，対イオンのタイプによる影響を評価するため，層電荷を一定にし，対イオンのタイプを変えて計算した。例として Na 型（図 1）と Ca 型（図 2）の結果を示す。混合過剰エンタルピーを比較すると，Ca 型は n = 1 ~ 5 に亘ってほぼ連続的に安定しているのに対し，Na 型では安定な水和状態が離散的に存在している。これは対イオンのタイプに依存した水和力の差に起因するものと考えられ，一般に対イオンの変化が膨潤挙動に影響を及ぼすことが示唆される。MD 計算によるこれらの結果は，XRD による分析データとも整合的である。

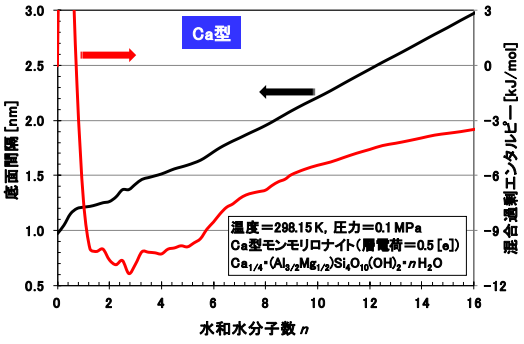


図2 Ca型モンモリロナイト層間の底面間隔（黒，左縦軸）と系の混合過剰エンタルピー（赤，右縦軸）。横軸は水和水分子数

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 27 年度 処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] 平尾一之，河村雄行(1994): パソコンによる材料設計，裳華房，東京.
[2] 河村雄行(2004): ベントナイト中の物質移行モデルの高度化研究(Ⅲ)，JNC TJ8400 2004-028.

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1] and Katsuyuki Kawamura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Okayama Univ.

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

[2D15-19] Migration in bentonite

Chair: Haruo Sato (Okayama Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D15] A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1], Kazumasa Koga[2], Hitoshi Owada[2], Shin Sato[3] (1.Geosphere Environmental Technology Corp., 2.Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3.Obayashi Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D16] Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*TSUYOSHI SASAGAWA[1], TAIJI CHIDA[1], YUICHI NIIBORI[1] (1.Department of Engineering, Tohoku University)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D17] 15 years Migration Behavior of Plutonium in Compacted Bentonite Touched with Iron

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2] (1.Kyushu University Faculty of Enginieering , 2.Tohoku University)

4:35 PM - 4:50 PM

[2D18] Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3], Masaki Takeda[4] (1.Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2.Faculty of Engineering Hokkaido University, 3.Mitsubishi Materials Corporation, 4.Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[2D19] Structure of Hydrated Cs on montmorillonite

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1], Kenzo Deguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2], Yukio Tachi[3] (1.Chiba Univ., 2.NIMS, 3.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料の 2 相流パラメータ同定と適用性検証

A validation study on two-phase flow parameter identification of bentonite in TRU waste disposal system

*佐伯 亜由美[1]，田原 康博[1]，古賀 和正[2]，大和田 仁[2]，佐藤 伸[3]
[1](株)地圏環境テクノロジー，[2](公財)原子力環境整備促進・資金管理センター，[3](株)大林組

TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料を対象とし，室内試験と逆解析手法を組み合わせることで，ガス移行挙動評価で重要となる 2 相流パラメータの同定・蓄積を進めてきた。さらに，既往の室内試験とは条件等が異なる複数のガス移行試験に対して，同定・蓄積されたパラメータを適用することにより，試験データを良好に再現することができ，これまで不明確であった 2 相流パラメータの不確実性の幅が絞り込まれてきたことを示唆する結果を得ることができた。

キーワード：TRU 廃棄物，ベントナイト，ガス移行，2 相流パラメータ，逆解析，GETFLOWS

1. 緒言

ベントナイト系材料中のガス移行挙動評価では，液相への溶解・拡散，気液混合 2 相流れの他に流路拡幅を伴う拡張 2 相流れを考慮する必要がある。その場合，相対浸透率及び毛細管圧力を表現する 2 相流パラメータの設定が重要となるが，利用可能な 2 相流パラメータは非常に限定的で，どの程度の不確実性の幅を有するか不明であった。そこで本研究では，ガス移行挙動評価における不確実性低減（2 相流パラメータの蓄積と適用幅の定量化）を目的として，複数のガス注入試験データを対象とした逆解析により 2 相流パラメータの同定を行い，同定されたパラメータの適用性を検証した。

2. ベントナイト系材料の 2 相流パラメータ同定と適用性検証

既往の室内ガス注入試験データを逆解析によって再現することで，表 1 に示す 5 つの異なる 2 相流パラメータが同定された[1]。室内試験の概要としては，飽和ベントナイト供試体（乾燥密度 1.36Mg/m^3，100% クニゲル V1，直径 60mm）を用い，供試体端部より 0.1MPa/2 日の昇圧条件でガス注入を行い，供試体内におけるガス移行挙動の寸法効果（供試体高さ 25～50mm）等が評価されたものである。これらの同定された 5 つのパラメータの適用性を検証するため，ガス注入圧一定条件下で実施したガス移行試験系（供試体 No.1～No.3）に対して，同定パラメータの幅の中で微調整を加えたものを適用し，再現解析を実施した[2]。なお，一連の再現解析には拡張 2 相流モデルが組込まれた地圏流体シミュレータ GETFLOWS を用いた。これまでに同定されたパラメータ及び再現解析に用いた 2 相流パラメータを図 1 に示す。その結果，再現性の良い結果を得ることができ（図 2），同定された 2 相流パラメータの適用性を検証することができた。

表 1　同定された 2 相流パラメータ（構成式として van Genuchten モデルを使用）

	$S_{wr}(-)$	$S_{gr}(-)$	$n_w(-)$	$n_g(-)$	$P_0(MPa)$	$n_c(-)$	相対浸透率	毛細管圧力
P1	0.3867	0.0	1.449	13.70	0.661	1.821	$k_{rp}=\sqrt{S_{pe}}\left(1-(1-S_{pe}{}^{1/m_p})^{m_p}\right)^2$ $S_{pe}=(S_p-S_{pr})/(1-S_{wr}-S_{gr})$ $m_p=1-1/n_p$ $p=w,g\ (water, gas\ phase)$	$P_c=P_0(S_{we}{}^{-1/m_c}-1)^{1/n_c}$ $S_{we}=(S_w-S_{wr})/(1-S_{wr}-S_{gr})$ $m_c=1-1/n_c$
P2	0.2000	0.0	2.884	2.451	0.336	3.709		
P3	0.2000	0.0	2.884	2.451	0.333	3.709		
P4	0.2280	0.0	2.455	2.474	0.324	3.297		
P5	0.3639	0.0	2.011	2.953	0.291	2.290		

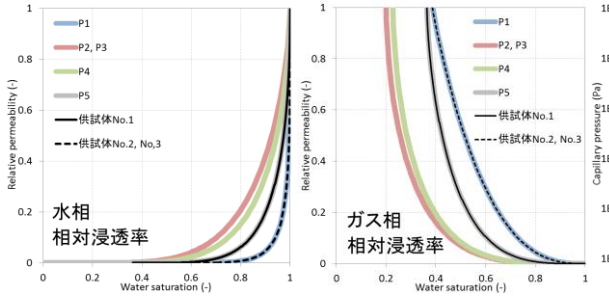


図 1　同定された相対浸透率及び毛細管圧力

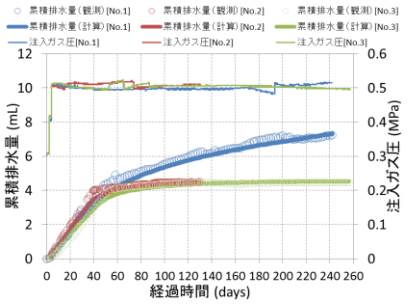


図 2　累積排水量の再現結果

3. 結論

TRU 廃棄物処分システムにおけるベントナイト系材料を対象とし，2 相流パラメータの同定・蓄積及びその適用性検証を行った。本研究を通じて，2 相流パラメータの不確実性の幅が絞り込まれてきたことを示唆する結果を得ることができた。本研究は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

参考文献

[1]田原他, 2015. TRU 廃棄物処分におけるガス移行連成挙動評価手法の開発（その 5）―ガス移行挙動解析手法の高度化―，平成 27 年度土木学会全国大会 [2]公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター, 2016. 平成 27 年度地層処分技術調査等事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発報告書（第 5 分冊）―ガス移行連成挙動評価手法の開発―.

*Ayumi Saeki[1], Yasuhiro Tawara[1] Kazumasa Koga[2], Hitoshi Oowada[2], and Shin Sato[3]
[1] Geosphere Environmental Technology Corp. , [2] Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3] Obayashi Corp.

Na 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出挙動

Deposition behavior of supersaturated silicic acid on Na-type bentonite

*笹川　剛[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では、セメント使用に起因する pH 勾配によって生じる過飽和ケイ酸が処分坑道埋め戻し部のベントナイトへ析出する想定を基に、実験にて有意なケイ酸析出を確認するとともに析出速度定数を定量化した。
キーワード：Na 型ベントナイト，過飽和ケイ酸，析出，核種遅延効果

1. 緒言　HLW 処分場の建設にセメント系材料が大量に用いられることにより、処分場周辺の pH が高アルカリ化し、地下水の流れ方向に向かって pH が減少するアルカリフロントが形成される[1]。この pH 勾配の発生に伴い、高アルカリ領域では周辺のケイ酸塩鉱物からケイ酸が溶出し、低アルカリ領域では過飽和状態となったケイ酸が周囲へ析出、および重合することが考えられる。これらの反応が長期間継続することによって地下水流路が狭隘化し、核種移行の遅延が期待される。一方、処分坑道の埋戻し材の一部として Na 型ベントナイトが用いられる予定であり、埋め戻し部の透水性は岩盤内と同程度が想定されている[1]。報告者は、これまでにケイ酸析出に伴う岩盤内の微細流路閉塞について評価しており[2]、埋め戻し部にて水みちが形成された場合にも同様の遅延効果が期待できる可能性がある。そこで本研究では、Na 型ベントナイトへの過飽和ケイ酸の析出に着目し、その析出速度定数を実験的に定量化することを目的とした。

2. 実験　Na 型ベントナイトにはクニミネ工業社製クニゲル V1 を用いた。図 1 に実験手順を示す。ケイ酸溶液はケイ酸ナトリウム溶液(Na_2SiO_3)を所定濃度(初期過飽和濃度 4, 10 mM)に希釈した。これに固相試料(2.5, 5, 10 g)、pH 緩衝液、硝酸を順に添加することで pH を 8 に調整し、過飽和ケイ酸を発生させた時点を実験開始とした。また、液相中の NaCl 濃度を 0.6 M、溶液温度 25ºC とした。実験開始後、所定時間毎にサンプリングを行い、0.45 μm のメンブレンフィルターを用いて固液分離した。分離後、液相中のケイ酸を ICP-AES で定量することで、固相への析出分を算出した。そして、実験開始時の析出量経時変化から析出速度定数を初期過飽和濃度毎に評価した。

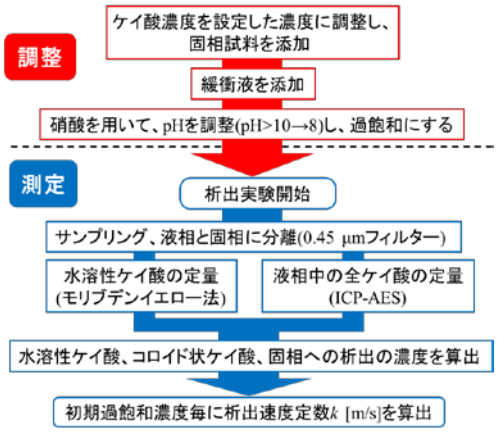


図 1　実験手順

3. 結果・考察　図 2 に実験結果の一例を示す。本実験系におけるケイ酸の状態は水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、固相への析出と定義した。全ての実験条件において固相へのケイ酸析出を確認し、析出速度定数は初期過飽和濃度 4 mM において 2.81×10^{-11} m/s、10 mM において 1.91×10^{-11} m/s と得られた。これらの結果は、仮に岩盤内亀裂を想定して、流路の代表長さ(100 m)、初期流速(5 m/year)、比表面積(10^6 1/m)から析出反応と移流の比を表す無次元数であるダムケラー数を算出すると、10^3 を超える大きな値となる。これは地下水移行に対して析出反応が顕著に生じることを示す。すなわち、Na 型ベントナイトが混在する埋め戻し部に水みちが形成された場合にも、ケイ酸析出による流路閉塞が期待できる可能性が示唆された。

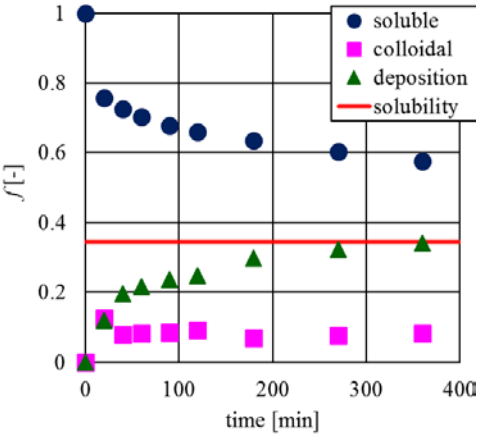


図 2　実験結果(初期過飽和濃度 4 mM, 固相量 5 g)

(縦軸 f は初期ケイ酸濃度に対する各ケイ酸形態の割合)

参考文献：[1] JNC, “TRU 廃棄物処分技術検討書,” TY1400 2005-013.
[2] SASAGAWA et al. , “Effects of Supersaturated Silicic Acid Concentration on Deposition Rate around Geological Disposal System”, Proceedings of ICONE23, 2015.
謝辞：本研究の一部は、JSPS 特別研究員奨励費 16J02619、および科学研究費補助金 若手研究(B)16K18345 によった。ここに記して謝意を表す。

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate school of Engineering, Tohoku University

鉄共存系での圧密ベントナイト中におけるプルトニウムの 15 年間の移行挙動

15 years Plutonium Migration Behavior in Compacted Bentonite with Iron

*大久保　徳弥[1]，出光　一哉[1]，稲垣　八穂広[1]，有馬　立身[1]，秋山　大輔[2]，小無　健司[2]
[1]九州大学，[2]東北大学

炭素鋼とベントナイトを接触させ、その接触面にプルトニウム 238 溶液を塗布して約 15 年間拡散実験を行いその挙動を評価した。

キーワード：ベントナイト、プルトニウム、鉄共存、移行

1. 緒言　プルトニウム(Pu-239)の半減期は 2.41 万年と非常に長い。高レベル放射性廃棄物の処分において緩衝材であるベントナイト中のプルトニウムの移行挙動を把握することは処分の安全評価上重要である。現在考案されている地層処分のシステムでは、処分後長期間経過すると、ベントナイトと接触している炭素鋼オーバーパックが腐食し、核種の移行挙動に影響を与える可能性が考えられる。そこで本研究では、ベントナイトと炭素鋼が共存した系でのプルトニウムの移行挙動を調査している。本報告では、約 15 年間の試験での鉄の腐食とプルトニウムの移行について報告する。

2. 実験　圧縮ベントナイト試料（クニゲル V1、1.2 Mg/m^3、φ10×10 mm^2）を NaCl 溶液（0.01 M）と 1 ヶ月以上接触させ飽和膨潤させた。膨潤完了後の試料下部に ^{238}Pu のトレーサー溶液(100 MBq/L) 10 μL を塗布し、その面と炭素鋼を接触させて約 15 年間拡散試験を行った。試験終了後、試料をスライスし、HCl(1 M)で各スライス中のイオンを脱離後、α 線シンチレーションカウンターを用いて ^{238}Pu を定量し、濃度プロファイルを得た。また、脱離液を約 1000~5000 倍に希釈し、鉄およびナトリウムを ICP-MS を用いて定量し、濃度プロファイルを求めた。

3. 結果と考察　拡散試験から得られた各元素の濃度分布を図 1 に示す。結果から、Pu の 90 %近くは境界面付近に存在しており、残りの Pu も約 2 mm の深さまでしか移行していなかった。この 0～2mm の領域は、Fe の濃度が高い部分であり、Fe と Na の当量の合計がクニゲル V1 の予想 CEC（約 0.5meq/g）を超えている部分でもある。また、この部分には鉄腐食生成物の析出と思われる色の変化（黒緑色）が観察された。過去の実験から、Pu は pH の減少に伴って. 溶解度及び拡散係数が増加することが知られている。したがって、交換性陽イオンとして層間に取り込まれなかった余剰の Fe が、下に示す化学変化を起こした領域で pH が減少し、Pu の溶解と拡散が起きたものと考えられる。

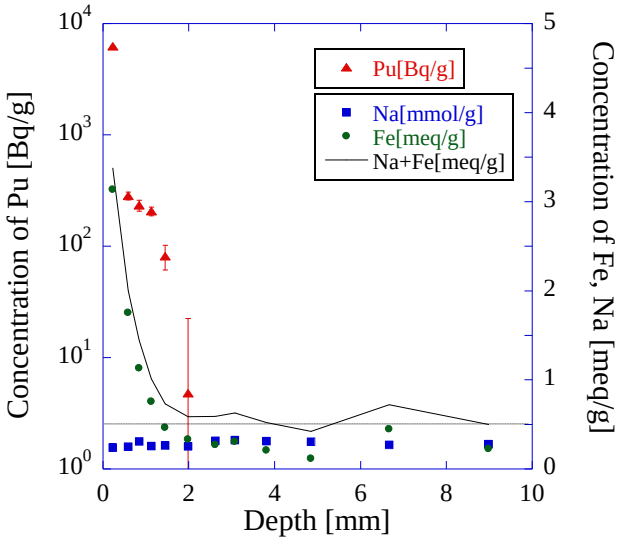


図 1　ベントナイトへの侵入深さと各元素の濃度分布

$$Fe^{2+} + 2H_2O \rightarrow Fe(OH)_2 + 2H^+ \qquad (1)$$

また、ベントナイト表面約 6 mm 付近にはクラックが観察され、その前後で Fe の濃度に異常があった。このクラックは、腐食による水素が移動している途中の経路と考えられる。

*Noriya Ohkubo[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Daisuke Akiyama[2], Kenji Konashi[2]
[1]Kyushu Univ , [2]Tohoku Univ

人工および天然バリア材におけるヨウ化物イオンの拡散挙動

Diffusion of Iodide Ions in Engineered and Natural Barrier Materials

*北城 諒一[1]，田中 真悟[1]，渡邊 直子[1]，小崎 完[1]，赤木 洋介[2]，武田 匡樹[3]
[1]北海道大学，[2]三菱マテリアル，[3]日本原子力研究開発機構

人工および天然バリア材におけるヨウ化物イオンの見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーを決定した。ヨウ化物イオンの拡散機構は、モンモリロナイト部分密度によって変化することが明らかとなった。

キーワード：放射性廃棄物処分，ベントナイト，ブームクレイ，堆積岩，拡散，ヨウ素

1. 緒言　放射性廃棄物の地層処分の安全評価には、人工および天然バリア材における核種の移行挙動を把握する必要がある。本研究では、種々の人工および天然バリア候補材中における典型的な陰イオンであるヨウ化物イオン(I^-)の見かけの拡散係数(D_a)およびその活性化エネルギー(E_a)を非定常拡散試験によって決定し、得られた値とバリア材のモンモリロナイト部分密度との関係から、I^-の拡散挙動について検討した。

2. 実験　人工バリア材試料として①ケイ砂混合ベントナイト試料(乾燥密度 1.6Mg m^{-3}、クニゲル V1:ケイ砂＝7:3)、②Na 型モンモリロナイト試料(クニピア F、乾燥密度 1.0Mg m^{-3})、③ベントナイト試料(MX-80、乾燥密度 1.6Mg m^{-3})を用いた。また、天然バリア材試料として、④ベルギー産ブームクレイ(No.CGR76/77D-10.40-11.40c)、⑤幌延産堆積岩(稚内層)を用いた。なお、試料の空隙率は、試料②(約 0.6)を除いて 0.4 程度であった。人工バリア材試料は所定の乾燥密度に圧縮成型し、イオン交換水で 1 ヶ月以上膨潤させた。一方、試料④は拡散方向が層理面に垂直または水平となるよう成型し模擬地下水で飽和させ、試料⑤はコア抜き加工をして成型し原位置の地下水で飽和させた。拡散は、これらの試料に $Na^{125}I$ トレーサー溶液を塗布し、拡散温度 288～323 K にて所定の時間行った。実験終了後、試料をスライスし、スライス試料の放射能を測定し、得られた濃度プロファイルから I^-の D_a を決定した。また、D_a の温度依存性から拡散の E_a を決定した。

3. 結果・考察　本研究で得られた I^-の拡散の E_a のモンモリロナイト部分密度依存性を、試料②と同じ Na 型モンモリロナイト中の塩化物イオンに対する報告値[1]とともに図 1 に示す。試料②を除き空隙率がほぼ同じ値である試料中の I^-の E_aは、試料のモンモリロナイト部分密度によって異なる値となった。このうち、天然バリア材試料である試料④および試料⑤中の I^-の E_a は 15.3～16.4kJ mol^{-1} であり、自由水中の E_a(16.9 kJ mol^{-1})とほぼ同じ値であることから、I^-は自由水が存在するような比較的大きな空隙中を主な拡散経路としていると考えられる。また試料④では、E_a の値に差が認められなかったものの、D_a は拡散方向が層理面に対して垂直の場合よりも水平の場合の方が約 2 倍大きな値を示したことから、I^-の主な拡散経路は水平方向に大きく発達している可能性がある。一方、試料①では自由水中の値よりも低い E_a が得られた。これは、Cl^-の E_a に対して推察されているように[1]、この試料中の I^-は空隙内の拡散とは異なるプロセスで移行していることを示唆している。また、空隙率は異なるが、モンモリロナイト部分密度がほぼ同じ(0.9～1.0 Mg m^{-3})試料①と試料②の I^-の E_aは、同じ値となったことから、他のイオンと同様に、I^-の拡散は試料中のモンモリロナイト部分密度で整理できる可能性があると考えられる。

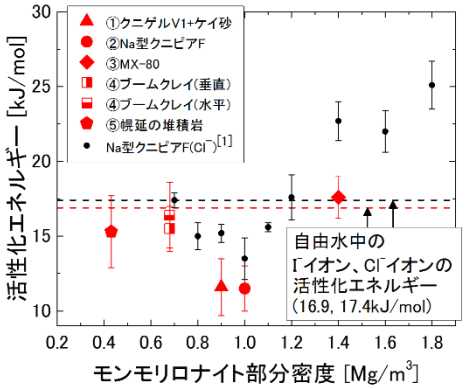


図 1　活性化エネルギーの部分密度依存性

謝辞：本研究の一部は ONDRAF/NIRAS 研究費(Cont.No.CCHO-13/418)により実施された。

参考文献：[1]Kozaki et al., *J. Contam. Hydrol.*, 47, 159–170 (2001)

---

*Ryoichi Hojo[1], Shingo Tanaka[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yosuke Akagi[2] and Masaki Takeda[3]
[1]Hokkaido University, [2]Mitsubishi Materials Corporation, [3]Japan Atomic Energy Agency

モンモリロナイトに吸着した水和 Cs の構造

Structure of hydrated Cs on montmorillonite

*岡本 拓也[1]，大窪 貴洋[1]，岩舘 泰彦[1]，出口 健三[2]，清水 禎[2]，大木 忍[2]，舘 幸男[3]
[1]千葉大院（工），[2]物材機構，[3]原子力機構

含水率の異なる Cs 型モンモリロナイトを調製し、^{133}Cs Magic angle spinning (MAS) NMR 測定を行い水和に伴う Cs の吸着構造の変化を検討した。

キーワード：Cs 型モンモリロナイト，吸着構造，水和，^{133}Cs 固体 NMR

1. 緒言 高い信頼性で放射性廃棄物の地層処分の安全評価を行ううえで、ベントナイトの主成分であるモンモリロナイトに吸着した元素の構造は、元素の移行挙動や存在状態の予測評価の妥当性を裏付ける重要な情報である。安全評価上の重要元素である Cs については多くの先行研究があるが、粘土鉱物の風化や組成のばらつきに起因する多様な Cs 吸着サイトへの吸着構造は完全には明らかになっていない。この理由の 1 つは、天然の粘土鉱物は結晶性が低く、X 線や中性子回折実験による構造解析が困難なためである。2015 年秋の大会において、^{133}Cs 固体 MAS NMR を利用することで乾燥状態のモンモリロナイトに吸着した Cs の局所構造を高分解能で識別し定量できることを示した。実際の地層処分場や環境中でのモンモリロナイトは水を吸収、膨潤し、同時に Cs 吸着構造も変化すると考えられる。そこで本研究では、水和に伴う Cs の吸着構造の変化に着目し、含水率をパラメータとしたモンモリロナイトへの Cs 吸着構造を解析した。

2. 実験 天然のモンモリロナイト(Kunipia F) と塩化セシウム水溶液を攪拌接触させることで、モンモリロナイトの層間陽イオンを Cs に置換した。Cs 置換を確認するため、試料を酸で溶解した後、フレーム原子吸光法により元素分析を行った。^{133}Cs 固体 NMR スペクトルは、試料を 20 kHz でマジック角回転させながら 18.79 T の磁場下で測定した。また、試料の含水率を調整するために、飽和塩法を用いて湿度調整したグローブボックス内で試料詰めを行った。

3. 結果･考察 元素分析の結果、層間イオンはすべて Cs に置換されていた。Figure 1 は、相対湿度 RH = 0%, 8%, 32% および 84%で含水させたモンモリロナイト試料（以下、それぞれ RH-0, RH-8, RH-32 および RH-84 とする）の ^{133}Cs MAS NMR スペクトルを示す。RH-0 の ^{133}Cs NMR スペクトルは、3 つ以上のピークが重なった 140 から-140 ppm の範囲に幅広なピークを示し、複数の Cs 吸着サイトの存在を示した。先行研究より、30 ppm 近傍のピークは、モンモリロナイト層間中で四面体層の Al 置換サイト近傍に存在する Cs、0 から-100 ppm の幅広なピークは、層間中で Al 置換サイト近傍に存在しない Cs に帰属できる。RH-8 ではこれらの 2 つのピークの強度比が逆転している。これは、Al 近傍に吸着していた Cs の一部が水和することで表面から沖合に移動したためと考えられる。また、相対湿度が高くなるにつれ、複数存在していたピークは、速い化学交換よって平均化され、1 つのピークとして観測される。このとき観測されるピーク位置は、水和が進むとともに水溶液中の Cs^+イオンが示すケミカルシフト(0 ppm)に近づくようにシフトする。講演当日は、層間イオンの一部を置換した天然のモンモリロナイトと合成モンモリロナイトの解析結果も紹介する。

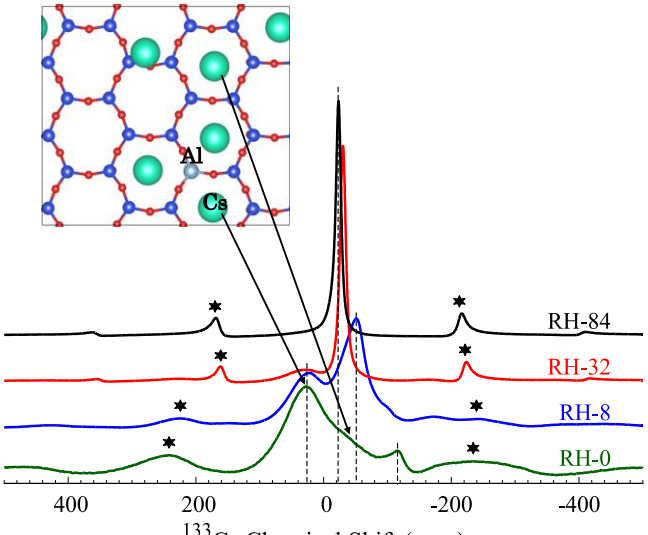


Figure 1: ^{133}Cs MAS NMR spectra of Cs-montmorillonite with various RH conditions. * denotes spinning side bands.

※本報告は経済産業省委託事業「平成 27 年度処分システム評価確証技術開発」の成果の一部である。

---

*Takuya Okamoto[1], Takahiro Ohkubo[1], Yasuhiko Iwadate[1],KenzoDeguchi[2], Tadashi Shimizu[2], Shinobu Ohki[2] and Yukio Tachi[3]
[1]Chiba Univ., [2]NIMS, [3]JAEA

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

[2D20-23] Evaluation of repository

Chair: Kiyoshi Fujisaki (NUMO)

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[2D20] Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1], Akira Kirishima[1] (1.Tohoku Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM

[2D21] Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*Kawamura Hideki[1] (1.mcm japan)

5:40 PM - 5:55 PM

[2D22] Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster

*hiromitsu yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2] (1.RWMC, 2.IHI)

5:55 PM - 6:10 PM

[2D23] Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3] (1.JAEA, 2.V.I.C., 3.JEPro)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

地下冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物による バリア機能の評価手法

Evaluation method of barrier function of calcium silicate hydrate under saturated condition of groundwater

*新堀 雄一[1]，千田 太詩[1]，桐島 陽[1]
[1]東北大学

著者らはカルシウムシリケート水和物(CSH)の不安定性による微量元素の閉じ込め機能に着目し，その Eu, Cs, Ba, Sr および I との相互作用や流動場における形成過程を調査している。本発表では，これらの結果を概観し，CSH のバリア性能をどのように処分システムの性能評価に組み入れるかを検討した。

キーワード：放射性廃棄物，処分システム，カルシウムシリケート水和物，性能評価

1. 緒言

冠水環境を想定し，乾燥過程を経ることなく，セメントの主成分でもあるカルシウムシリケート水和物(以下，CSH と呼称する)と幾つかのイオンとの相互作用について検討してきた。また，マイクロフローセルを用いて流動場における CSH の生成とその透水性の関係を追跡している。本研究では，これらの知見をどのように処分システムにおける性能評価に組み入れるかについて整理する。

2. CSH 形成による閉じ込め機能

2-1. 化学的な相互作用 CSH を，乾燥過程を経ることなく，Cs, Ba, Sr, Eu および I と接触させると，化学的な相互作用を示す。特に 1 価および 2 価の陽イオンは Ca/Si モル比 1.0 以下で相互作用が顕著となる[1]。また，ヨウ化物イオンについては，反応時間を 28 日以上にすると Ca/Si モル比 0.4～1.6 の範囲，液固比 15 において顕著な相互作用を示す[2]。さらに Eu(III)については，CSH free の $Eu(OH)_3$ に比較して明らかに蛍光寿命が長く，CSH への内包が確認されている[3]。このことは $Eu(OH)_3$ によるコロイド状での移行を抑制することを意味する。

2-2. 透水性の減少 マイクフローセルに固体試料として花崗岩を設置し，Ca 含有高アルカリ水(pH 12.3)を通過させると，CSH の生成と透水性の低下が確認された[4]。この透水性の低下は，生成した CSH は流路の不均一性により沈積に起因する[5,6]。

3. 性能評価への機能組み込みの概念

図 1 に上述の性能評価への組み込みについての概念図を示す。ここでは，人工バリアの要素とその周囲の岩盤を，模式的に 1 次元的に示している。廃棄体から漏洩した放射性物質の移行速度は遅延係数と間隙率の時間変化を考慮する移流分散方程式（拡散場では拡散方程式）によって表わすことができる。セメント系材料の利用は地下構造物の構築にも不可欠[7]であり，その影響を受ける埋め戻し領域や周辺岩盤において CSH が形成(Ca/Si 比 0.8 程度[8])し，遅延係数の上昇および透水性の低下(実流速の減少)を促す。本評価で重要となるのは，図中に示す処分場近傍の間隙率減少による透水性の低下を考慮した，処分場システムの上流および下流間の圧力勾配を一定とした条件下での pH10 以上(図中 pH>>8 の CSH の安定条件)の空間的・時間的な領域の評価となる。その空間的な領域は TRU2 次レポート[9]にある流速を一定とした条件での試算に比較して処分場近傍に限定されるものの，より長期に亘って維持される。

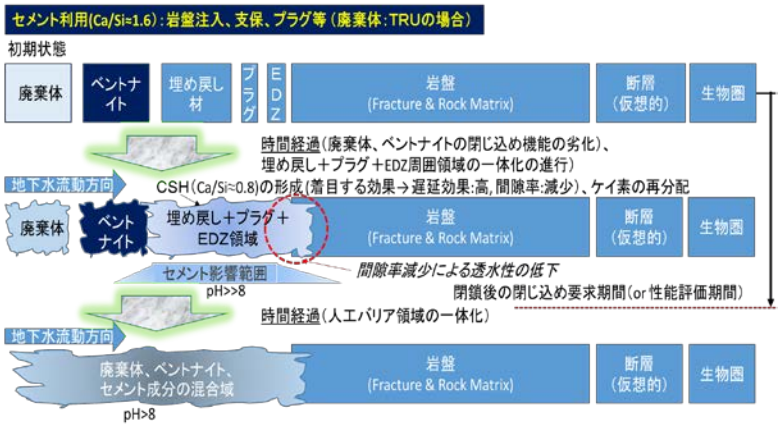


図1 CSHによる閉じ込め効果についての概念図(各要素の相対的な大きさは実際と異なる)

参考文献 [1]Saito et al., WM Proc (No.15247) (2015)/[2]田児ら,原子力学会秋の大会(2015)/[3]Niibori et al., Mech. Eng. J., 1 (4) (2014)/[4]Niibori et al.,MRS,1475 (2012)/[5]Kurata et al.,WM Proc. (No.14094) (2014)/[6]Chida et al.,WM Proc. (No,15192) (2015)/ [7]河村,原子力学会誌,2009.6 (2009) /[8] Baston et al., Mineralogical Magazine,76(8) (2012)/ [9]電事連・JNC (2005).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A) 25249136 によった。ここに記して謝意を表す。

*Yuichi Niibori[1], Taiji Chida[1] and Akira Kirishima[1]
[1]Tohoku Univ.

放射性廃棄物地層処分における天然事象の確率論的影響評価手法の研究

Study on the probabilistic consequence assessment method for natural events affecting on geological disposal system of radioactive waste

*河村　秀紀　mcm japan

本研究では、放射性廃棄物の地層処分を対象に、天然事象の発生予測に係る不確実性を考慮した確率論的なアプローチを、処分システムの安全機能への影響伝搬を類型化するインターフェースを構築して安全評価と結びつける「確率論的影響評価手法」について言及する。

キーワード：地層処分、天然事象、安全評価、安全機能、確率論的分解アプローチ

1. 緒言

毒性が長期に継続する放射性核種を含む放射性廃棄物は、地下深部（300m 以深）に地層処分することとされている。このような地層処分の安全評価では評価期間にカットオフはなく、線量のピーク値が現れるまで評価することを原則としていることから、その評価期間は 10 万年以上に及ぶ。10 万年以上にわたる長期の評価においては、影響のトリガーとなる天然事象の発生頻度や規模の予測に大きな不確実性が存在することが知られており、この不確実性を安全評価でどのように取り扱うかが重要な課題となっている[1]。

2. 天然事象の確率論的評価手法と不確実性を考慮した安全評価

2-1. 天然事象の確率論的評価手法

プレート運動に起因する天然事象（ここでは、火山・火成活動、地震・断層活動、隆起・沈降作用を対象）の確率論的評価手法は、原子力発電環境整備機構が ITM-TOPAZ 手法として開発を進めてきている[2]。この手法は、天然事象が及ぼす影響を規模や変位量などで「しきい値」として扱い、これらを超える確率を評価時間枠ごとに求めるとともに、異なる時間枠での事象発生や規模の不確実性に対して、専門家の意見を集約する手法で結合し、対象サイトの危険度マップを作成するものである。

2-2. 安全評価とのリンク

リスク評価手法として用いられる分解アプローチを用いて、天然事象と安全評価を結びつける。天然事象の処分システムへの危険度マップ（超過率密度分布）をトリガーとして扱い、地質環境への影響（地下水流動、地化学、変形など）や人工バリアへの影響を個別に評価するためにストーリボードを用いて影響パターンを類型化するインターフェースを構築し、そのパターンを様式化した評価ケースで表わし、処分システムの安全機能への影響を評価することで、異なる評価の時間枠ごとの天然事象の確率分布と安全機能への影響をリンクさせる（図-1）。

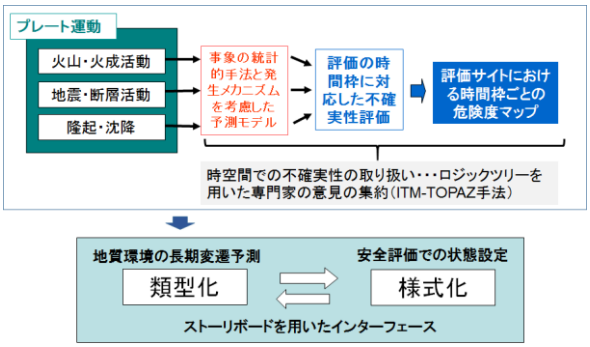


図-1 分解アプローチによる確率論的評価手法の枠組

2-3. リスク論的評価への展開

安全機能への影響を示す指標としては、トリガーが異なる評価時間領域の超過確率密度分布で求められることもあり、分解アプローチから求まるリスク値とし、不確実性をリスク論的に評価する。目安のしきい値としては、被ばく線量評価における 10μSv/年を 10^{-6}/年のリスク値と等価のものとして用いる。

3. 結論

予測の不確実性が大きくなる時間領域において、天然事象が処分システムの安全機能に与える影響を評価するために、ITM-TOPAZ 手法により求めた危険度マップをトリガーとし、ストーリボードを用いた影響モード設定をインターフェースとする確率論的な安全評価手法を構築した。

参考文献

[1] NUMO，地層処分事業の安全確保（2010 年度版）、NUMO-TR-11-01, 2011
[2] Chapman et al., TOPAZ Project Long-term Tectonic Hazard to Geological Repositories, NUMO-TR-12-05, 2012

*Hideki Kawamura[1]
[1]mcm japan

自然災害に対する操業期間中の地層処分施設の安全対策
人工バリアに対する火災影響評価の検討

Safety measures of HLW geological disposal facility during an operation period against natural disaster
Evaluation for impact of fire hazard for engineered barrier

*山川　浩光[1]，蓮井　昭則[1]，川久保　政洋[1]，朝野　英一[1]
ディアク　リーヒェルマン[2]，高倉大典[2]，岩田裕美子[2]，川上　進[2]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]株式会社ＩＨＩ

地層処分場の処分坑道において自然災害を起因とした廃棄体の定置・搬送装置の火災を想定し、火災解析結果を基に伝熱解析と応力解析から人工バリアに対する火災影響を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，自然災害，火災，人工バリア

1. 緒言

本研究は、自然災害を起因とした火災に対して放射線安全の観点から人工バリア（ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材）へ影響評価を行い、安全確保の検討を行った。

2. 解析内容

2-1. 火災シナリオ

地下の処分坑道においてガラス固化体を封入したオーバーパックを処分孔（竪置き）に定置した後に、風速、緩衝材の有無の条件下において定置・搬送装置のバッテリーが発火するシナリオを想定した。

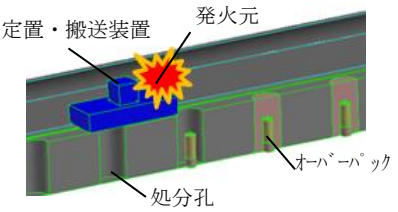


図１　火災シナリオ概念

2-2. 燃焼解析

燃焼解析は、想定した火災シナリオに基づいて米国の国立標準技術研究所が開発した解析ソフトウェア Fire Dynamics Simulator (FDS)を用いて、労働安全衛生規則、ずい道等建設工事における換気技術指針等を考慮した処分坑道内の風速を仮定（0.5m/s、2.0m/s）し、実施した。火災発生から 200～1,000 秒の間では、風速が 2.0m/s の場合に高い発熱量を示し、最大で約 90MW の発熱量が生じる結果となった。また、風速が 0.5m/s の場合は、高温領域は坑道上部近辺に限られるものの、風速が 2.0m/s になると炎が坑道全体に広がり高温領域が全断面に広がることを確認した。

2-3. 伝熱・応力解析

燃焼解析から得られた加熱曲線に基づいて構造解析で広く用いられている汎用 FEM コード ABAQUS（Ver.6-12-1）により伝熱解析及び応力解析を実施し、人工バリア等への火災影響の評価を行った。伝熱解析では、オーバーパックの上部近傍において 1,000℃超の最高温度に到達するものの、他の部分は 200℃以下であり、内部のガラスの温度上昇は約 1.5℃にとどまった。緩衝材の定置後では、オーバーパック、ガラス固化体への大きな温度上昇は見られなかった。

応力解析では、オーバーパックに応力の上昇がみられるが、火災が収まり温度が低下すると火災前の初期応力分布に近い状態まで戻ることを確認した。

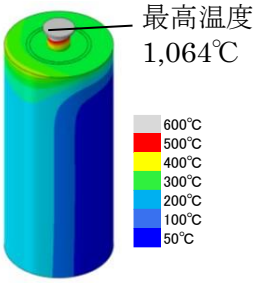


図２　伝熱解析結果
(オーバーパック)

3. 結論

想定した火災シナリオでは、オーバーパックの破損はなく、放射性物質が漏えいする可能性はない。

また、地下施設において火災が発生した場合、坑道内という限られた空間であるため、燃料の量より燃焼に要する酸素量で発熱量が決まることを確認した。また、火災によるガラス固化体への熱影響に対してオーバーパック、緩衝材が熱影響を軽減する安全対策になることを確認した。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 27 年度地層処分技術調査等事業（処分システム工学確証技術開発）」の成果の一部である。

*Hiromitsu Yamakawa[1], Akinori Hasui[1], Masahiro Kawakubo[1], Hidekazu Asano[1], Dirk Riechelmann[2], Daisuke Takakura[2], Yumiko Iwata[2], Susumu Kawakami[2]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]IHI Corp

研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設における遮水機能の設計検討

Design Study for Impermeable Function of Trench Disposal Facility for Very Low Level Waste Generated from Research, Industrial and Medical Facilities

*坂井　章浩[1]、黒澤　亮平[2]、仲田　久和[1]、天澤　弘也[1]佐藤 亮[3]、北村洋一[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]ヴィジブルインフォメーションセンター，[3]国土環境保全機構

研究施設等廃棄物のうち安定五品目以外の極低レベル廃棄物は、遮水層を設置したトレンチ処分施設に埋設することを計画している。本研究では、遮水シート及び低透水性材料等の特性及び組合せを考慮し、放射性物質の漏出に関して抑制機能の高い遮水システムについて検討した。

キーワード：研究施設等廃棄物，トレンチ処分，遮水層，極低レベル廃棄物，浸透水

1. 緒言

研究施設等廃棄物のうち安定 5 品目以外の極低レベル廃棄物は、遮水層を設置したトレンチ処分施設に埋設することを計画している。トレンチ処分施設からの放射性物質の漏出は、廃棄物層を通過して施設外へ浸出する水量が多いほど大きくなると考えられる。このため、浸出水量が抑制されるような遮水層の構成について検討を行った。

2. 検討内容

一般・産業廃棄物の管理型処分場では、浸出水の防止のためシート系材料を使用しているが、重機等の接触や施工不良等により損傷することが想定される。このため、廃棄物処理法に基づく遮水工(表のモデル 1 と 2)、モデル 2 に低透水層を追加したモデル 3 及び低透水層と排水層を追加したモデル 4（図参照）を考案し、遮水層を通過する浸出水量の評価を行った。浸出水量の評価には、米国で開発された水収支解析を行う 1 次元の有限差分法の HELP コード[1][2]を使用した。遮水シートの状態は傷（25 個/1ha）があり、たわみがある悪い条件を想定して評価を行った。覆土への平均浸透水量 550 ㎜/y と計算される気候条件及び地質を設定した。

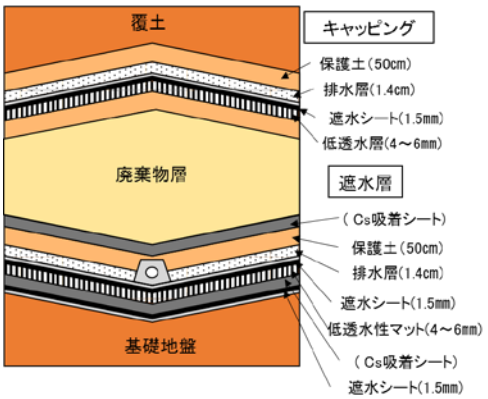


図　遮水層の構成(モデル 4）及び水の流れの概念図

3. 結果及び考察

モデル 3 及び 4 の遮水層では、モデル 1 の遮水層に比べて約 1 桁以上浸出水量が低くなる結果となった。モデル 2 では遮水シート間に水が滞留する結果となった。モデル 4 では排水層を設置し、排水を促進することで遮水シートにかかる水圧が低くなり、浸出水量が最も低い結果となった。

表　遮水層からの浸出水量の計算結果

モデル	1	2	3	4
遮水層の評価上の構成 ()内は透水係数(m/s)	・保護土 (3×10^{-4}) ・遮水シート ・低透水層 (1×10^{-9})	・保護土 (3×10^{-4}) ・2重の遮水シート	・保護土 (3×10^{-4}) ・2重遮水シート間に低透水性マット (5×10^{-11})	・保護土 (3×10^{-4}) ・排水層 (1×10^{-2}) ・2重遮水シート間に低透水性マット (5×10^{-11})
排水量（mm/y）	5.2×10^{2}	1.8×10^{2}	5.5×10^{2}	5.5×10^{2}
遮水層からの浸出水量（mm/y）	2.8×10^{1}	8.7×10^{0}	1.6×10^{0}	6.5×10^{-1}
遮水層内の滞留水(mm/y)	-----	3.7×10^{2}	-----	----

参考文献

[1] “The Hydrologic Evaluation of Landfill Performance (HELP) Model”, U.S. Environmental Protection Agency, (1994).
[2] 黒澤他, “研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設の上部覆土への浸透水量の評価”, JAEA-Technology 2014-013, (2014)

*Akihiro Sakai[1], Ryohei Kurosawa[2], Hisakazu Nakata[1], Hiroya Amazawa[1], Makoto Sato[3], Yoichi Kitamura[3]
[1]JAEA, [2] V. I.C., [3] JEpro

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

[2E01-04] Countermeasures against Severe Accident 1

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:30 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E01] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

*Yuta Sano[1], Thomas A. Kindred[2] （1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company）

9:30 AM - 9:45 AM

[2E02] AP1000® safety assessment for beyond design basis events

*Yukitaka Yamazaki[1], Thomas A. Kindred[2] （1.Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.Westinghouse Electric Company）

9:45 AM - 10:00 AM

[2E03] Development of Accident Tolerant Control Rod for Light Water Reactor

*Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1], Kinya Nakamura[1] （1.CRIEPI）

10:00 AM - 10:15 AM

[2E04] Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1], Kouji Andou[1] （1.Hitachi GE）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

設計基準外事象に対するAP1000®の安全性評価
(1) 欧州ストレステストに基づく評価

AP1000® safety assessment for beyond design basis events
(1) Assessment based on ENSREG stress test

*佐野　祐太[1]、トーマス・キンドレッド[2]
[1]ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

静的安全系を有するAP1000について、多くの国で採用実績のある欧州原子力安全規制部会のストレステスト評価手法を参考に安全性を評価した結果、AP1000は全交流電源及び最終ヒートシンク喪失事象に対しても原子炉を安全な状態に維持可能であると評価された。

キーワード： 加圧水型原子炉，静的安全系, AP1000，全交流電源喪失事象

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故）後、国際原子力機関(IAEA)、欧州原子力安全規制部会(ENSREG)、英国原子力規制局(ONR)、米国原子力規制委員会(USNRC)の短期特別調査班(NTTF)、西欧原子力規制者会議(WENRA)、世界原子力発電事業者協会(WANO)及び米国原子力発電運転協会(INPO)より、事故の教訓と推奨事項がそれぞれ報告されている。本稿では、多くの国で採用実績のあるENSREGのストレステスト評価手法[1]を参考に、福島第一事故後直ちに、欧州電力会社等の協力を得て実施した設計基準外事象に対するAP1000の安全性評価結果を報告する。

2. AP1000の安全性評価結果

ウェスチングハウス社の開発したAP1000は図1に示す静的炉心及び格納容器冷却系により、全交流電源喪失事象(SBO)時にも、原子炉を安全停止状態に維持可能である[2]。原子炉の崩壊熱は格納容器内燃料取替用水タンクの水に輸送され、発生する蒸気は格納容器内壁面で凝縮され、格納容器内の蒸気と水の自然対流により、原子炉は継続的に冷却される。静的格納容器冷却系は、建屋頂部の冷却水タンクから鋼製格納容器外表面に冷却水を重力注水することで、原子炉からの崩壊熱を大気に除熱し、格納容器圧力を設計値未満に維持可能である。頂部の冷却水タンクの水量は事故後3日間分を有し、以降はサイト内の水補給用ポンプ、またはサイト外からの支援設備を用いて格納容器頂部に冷却水を注水し、事故後7日間まで冷却を維持できる。さらに、7日以降は消火系及び脱塩水系、または可搬式の補給水設備等のサイト内外からの補給水を注水する。万が一、3日以降にこれらの設備が利用できない場合においても、現実的な解析評価では、格納容器は空冷のみで大変形が生じる圧力（ASME供用状態C）に至らず、健全性は維持される。このため、福島第一事故の様な、SBO及び最終ヒートシンク喪失の組み合わせによる設計基準外事象に対し、AP1000は静的な冷却機能より、原子炉を安全な状態に維持可能である。

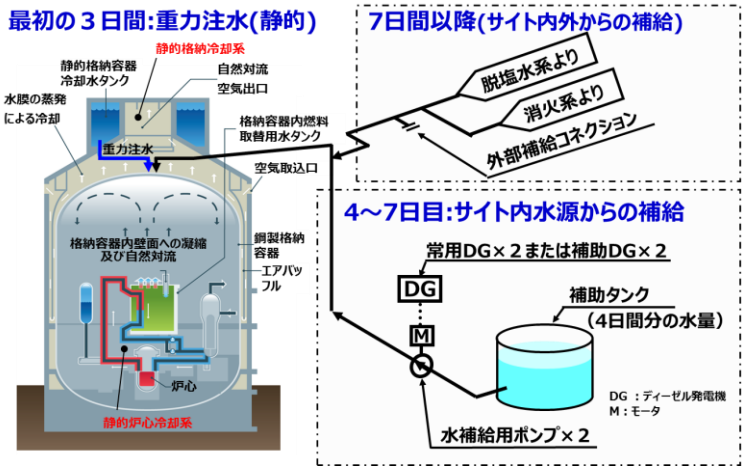


図1　SBO時の炉心及び格納容器冷却

3. 結論

AP1000の安全性をENSREGのストレステスト評価手法を参考に評価した結果、SBO及び最終ヒートシンク喪失の組み合わせによる設計基準外事象に対しても、原子炉を安全な状態に維持可能であると評価された。

参考文献

[1] European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG),“EU ‘Stress Tests’ Specifications, Annex 1,” May 25, 2011.
[2] APP-GW-GL-700, Rev. 19, “AP1000 Design Control Document,” June 17, 2011

*Yuta Sano[1] and Thomas A. Kindred[2]
[1]Westinghouse Japan Electric Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

設計基準外事象に対する AP1000®の安全性評価
(2) 安全性向上の評価

AP1000® safety assessment for beyond design basis events
(2) Assessment for the safety enhancement

*山崎　之崇[1]、トーマス・キンドレッド[2]
[1] ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

設計基準外事象に対する各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策をもとに、静的安全概念を取り入れた AP1000 のさらなる安全性向上を検討した結果、これらの施策は網羅されていると評価された。

キーワード： 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 設計基準外事象

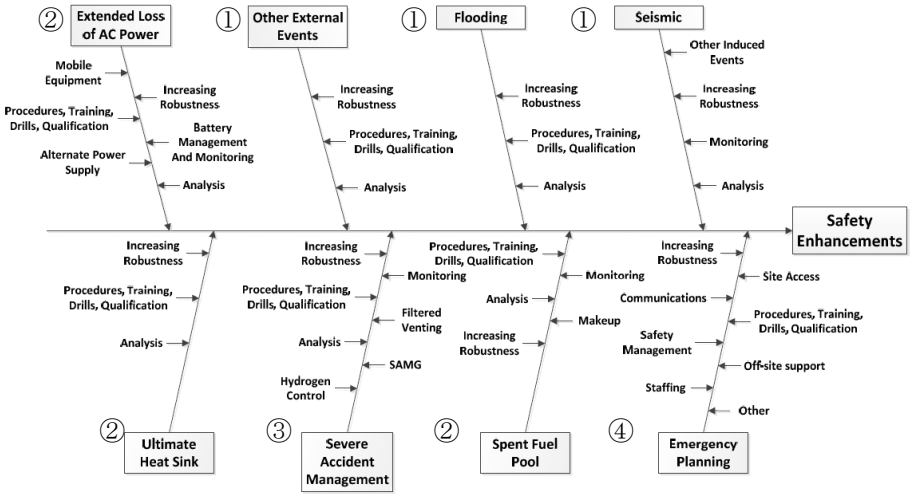
1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、福島第一事故）後、世界各国の規制及び関連機関にて事故の教訓と推奨事項をまとめた報告書が提示されている。第１報では、多くの国で採用実績のある欧州原子力安全規制部会(ENSREG)のストレステスト評価手法を参考にした設計基準外事象に対する AP1000 の安全性評価結果を報告した。これに対し、第２報では、設計基準外事象に対する各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策をもとに、ウェスチングハウス社にて行った AP1000 のさらなる安全性向上の評価結果を報告する。

2. AP1000 の安全性向上の評価結果

福島第一事故後、国際原子力機関(IAEA)、ENSREG、英国原子力規制局(ONR)、米国原子力規制委員会(USNRC)の短期特別調査班(NTTF)、西欧原子力規制者会議(WENRA)、世界原子力発電事業者協会(WANO)、及び米国原子力発電運転協会(INPO)より、事故の教訓と推奨事項がそれぞれ報告されている。それぞれの規制及び関連機関の安全性向上施策をまとめると、①厳しい外部事象からの防護の向上、②電源及び最終ヒートシンク喪失後の冷却維持、③放射線影響の緩和、④緊急時のマネージメントの向上の４項目に集約された。これらの安全向上施策に対し、有効な因子はフィッシュボーンチャートから図１に示す通り抽出された。

AP1000 は、外部事象に対し高い安全性を有しており、またプラントは交流電源に依存せず、大気の最終ヒートシンクで原子炉を安全停止するといった、静的安全概念を取り入れたプラント[1]であり、これらの因子を網羅している。



①厳しい外部事象からの防護の向上、②電源及び最終ヒートシンク喪失後の冷却維持、③放射線影響の緩和、④緊急時のマネージメント

図１　安全性向上のフィッシュボーンチャート

3. 結論

静的安全概念を採用した AP1000 は、各国の教訓と推奨事項から導かれる安全性向上施策を網羅していると評価された。ウェスチングハウス社は、今後もこうした取り組みを継続し、原子力プラントの安全性をさらに向上にしてゆく。

参考文献

[1] APP-GW-GL-700, Rev. 19, “AP1000 Design Control Document,” June 17, 2011

*Yukitaka Yamazaki[1] and Thomas A. Kindred[2]
[1]Westinghouse Japan Electric Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
－新型中性子吸収材の反応度価値解析－

Development of Accident Tolerant Control Rod
- Reactivity Analysis of innovative neutron-absorbing materials -

*太田 宏一，尾形 孝成，中村 勤也
電力中央研究所

冷却材喪失などの事故時に、炉心損傷に先行して溶融、脱落することがなく、さらに炉心崩落後も燃料物質と共存し続けることで、非ボロン水を緊急注水しても再臨界の発生を防止できる新型制御棒の反応度価値を解析し、現行炉の通常運転に影響しない制御材の組成を明らかにした。

キーワード：事故耐性，重大事故，再臨界，希土類元素，反応度，制御棒

1. 緒言

軽水炉の重大事故につながる事故事象において、制御棒が挿入された炉停止後に、冷却不全の状態が長期に渡って継続すると、燃料の破損や溶融が生じる前に制御棒が溶融し、脱落すると考えられる。この時、緊急冷却措置として真水や海水を注入し、炉心燃料が冠水すると再臨界に至る懸念がある[1]。そこで、事故時にも炉心損傷に先行して溶融、脱落することなく、炉心崩落後も燃料物質と分離しない中性子吸収材として、ガドリニア(Gd_2O_3)やユーロピア(Eu_2O_3)等の希土類酸化物を含む事故耐性の高い制御棒（ATCR）の開発を進めている。

2. 新型制御材の吸湿性に対する安定化

ATCR 用の中性子吸収材として有望な希土類酸化物は、吸湿性が高く、冷却水や水蒸気と接触すると水酸化物を生成し粉体化する[2]。そこで、溶融温度が高く、燃料物質との共存性に優れたジルコニア(ZrO_2)やハフニア(HfO_2)を 50at.%以上の割合で混合して焼結することで、希土類酸化物の析出相が生じることを防ぎ、冷却水や水蒸気中での安定性の向上を図った。Eu_2O_3-xZrO_2 または Eu_2O_3-xHfO_2 (x=50at.%, 67at.%)の混合焼結体を室温～100℃の水中でおよそ 1 週間静置したのち、大気中で 3 ヶ月保管したところ、いずれにおいても形状や重量に有意な変化は生じず、安定であることが確認された。

3. ATCR の反応度解析

ATCR 候補物質の焼結体の製造実績[3]から制御材ペレットの密度を 95%TD とした。現行の PWR および BWR 用制御棒の寸法仕様をもとに制御材ペレット-被覆管ギャップ幅を 0.1mm と暫定して ATCR の反応度価値を解析し、現行制御棒と同等の全挿入反応度が得られる制御材の組成を求めた。結果を表 1 にまとめる。解析には連続エネルギーモンテカルロコード（MVP）を用い、128 万ヒストリー/バッチ×240 バッチの計算を行い、初めの 40 バッチ分を除いて統計処理を行った。核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。図 1 は同等の制御棒価値を有する ATCR と現行制御棒の全挿入反応度に対する挿入深度依存性を示している。PWR と BWR のいずれにおいても、ATCR の反応度価値は挿入深度によらず従来制御棒と非常に良く一致することがわかる。したがって、現行軽水炉における通常運転条件に影響を与えることなく ATCR が導入できる見通しが得られた。一方で PWR の場合には、Gd_2O_3や Eu_2O_3の濃度を高めた ATCR を利用することで、現行の Ag-In-Cd 合金制御棒に比べ、より高い反応度価値を確保することも可能となる。

4. まとめ

冷却水や水蒸気と接触した場合においても、高い安定性が期待される中性子吸収材を用いた ATCR の反応度解析を行い、現行軽水炉の通常運転に影響を与えない制御材組成を明らかにした。

参考文献

[1] W. B. Scott, et al., NUREG/CR-4671 (1989) [2] 足立吟也 編者「希土類の科学」科学同人
[3] 平成 27 年度 経済産業省発電用原子炉等安全対策高度化技術整備事業 安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備 成果報告書 平成 28 年 3 月

表 1 ATCR および現行制御棒の全挿入反応度の解析結果

制御材組成	全制御棒挿入反応度[%⊿k/kk']	
	PWR	BWR
Gd_2O_3-67at.%HfO_2 [1]	-5.317±0.004	-
Eu_2O_3-87at.%ZrO_2 [1]	-5.291±0.003	-
Eu_2O_3-67at.%HfO_2 [2]	-	-18.616±0.008
Eu_2O_3-50at.%ZrO_2 [2]	-	-18.501±0.008
Ag-In-Cd	-5.299±0.004	-
B_4C	-	-18.568±0.008

1：ペレット密度=95%TD、被覆管内径=8.72mm、ギャップ幅=0.1mm
2：ペレット密度=95%TD、被覆管内径=4.2mm、ギャップ幅=0.1mm

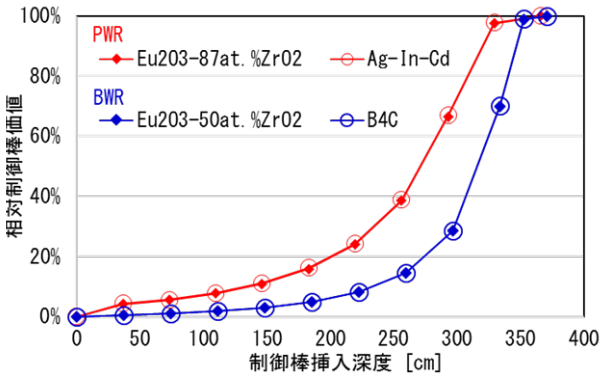


図 1 ATCR と現行制御棒の全挿入反応度に対する挿入深度依存性

*Hirokazu Ohta, Takanari Ogata and Kinya Nakamura
Central Research Institute of Electric Power Industry

過酷事故対応のドライウェル冷却器の開発
（3）ドライウェル冷却器の熱流動解析

Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

(3) Thermal-hydraulics Analysis of Dry-well Cooler

*石田 直行[1]，長田 泰典[1]，串間 有紀子[1]，安藤 浩二[1]

[1] 日立 GE

過酷事故に対応したドライウェル冷却器（DWC：Dry-well Cooler）を開発している。DWC の除熱モデルを汎用熱流体解析コードに組み込み、配管破断時のドライウェル内の熱流動挙動の感度解析を実施した。

キーワード：ドライウェル冷却器、過酷事故、非凝縮性ガス、熱流動解析

1. 緒言

格納容器除熱手段の多様化を目的として、過酷事故対応のドライウェル冷却器（DWC）を開発している。DWC 周囲の流れ場や非凝縮性ガス濃度分布が DWC の除熱性能に影響を与える可能性があるため、汎用熱流体解析コード STAR-CCM+に DWC の除熱モデルを組み込み、三次元解析を行った。

2. 熱流動解析

2-1. 解析体系

図 1 に解析対象とした改良型沸騰水型原子炉のドライウェルと DWC の設置場所を示す（図は 1/2 対称）。上部ドライウェル、下部ドライウェルおよび容積の大きいアクセストンネルを対象とした。上部ドライウェルの 6 ヶ所に DWC を設置し、配管破断事故を想定して、配管破断位置をパラメータとした感度解析を実施した。

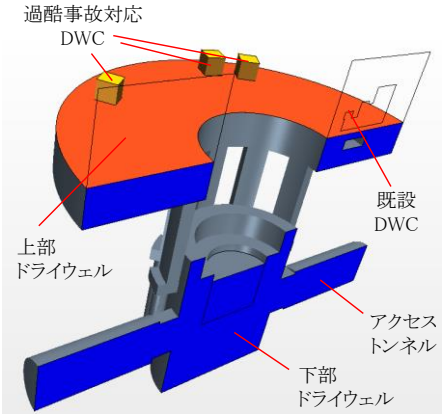


図 1　DWC 配置

2-2. DWC の除熱モデル

前報[1]の要素試験結果から評価した実機 DWC の除熱量を、圧力と非凝縮性ガス濃度の関数を STAR-CCM+に組み込み、計算される除熱量分の蒸気を DWC に割り当てたメッシュから除去することで DWC の挙動を模擬した。

2-3. 解析結果

図 2 に解析結果の一例を示す。DWC 内部での蒸気凝縮により窒素濃度は高くなり、DWC 下部で窒素濃度が高くなっていることから、周囲ガスが DWC 内部を上から下に向かって流れていることがわかる。窒素密度が蒸気よりも大きいため、DWC を通過した窒素濃度の高いガスは下部ドライウェルに移行する。感度解析で実施したすべてのケースで、DWC が設置されている上部ドライウェルの窒素濃度は、ドライウェル全体の平均値よりも低く、伝熱を阻害する窒素が DWC 周囲に偏在することはない。

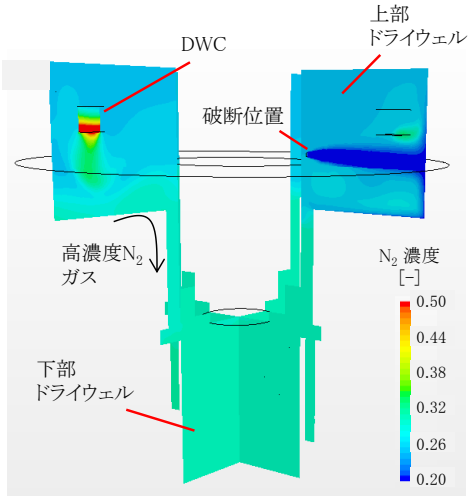


図 2　窒素濃度分布

3. 結論

配管破断と DWC の作動を想定したドライウェル内の三次元解析を実施し、蒸気の流入により、DWC の除熱性能を阻害するような流れや窒素の偏在が発生しないことを確認した。

参考文献

[1] 原子力学会 2016 年春の年会 1I10

*Naoyuki Ishida[1], Yasunori Nagata[1], Yukiko Kushima[1] and Kouji Andou[1]

[1]Hitachi GE Ltd.

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

[2E05-07] Countermeasures against Severe Accident 2

Chair: Kenichi Katono (Hitachi)

Thu. Sep 8, 2016 10:30 AM - 11:15 AM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E05] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] （1.Toshiba corporation）

10:30 AM - 10:45 AM

[2E06] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Masashi Tanabe[1] （1.Toshiba）

10:45 AM - 11:00 AM

[2E07] Sophistication of the filtered containment venting system operation

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.CRIEPI）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
(6)水素処理速度に対する反応材粒径の影響

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(6) Influence of Particle Size on the Reaction Rate of Hydrogen Treatment

*山田昂[1]，藤原竜馬[1]，香月亮二[1]，岩城智香子[1]，柳生基茂[1]，岡村雅人[1]，田邊雅士[1]
[1]株式会社　東芝

シビアアクシデント直後に格納容器内に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。MnO_2成型体の水素処理速度を向上させるため、径を従来のφ2.0mmからφ0.2mmまで小さくし、水素処理速度への影響を評価した。φ1mm以下のMnO_2成型体で水素処理速度が向上することを確認した。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

1. 緒言

水素処理システムの開発に向けて、システムに適用可能な金属酸化物の水素処理特性を評価している。前報[1]ではφ2.0mmの球形に成型したCuO、MnO_2、Co_3O_4の水素処理特性について報告した。この中でMnO_2は、120℃における水素処理への有効性を粉末試験により確認していたが、φ2mmに成型すると期待した反応速度に至らないことが課題であった。本課題に対し、成型体の小粒径化が有効と考え、本報では、MnO_2成型体の粒径をパラメータとして、水素処理速度の向上を検討した。

2. 実験

試験条件を表1に示す。本報では、小粒径化が水素処理速度向上に資するかを確認するための予察試験と、粒径の効果を明確化するためのパラメータ試験を実施した。パラメータ試験では、予察試験に対してより反応が進みにくく水素処理速度の差が大きくなる水素濃度5vol%にて試験した。使用した試験装置構成を図1に示す。装置は連続流通式であり、水素、窒素、水蒸気の供給部、加熱器、混合器、反応部、分析部から構成される。MnO_2成型体を転動造粒法によって所定の粒径に成型後、反応部に充填した。その後、水素と窒素の混合ガスを流通することで試験を開始した。分析部のガスクロマトグラフ、質量分析計により反応部前後の水素濃度を測定し、以下の式により水素処理速度を評価した。

水素処理速度(g/sec/m^3)=

$$\frac{\text{反応前水素流量(g/sec)}-\text{反応後水素流量(g/sec)}}{\text{反応材体積(m}^3\text{)}}$$

表1　試験条件

試験項目	予察試験		パラメータ試験		
粒径(mm)	1.0	2.0	0.2	0.5	1.0
充填体積(cm^3)	6.3	5.7	16.8		
反応開始温度［℃］	120		120		
水素濃度[vol%]	10		5		
窒素濃度[vol%]	90		95		

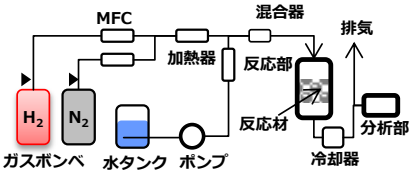


図1　試験装置構成

3. 結果

試験結果を図2に示す。予察試験の結果から120℃ではφ2mmで反応速度が遅くφ1mmとすることで反応が進行することを確認した。反応が確認されたφ1mm以下の粒径にてパラメータ試験を実施した。その結果、予察試験よりも水素濃度が低く反応が進みにくい環境においても反応が進行し、小粒径ほど速度が向上することを確認した。これらの結果から、小粒径化により120℃における水素処理システムの成立に見込みを得た。

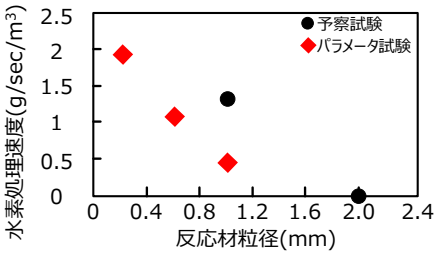


図2　水素処理速度の粒径依存性

4. 結言

φ1mm以下のMnO_2成型体で120℃の水素処理速度が向上することを確認した。今後、運転条件など水素処理システムの成立性を踏まえ、圧損などを考慮することで、水素処理システムに適用するMnO_2成型体の粒径を決定する。

なお、本件は経済産業省平成26年度および27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

参考文献

[1] 2016年原子力学会（春の年会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(4)反応材の水素処理速度の検討」

*Akira Yamada[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki, Chikako Iwaki[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION.

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
（7）反応材粒子径が反応器水素処理特性に与える影響

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(7) Diameter Influence of Reactant on Hydrogen Processing Characteristics of Reactor Unit

*岩城智香子[1]，藤原竜馬[1]，香月亮二[1]，山田昂[1]，柳生基茂[1]，岡村雅人[1]，田邊雅士[1]
[1]（株）東芝

シビアアクシデント直後に発生する大量の水素を金属酸化物で処理する水素処理システムを開発している。MnO_2成型体の反応速度を向上させるため、径を従来のφ2.0mmからφ0.2mmまで小さくし、反応器の水素処理性能への影響を試験した。MnO_2とCuOを積層させた試験により、水素処理性能向上が確認できた。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

1. 緒言

シビアアクシデント時の水素処理装置開発において、これまでφ2.0mmの球形に成型した金属酸化物を充填した水素反応器の水素処理特性を試験してきたが、MnO_2の反応速度が小さいため反応器内の温度上昇が十分でなく、継続的に水素処理できないことがわかった[1]。そこで反応速度増大を目的に、MnO_2成型体の粒径をφ0.2～1.0mmの範囲で小さくして反応器試験を実施し、使用する粒径を決定した。また、この粒径のMnO_2の上部にCuOを積層した反応器試験により、水素処理性能の向上を確認した。

2. 反応器特性試験

2-1. 試験装置および試験体

試験装置は主に、水素と窒素を所定の流量比で混合する混合器、混合ガスの予熱器、反応器試験体より構成される。反応器試験体は内径65.9mm、高さ600mmのステンレス管で、内部にMnO_2を充填し、粒子径をφ0.2, 0.5,1.0mmとして試験した。反応器内の流れ方向18か所に31mm間隔で挿入した熱電対で温度計測し(図1)、反応器入口・出口に水素濃度計を設置した。本試験結果からMnO_2の粒径を決定し、次にMnO_2の下流側にCuOを積層させた二層状態での水素処理性能を試験した。

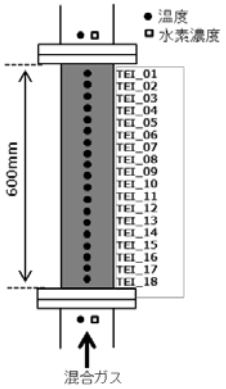


図1 反応器試験体計測

2-2. 試験結果

φ1.0mmのMnO_2を充填し、圧力0.15MPa、入口水素濃度5%で試験した結果を図2に示す。反応器内部の高温域は上流から下流に時系列で移行し、最下流まで反応が進行することが確認できた(図2)。一方、同条件でφ0.5mmのMnO_2で試験したところ、ガス供給後35minで温度450℃に達した。φ1.0mmでも反応が最下流まで進行すること、φ0.5mm以下では反応器が過熱し圧力損失も増大することから、反応器充填に適した粒径をφ1.0mmに決定した。次に、φ1.0mmのMnO_2の下流にφ2.0mmのCuOを高さ300mmづつ充填して試験した。圧力0.15MPa、入口水素濃度10%の条件で試験したところ、CuOの最下流まで反応が進行し、反応器全体の金属酸化物が有効に活用できることがわかった(図3)。また、出口水素濃度もガス供給後20min後に0vol%となり、反応器を通ることで水素が完全処理された。

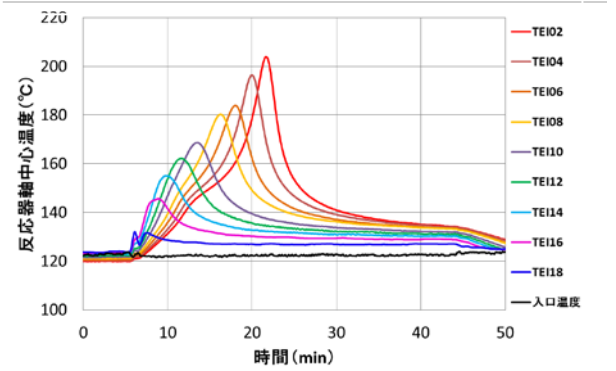


図2 反応器内温度分布変化（MnO_2）

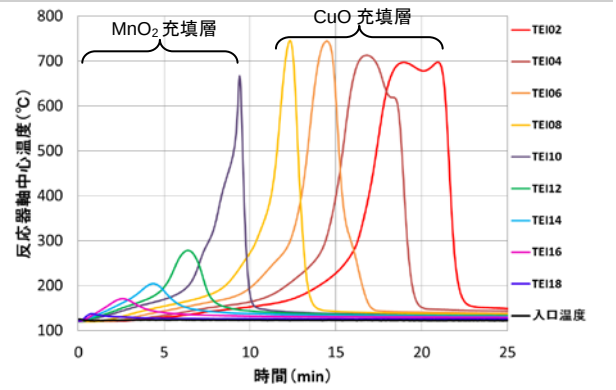


図3 反応器内温度分布変化（MnO_2＋CuO）

3. 結論

MnO_2成型体の従来のφ2.0mmから小さくしたところ、φ1.0mmにすれば成型体の最下流まで反応が進行することがわかった。また、φ1.0mmのMnO_2とφ2.0mmのCuOを積層した試験でも反応器最下流まで反応が進行し、小粒径化による反応促進が確認できた。

なお、本件は経済産業省平成27年度発電用原子炉等安全策高度化技術基盤整備事業(シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備)の成果の一部である。

参考文献

[1] 2015年原子力学会（春の大会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(5)反応器の水素処理特性試験」

*Chikako Iwaki[1], Ryoma Fujihara[1], Ryoji Katsuki[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1] and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA Corporation

フィルタベントシステムの運用高度化
（7） 液性とヨウ素除染性能の関係

Sophistication of the filtered containment venting system operation

(7) Relationship of a liquid property and an iodine decontamination performance

*金井 大造[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

過酷事故対策として格納容器フィルタベントシステム(FCVS: Filtered Containment Venting System)の導入が進められている。FCVS の除染性能(DF: Decontamination Factor)の運用高度化を目的として、スクラバ水溶液の水素イオン濃度指数（pH）がヨウ素（I_2）除染性能に及ぼす影響を実験により評価した。

キーワード：フィルタベント，ヨウ素，除染係数，pH

1. 緒言 FCVS は過酷事故時に格納容器内を減圧するとともに、放射性物質の外部放出量を低減させるために使用されるが、事故シナリオや運用条件に応じて DF が変化する可能性がある。FCVS を最大限活用し、放射性物質の放出量を最小とするためには、DF を精緻に把握する必要がある。FCVS によるヨウ素除去の場合、吸収液の水素イオン濃度指数（pH）が重要である。本報では、大気圧条件の実験から得られたヨウ素 DF と pH の関係を報告する。

2. 実験方法 試験部は内径 500 mm、高さ 8 m の鉛直円筒管であり、出口は大気開放である。キャリアガスとして空気（流量 1,000 L/min）を内径 50 mm のノズル 1 箇所から放出する。気泡微細化装置としてスタティックミキサを使用した。スクラバ液は 0.2wt%チオ硫酸ナトリウムと 0.5wt%水酸化ナトリウムの混合溶液を基準溶液とした。ヨウ素ガス注入によりスクラバ液が中和され pH は次第に低くなる。広い pH 範囲でのヨウ素 DF 評価のため、水溶液の初期濃度を基準濃度とその 1/2 濃度の 2 条件とした。ヨウ素濃度は誘導結合プラズマ質量分析計を用いて計測した。ヨウ素 DF は入口濃度(1020±409 ppm)と出口濃度から求めた。

3. 実験結果と考察 図 1 にヨウ素 DF に及ぼす pH の影響を示す。液位は 2.0 m である。pH13.1 から pH11 までは、ヨウ素 DF は 3×10^5 付近でほぼ一定もしくは、pH 減少に伴い緩やかに低下する。この時、出口ヨウ素濃度は定量下限程度(0.05 ppm)の値であった。pH11 から pH10 の領域で DF は急激に低下し、pH10 から pH7 以下では再び緩やかに低下した。

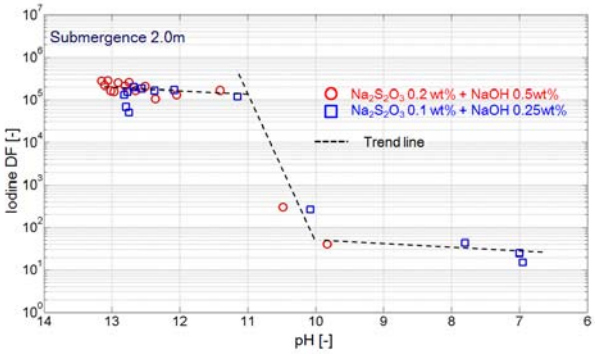


図 1． ヨウ素 DF の pH 依存性

4. 結論 チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムの混合水溶液の場合、pH11 以上でヨウ素 DF は 3×10^5 付近でほぼ一定であり、pH 減少に伴い緩やかに低下する。FCVS でのヨウ素除染性能を発揮するためには pH を 11 以上に維持する必要があることが分かった。

---

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] and Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

本試験は平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）の一部として行ったものである。

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

[2E08-10] Safety Evaluation on LWR 1

Chair: Tatsuya Itoi (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 11:15 AM - 12:00 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E08] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1], Satoshi Ishiguro[1] (1.J-POWER)

11:15 AM - 11:30 AM

[2E09] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1], Kenji Tominaga[1], Akira Yasuo[1] (1.Japan Nuclear Safety Institute)

11:30 AM - 11:45 AM

[2E10] Assessment of Defence in depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2], Satoshi Ishiguro[2] (1.Japan Nuclear Safety Institute, 2.J-POWER)

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価
（1）安全強化対策

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear Power Plant, based on SRS-46
(1) Measures to Reinforce Safety

*宮尾 幸三[1]，小林 哲朗[1]，石黒 智[1]
[1]電源開発

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル 4 の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1]の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46 (Safety Reports Series-46)[2]を用いた。

(1)安全強化対策では，大間原子力発電所の安全強化対策を中心としてシビアアクシデント対策について概説する。

キーワード：INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

1. 緒言

大間原子力発電所では，福島第一原子力発電所事故のみならず最新の科学的・技術的知見等も踏まえた安全強化対策を講じることとしている。その安全強化対策の新規制基準への適合性はもとより，他の客観的な評価を行い安全性向上に繋げることが重要と考え，原子力安全推進協会による SRS-46 に基づいた深層防護レベル 4 の評価を受けた。

2. 安全強化対策と評価対象

図 1 に大間原子力発電所の安全強化対策を示す。

安全強化対策では，地震，津波への対応強化のほか自然現象（火山，竜巻，外部火災等）に対する考慮，内部溢水対策，火災防護対策等の設計基準事故対策の強化及びシビアアクシデント対策の強化を行うこととしている。

今般の評価対象としたシビアアクシデント対策としては，緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための代替制御棒挿入機能，ほう酸水注入系，原子炉の冷却等のための代替高圧注水系，代替自動減圧系，代替低圧注水系（常設，可搬型），代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット），格納容器の破損防止のための代替原子炉格納容器スプレイ系（常設，可搬型），原子炉格納容器下部注水系（常設，可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系，電源喪失時の電源確保のための空冷式非常用発電機，蓄電池，水源として貯水槽，その他にも静的触媒式水素結合装置，放水設備，可搬型モニタリングポスト，緊急時対策所などがある[3]。さらに，自主対策として計画している代替残留熱除去系，格納容器底部のコリウムシールド及び格納容器 pH 制御設備も評価対象とした。なお，安全強化対策の有効性及び対策手順，教育訓練，体制整備等に係る技術的能力についても評価対象とした。

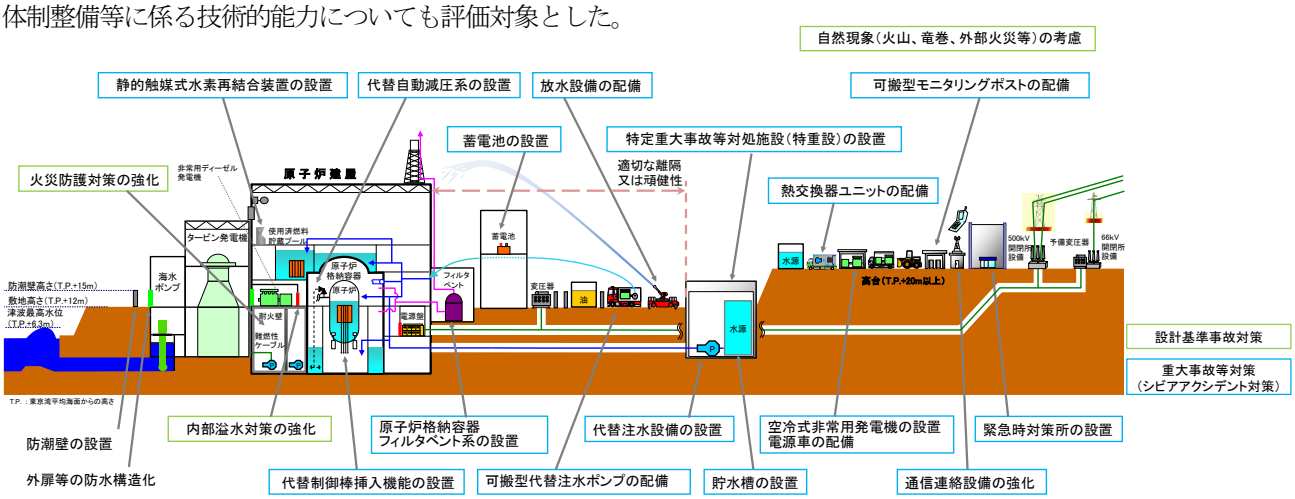


図 1　大間原子力発電所の安全強化対策

参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

[3] 電源開発株式会社,「大間原子力発電所 新規制基準への適合性審査に係る申請の概要について」,第 184 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合,平成 27 年 1 月 20 日

*Kozo Miyao[1], Tetsurou Kobayashi[1] and Satoshi Ishiguro[1]
[1]J-POWER.

大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価 （2）評価方法

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear power Plant, based on SRS-46
(2) Assessment Method

*大谷 昌徳[1]，坂下 元昭[1]，富永 研司[1]，安尾 明[1]
[1]原子力安全推進協会

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル４の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1] の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46(Safety Reports Series-46) [2] を用いた。

(2)評価方法では，SRS-46 に基づく深層防護レベル４の評価手法について概説する。

キーワード：INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

1. 評価対象目標ツリーについて

SRS-46 においては，「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」といった維持すべき基本的な安全機能をより詳細な機能に展開した目標ツリー（Object Tree）毎に，これに対する課題（Challenges），それらを生じさせる根源的なメカニズム（Mechanisms），これらメカニズムの発生を防止するためのプロビジョン（Provisions；対策）が示されている。プロビジョンには，設備・装置に関わるものの他，安全裕度，基準類，作業員の力量，訓練等に関わるものが含まれる。

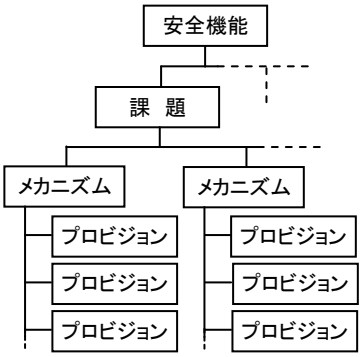


図 SRS-46 の目標ツリーの構成

SRS-46 では，目標ツリー毎に深層防護レベル 1～5 のどれに対応するのか示されており，目標ツリー全 68 項目のうち，本評価では深層防護レベル 4 について，より関連が深い 18 項目の目標ツリーを選定した。

2. 具体的評価方法

大間原子力発電所の対応状況が各目標ツリーに示されているメカニズムの発生防止・影響緩和のために必要なプロビジョンがあるかを検討し，今後検討すべき事項があればこれを抽出する。

大間原子力発電所の対応状況については，発電用原子炉設置変更許可申請書を含む公開資料，非公開の社内資料を用い，現時点の設計等に対して調査を行う。また，保安規定，原子力事業者防災業務計画等は，建設段階にあるため策定されていないものの，法令等に従って既設プラントと同様なものが今後作成されるとして，既設プラントで公開されている保安規定，原子力事業者防災業務計画等を参照する。

本評価においては，原子力安全推進協会は，電源開発の非公開の社内資料からも情報等を得るため電源開発と協働して状況調査等を行い，事業者から独立した立場で評価を実施することとした。

参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

---

*Masanori Ohtani[1], Motoaki Sakashita[1] , Kenji Tominaga[1] and Akira Yasuo[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

大間原子力発電所に対する SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価 （3）評価結果

Assessment of Defence in Depth Level 4 for Ohma Nuclear power Plant, based on SRS-46
(3) Assessment Result

*坂下 元昭[1]，大谷 昌徳[1]，漢人 俊弘[1]，小林 哲朗[2]，石黒 智[2]
[1]原子力安全推進協会，[2]電源開発

大間原子力発電所のシビアアクシデント対策に対し，更なる安全性向上に資するために，深層防護レベル４の評価を原子力安全推進協会が実施し，建設段階におけるプラントの留意事項を抽出した。評価に当たっては，IAEA が個別プラントの深層防護を評価するため INSAG-12[1]の個々の安全原則を目標ツリーの形で体系的に展開した SRS-46(Safety Reports Series-46)[2] を用いた。

(3)評価結果では, 大間原子力発電所の SRS-46 に基づく深層防護レベル 4 の評価結果について概説する。

キーワード：INSAG-12，SRS-46，基本安全原則，目標ツリー，深層防護，安全強化対策

1. 評価結果

大間原子力発電所では，福島第一原子力発電所事故や最新知見を踏まえた安全強化対策として，新規制基準に対応する原子炉格納容器フィルタベント系や代替電源設備等に加えて, 自主的に格納容器 pH 制御設備等の設置を計画している。これらの安全強化対策を含めたシビアアクシデント対策に対して，SRS-46 に基づき大間原子力発電所の充足/非充足を評価した結果，各目標ツリーに対するプロビジョン充足割合は約 70～100％であった。これは, 世界的に見てシビアアクシデント対策が進んでいる欧州 BWR の充足割合（約 70～100%）とほぼ同様の傾向であった。

充足していないプロビジョンについては，そのメカニズム発生防止・影響緩和が可能な他のプロビジョンの有無及び実現性について評価を行い，更なる安全性向上のために今後対応が望ましい検討事項を抽出した。また，充足しているプロビジョンに対しても，運転開始に向けて今後計画的に整備していく設備，組織，教育・訓練等及び規程類についてリストアップを行った。

2. 結　論

大間原子力発電所に対して，SRS-46 に基づいて深層防護レベル 4 の評価を行った結果，世界的に見てシビアアクシデント対策が進んでいる欧州 BWR の評価結果と比較して遜色のないレベルに到達できる見通しを確認すると共に，更なる安全性向上のための検討事項を含む留意事項を抽出した。

電源開発においては，本評価を踏まえ，今後，運転開始に向けての準備を着実に実行し，継続的な安全性向上に努めることが肝要である。

参考文献

[1] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plant 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, 1999

[2] IAEA, “Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants”, Safety Reports Series No.46, Feb.2005

---

*Motoaki Sakashita[1], Masanori Ohtani[1], Toshihiro Kando[1], Tetsurou Kobayashi[2] and Satoshi Ishiguro[2]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]J-POWER

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

[2E11-14] Safety Evaluation on LWR 2

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E11] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*MATSUDA KOSUKE[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] （1.Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2.Tepco Systems Corporation）

2:45 PM - 3:00 PM

[2E12] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*takashi ando[1], Shuhei Matsunaka[2], manabu watanabe[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] （1.Tokyo Electric Power Company Holings,Inc., 2.Tepco Systems Corporation）

3:00 PM - 3:15 PM

[2E13] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], Kousuke Matsuda[1], Takashi Ando[1], Tsutomu Itoh[1], Yoshihiro Ooyama[1] （1.TEPCO Holdings, Inc., 2.Tepco Sysmstems Corporation）

3:15 PM - 3:30 PM

[2E14] Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1] （1.Nuclear Reactor Safety Engineering Group, Nuclear Asset Management Department, TEPCO）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
（1）柏崎刈羽原子力発電所に対する火山影響評価について

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(1)Volcanic effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*松田　紘典[1]，松中　修平[2]，安藤　隆史[1]，渡邊　学[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社
[2]テプコシステムズ株式会社

柏崎刈羽原子力発電所に対する影響評価として、発電所に影響を及ぼす可能性がある火山事象として、降下火砕物を抽出した。プラント運用期間中に敷地内で想定すべき降下火砕物の堆積層厚、粒径及び密度を評価した結果及び原子炉施設に対する影響評価の概要について説明する。

キーワード：火山

1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。自然事象のうち火山については、立地評価及び影響評価の 2 段階の評価を実施した。立地評価では、地理的領域内（柏崎刈羽原子力発電所の半径 160km 圏内）の火山について、活動時期から将来の活動可能性が否定できない火山を抽出し、火砕物密度流や溶岩流といった設計対応不可能な火山事象が発電所運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価し、火山活動のモニタリングの必要性等を検討した。影響評価では、降下火砕物や火山性土石流といった設計対応可能な火山事象の影響可能性を検討し、各火山事象のプラントへの影響を評価した。

本発表では、柏崎刈羽原子力発電所における、立地評価の概要及び発電所に影響を及ぼし得る火山事象として抽出した降下火砕物の想定される堆積層厚、粒径及び密度の評価結果並びにプラントに対する影響評価の概要について説明する。

2. 立地評価の概要及び想定される降下火砕物の諸条件について

柏崎刈羽原子力発電所における地理的領域内の 81 火山から、将来の活動可能性が否定できない火山として 32 火山を抽出した。抽出した火山については、発電所敷地からの距離及び噴出物の分布等から発電所運用期間中に設計対応不可能な火山事象が影響を及ぼす可能性はないと評価した。また既往最大の噴火を考慮しても発電所に影響を及ぼさないと判断できることから火山活動のモニタリングは不要とした。設計対応可能な火山事象についても、同様に評価を実施し、発電所に影響を及ぼし得る火山事象としては降下火砕物のみが抽出された。降下火砕物の想定される堆積層厚の評価にあたっては、過去の噴火規模、発電所との位置関係から「妙高山」「沼沢」「四阿山」「赤城山」「浅間山」「立山」の 6 火山を評価対象火山として抽出し、文献調査や解析コード Tephra2 による評価結果を踏まえ 35cm と設定した。想定される粒径及び密度については文献調査から、それぞれ、8mm 以下及び 1.5g/cm^3 と設定した。

3. 原子炉施設への影響評価の概要について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対する降下火砕物の影響評価として、原子炉停止、炉心冷却、使用済燃料プール冷却に必要な機能への影響を評価した。降下火砕物に対して影響を受ける可能性がある屋外設備（建屋含む）、換気空調系等の外気との接続がある設備等に対し荷重評価やフィルタの交換手順を定める等の防護対策を講じることにより、上記安全機能の多重性又は多様性に影響がないことを確認した。

---

*KOSUKE MATSUDA[1], Shuhei Matsunaka[2], Takashi Ando[1], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Ito[1] and Yoshihiro Oyama[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
（1）柏崎刈羽原子力発電所に対する竜巻影響評価について

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants
(2)Tornado effect assessment for the Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*安藤　隆史[1]，松中　修平[2]，渡邊　学[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社、[2]テプコシステムズ株式会社

柏崎刈羽原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生の観点から類似の地域（以下、「竜巻検討地域」という）において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度等を考慮して、想定される竜巻の規模を設定するとともに、竜巻の風速場モデルとして、地面に置かれた物体への影響をよく表現できているフジタモデルを適用した場合における原子炉施設への影響について評価した。

キーワード：竜巻

1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。自然事象のうち竜巻については、竜巻による風荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重を適切に設定し、原子炉施設への影響を評価する必要がある。

そのため、本発表では、これら荷重を設定する上で前提条件となる想定される竜巻の規模や、適用した竜巻の風速場モデルについて説明するとともに、プラントに対する影響評価の概要について説明する。

2. 想定される竜巻の規模及び風速場モデルについて

竜巻検討地域は、竜巻を発生させる親雲の発生要因（総観場）の分析や、大きな竜巻の発生要因となる環境場の形成のし易さを数値的に示すことができる突風関連指数を用いた分析（図 1）により、北海道から山陰にかけての日本海側沿岸とした。同地域における過去に発生した最大竜巻は F2（50-69m/s）であり、竜巻ハザード曲線における年超過発生確率 10^{-5} における風速は F2（58.3m/s）であるが、日本海側は F スケール不明の海上竜巻が多いことに伴うデータの不確実性や、将来的な気候変動に伴う竜巻発生の不確実性を踏まえ、設計上考慮する竜巻の最大風速は F スケールを一桁上げた F3 の上限値 92m/s と設定した。

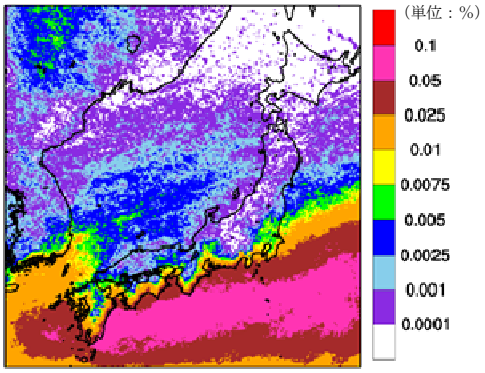


図 1　F3 規模以上を対象とした突風関連指数の同時超過頻度分布

また、風速場モデルとしては、Fujita により実観測に基づき考案されたフジタモデル DBT-77 を適用した。フジタモデルは、NRC ガイド等で採用されているランキン渦モデルとは異なり、接線風速や上昇風速に高さ依存性を有していることから、地面に置かれた物体への影響をよく表現でき、実効性の高い竜巻対策をとることが可能である。

3. 原子炉施設への影響評価の概要について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対する竜巻の影響評価として、原子炉停止、炉心冷却、使用済燃料プール冷却に必要な機能への影響を確認した。竜巻襲来時に風、気圧差又は飛来物の影響を受ける可能性がある屋外設備（建屋含む）、換気空調系等の外気との接続がある設備等に対し影響評価を実施し、必要に応じ防護対策や飛来物の発生防止対策を講じることにより、上記安全機能の多重性又は多様性に影響がないことを確認した。

---

*Takashi Ando[1], Shuhei matsunaka[2], Manabu Watanabe[1], Tsutomu Ito[1] and Yoshihiro Oyama[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
（3）外部事象の重畳に関する検討

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants
(3) The combination of external hazard

*渡邊　学[1]，松中　修平[2]，松田　紘典[1]，安藤　隆史[1]，伊藤　努[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社、[2]株式会社テプコシステムズ

柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき外部事象の組み合わせ（重畳）の検討を実施した。組み合わせを考慮する事象数や規模について整理し、事象が単独で発生した場合の影響と比較して複数の事象が重畳することで影響が増長される組み合わせの影響について検討した。

キーワード：自然現象、外部事象、外部ハザード、重畳、組み合わせ、積雪、落雷、火山、地震

1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故では、津波への防護対策が十分でなく複数の安全設備が同時に機能を喪失した。この反省に立ち、東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、外部事象（自然現象及び人為事象）への防護対策を強化してきた。対策の検討にあたっては単独の外部事象のみならず、複数の外部事象の組み合わせによるプラントへの影響を網羅的に考慮する必要があるとともに、組み合わせが多岐にわたることから合理的に影響を評価する必要がある。本発表では、外部事象の組み合わせによる、東京電力柏崎刈羽原子力発電所のプラントへの影響の評価について報告する。

2. 重畳事象の選定および影響評価について

まず初めに、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず広く文献を調査することにより、検討対象とする外部事象を 85 事象同定した。これらの外部事象のうちプラントに影響を与えるほど接近した場所では発生しない事象等は評価対象から除外し、残りの 32 事象を組み合わせを考慮する外部事象として選定した。

次に、選定した外部事象をさらにプラントへの影響モード（例：津波であれば、浸水の影響、波力及び襲来物の荷重の影響など）まで細分化し、それら全ての組み合わせを影響評価の対象とした。組み合わせを考慮する事象の数は事象の発生頻度の観点から、原則として 2 つまでとした。ただし、降水のように発生頻度が高い事象については、2 事象の組み合わせの全てにさらにその事象の影響を加味することとした。また、積雪と低温のように相関性のある事象については同時に発生しているものとして影響を検討した。組み合わせを考慮した場合に単独の事象よりも影響が増長しないもの、発生する確率が低い組み合わせについては評価不要とした。自然現象同士の組み合わせについては、主事象に対しては設計基準で想定している規模を、副事象に対しては年超過発生確率 10^{-2} の規模を想定した。一方、自然現象と人為事象の組み合わせについては、組み合わせの発生頻度や影響が継続する時間等の観点から影響を評価した。人為事象同士の組み合わせについては、単独の事象よりも影響が増長しないと判断した。

以上により、事象が単独で発生した場合に比べプラントへの影響が増長する外部事象の組み合わせを 27 パターン特定した。これらの組み合わせについて、プラントへの影響を詳細に評価し、原子炉停止、炉心冷却、使用済み燃料プール冷却に必要な機能に対して影響がないことを確認した。

3. 結論

自然現象の重畳の影響を網羅的かつ合理的に検討・評価し、原子炉停止、炉心冷却、使用済み燃料プール冷却に必要な機能に対して影響のないことを確認した。

---

*Manabu Watanabe[1], Shuhei Matsunaka[2], [1]Kosuke Matsuda, [1]Takashi Ando, [1]Tsutomu Ito and [1]Yoshihiro Oyama
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Tepco Systems Corporation

柏崎刈羽原子力発電所の安全評価・対策について
（4）内部溢水事象に対する安全評価

Safety analysis and countermeasures for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.
(4) Internal Flood analysis for Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Plants.

*高橋　直己[1]，大山　嘉博[1]
[1]東京電力ホールディングス（株）

本稿では，外的事象に対する柏崎刈羽原子力発電所の安全性向上に向けて実施した，内部溢水事象に対する影響評価手法及びその結果について示す。また，その評価結果を分析し，安全性を向上させるために必要となる対策について考察する。

キーワード：内部溢水，安全評価

1. はじめに

東京電力柏崎刈羽原子力発電所では，平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，外的事象に対する安全性を向上させるため，様々な安全対策を講じてきた。この一環として内部溢水事象に対しても，基本的な防護方針を定め，様々な標準や基準をベースに決定論的な影響評価手法を確立し，その結果を元に必要な安全対策を実施してきている。本稿では確立した影響評価手法及びその評価結果について示す。

2. 内部溢水影響評価

内部溢水影響評価は，防護対象設備の抽出，溢水区画及び区画間の伝播経路の設定，溢水源の設定により，評価に必要となるプラントデータを整理した上で，溢水が発生した場合の影響範囲を算出して各溢水シナリオを定め，プラントの安全機能への影響を確認する。溢水の発生要因としては，単一的な配管の破損や消火に伴う放水，地震等自然現象に起因するものを想定する。

各溢水シナリオの影響範囲の算出においては，伝播経路による区画間の連接状況や止水処置を反映した溢水経路モデルを構築し（図 1 参照），発生した溢水による各区画の溢水水位と経路毎の伝播開始高さを比較することで区画間の伝播の有無を判定する。これを溢水の発生区画から最終的な滞留箇所まで繰り返すことで，影響範囲を算出する。

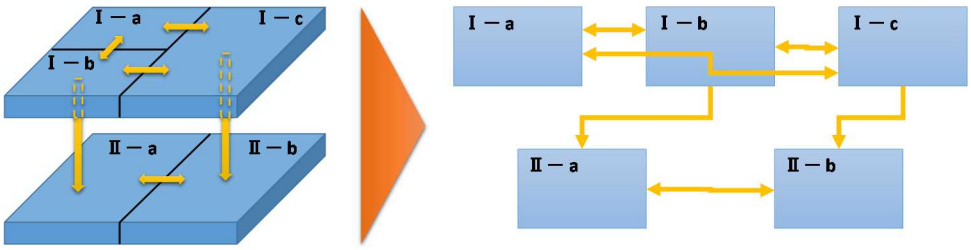


図 1　区画の連接状況と溢水経路モデルの概略図

3. 評価結果及び考察

2.の評価手法を用いて，柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉に対して具体的に内部溢水影響評価を実施し，原子炉の止める，冷やす，閉じ込めるに関連した安全機能，及び使用済燃料プールの給水，冷却機能への影響を確認した。評価の結果，低耐震クラス機器の耐震性確保や溢水源の撤去による溢水の発生防止対策，水密扉や貫通部止水による溢水の拡大防止対策，屋外タンクの隔離運用による影響緩和対策等を適切に組み合わせて実施することで，上記安全機能の多重性又は多様性を確保することが可能であることが確認された。

今後は，これら導入した安全対策の有効性を定量的に確認するため，確率論低安全評価(PRA)を実施していく方針である。

---

*Naoki TAKAHASHI[1], Yoshihiro OYAMA[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

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

[2E15-18] LWR performance duirng an accident 2

Chair: Mamoru Konomura (Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E15] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

3:50 PM - 4:05 PM

[2E16] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

*Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1.Regulatory Standard and Research DepartmentSecretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R))

4:05 PM - 4:20 PM

[2E17] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

Ryuhei Kawabe[1], Toshinori Matsumoto[1], Tomoyuki Sugiyama[1], *Yu Maruyama[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[2E18] Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

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

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
(1)全体計画

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(1) Total plan

*堀田　亮年，秋葉　美幸，森田　彰伸

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

溶融炉心による原子炉圧力容器破損に先行して格納容器内注水を行う対策が国内軽水炉において採用されていることから、全体あるいは部分的に冠水したデブリベッドの形成及び冷却性を評価する解析コードを開発することを目的として実験を含む研究を進めている。

キーワード：重大事故、原子炉圧力容器外、先行注水、溶融炉心、デブリベッド、冷却性

1. 緒言　プール中に落下する溶融炉心は、一部がプール中で細粒化した後に固化し、残りが溶融状態のまま床面に到達して床面上を拡がった後に固化する等して空隙率が非均質なデブリベッドを形成する。デブリベッドの冷却性評価においては、デブリベッド形成過程とデブリベッド内の二相伝熱流動に関する複数の解析モデルを組み合わせ、デブリベッドにおいて発生する崩壊熱の除熱特性を定量的に評価する必要がある。本報告では、関連する現象の素過程の考え方、実験計画及び解析コード開発計画を紹介する。

2. 現象分析と解析コード　図１に示すようにデブリベッド形成に関わる現象群を、溶融炉心放出から始まり、種々のデブリベッド形成過程を経て、準静的に形態が固定されたデブリベッドに落ち着くまでの３段階に分類し、ここに個別現象を割り当てるとともに解析コードのモジュールを対応づける。現在までに、プール中の溶融物拡がりモジュール及び発熱するポーラスメディア内二相流動モジュールの開発を進めている。解析コードの開発を更に進め、複数箇所からの多段階溶融物放出への対応や、水中における溶融物の集積を伴うジェットブレークアップ、流路閉塞による再溶融等、格納容器キャビティ内デブリ冷却性に影響を及ぼす現実的な問題を扱う。

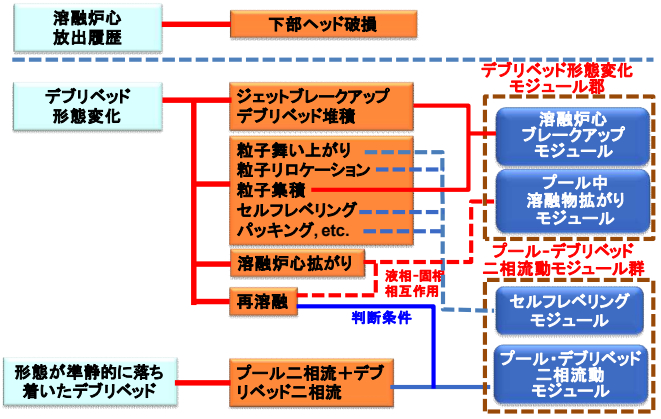


図１　デブリベッド形成現象の素過程とモジュールの対応

3. 新たに実施する実験　これまでに実施されたデブリ冷却実験等の調査を踏まえて、新たに実験的知見を増強すべき３項目の個別現象について、スウェーデン王立工科大学（KTH）の実験装置を用いた以下の実験を実施している。(a)DEFOR-A 装置による大口径のジェットブレークアップ実験、(b)PULiMS 装置を用いたプール内溶融物拡がり実験、(c)REMCOD 装置を用いた溶融物-デブリベッド相互作用実験。このうち、(a)及び(b)については、KTH において実績の豊富な Bi_2O_3-WO_3 の混合酸化物を用いる。REMCOD 装置は、再溶融現象の観察のために新規に製作するものであり、図２に示すように溶融金属の固化酸化物層内への浸透挙動を熱電対及び可視化を含めた計測法により観察する。現在、溶融相の濡れ性を中心に適切な試験材料の組合せを検討中である。

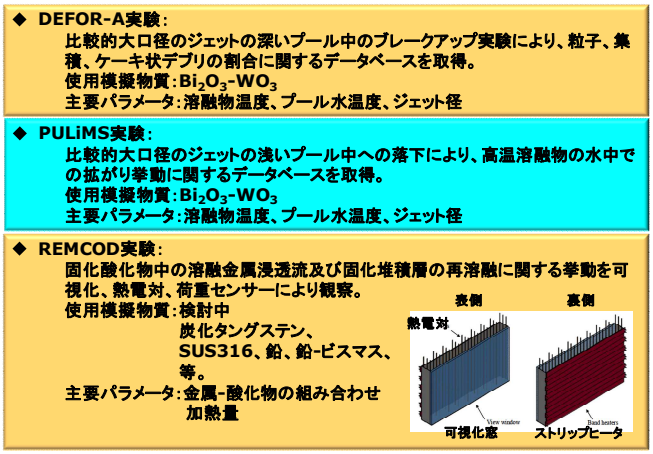


図２　デブリベッド形成に関する個別効果実験

4. 結言　本研究で扱う現象は原子炉圧力容器内のデブリ冷却性にも応用できることから重要度の高いものであり、こうした分野の専門家との情報交換も行いながら研究を進めていく予定である。

* Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba, Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
(2)溶融炉心の床上拡がりに関する実験

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(2) Experiment on underwater liquid melt spreading

*秋葉　美幸，森田　彰伸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

プール水内におけるデブリベッド形成及び冷却性を評価可能な解析コード開発に資するデータ採取を目的とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動を計測する実験計画を立案した。プール水深、サブクール、溶融デブリ過熱度等をパラメータとした実験を現在実施中である。

キーワード：重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

1. 緒言　軽水炉の重大事故時において、キャビティへの先行注水では、プール水中に高温の溶融デブリが落下する場合には、溶融デブリは水との相互作用によって一部が細粒化し、残りは溶融状態のまま床面に堆積する。粒子化せずにキャビティプール内床面に到達した高温溶融物は床面上を拡がり、やがて除熱により溶融物表面にクラストが形成されて拡がりが停止する。この拡がり面積は、溶融物の伝熱面積を決定することからデブリの冷却において重要な因子となる。しかし、水中における高温溶融物の拡がりに関する実験データは、現在、その実験技術の困難さから数点しか存在していない[1]。そこで、本実験に関する経験を有するスウェーデン王立工科大学（KTH）の PULiMS 装置を用いる実験を計画し、水中高温溶融物の拡がり挙動に影響するパラメータ選定及びフェーズ 1 の実験条件を検討した。

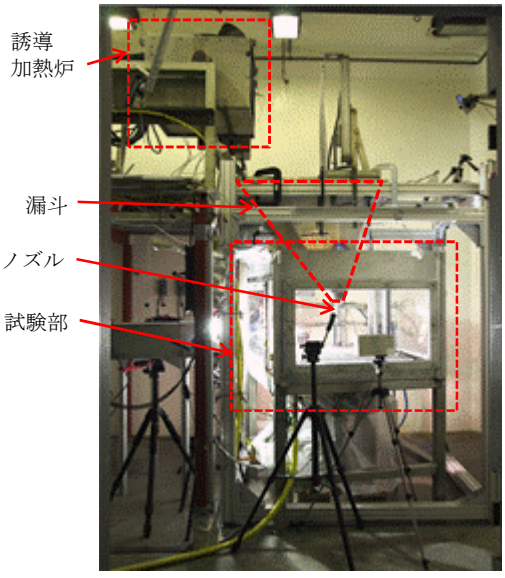
2. 実験装置　PULiMS 装置の外観と試験部底面の熱電対位置を図 1 に示す。装置は拡がり現象を模擬する試験部容器(幅 1m×奥行 1m×高さ 0.8m）と誘導加熱炉で構成される。試験部容器上部に設置された誘導加熱炉で模擬溶融デブリを所定の温度まで加熱し、試験部上部の漏斗へ流入させる。漏斗は下部にノズルを有しており、漏斗に所定のデブリ量が流入するまでプラグによりためる。なお、漏斗には熱電対と重量計が取り付けられており、試験部へ落下する模擬デブリ温度と流量を計測している。また、試験部は底面に、中心から 100mm 間隔の円周状に熱電対が設置され、模擬デブリの拡がり挙動及びデブリの温度変化を計測可能とする。

3. 実験条件　溶融デブリの拡がり挙動に大きく影響するパラメータは、既往実験データとの比較による分析を念頭にして、それぞれ表 1 のように設定した。

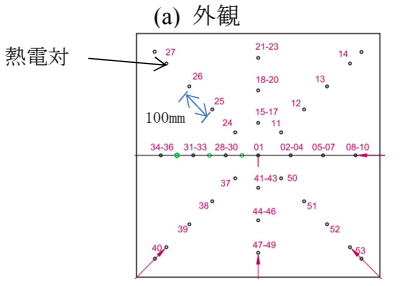
表 1　実験条件一覧

パラメータ	本実験	既往実験
ジェット径	20 mm	20 mm
プール水深	10, 20, 35 cm	20 cm
プール水サブクール度	5～10 K	20～30 K
デブリ材料	Bi_2O_3-WO_3	Bi_2O_3-WO_3, ZrO2-WO3
デブリ過熱度	＜100 K	70～300 K
試験部底部ベースマット	ステンレス鋼（厚さ 10mm）	ステンレス鋼（厚さ 10mm）

なお、“プール水サブクール度”は既往実験より低いが、これは固化を防ぎ、拡がり挙動を計測しやすくするためである。



(a) 外観



(b) 試験部底面の熱電対位置

図 1 PULiMS 装置

4. 結言　プール水内における溶融デブリ拡がり挙動を計測するために PULiMS 装置を用いた実験を計画し、実験条件を選定した。現在、パラメータを順次変えて実験実施し、デブリ拡がり挙動を計測しており、今後結果を報告する予定である。

参考文献　[1] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Poring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, 2012.

*Miyuki Akiba, Akinobu Morita, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
（3）JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がり挙動モデルの改良

Study on Molten Core Coolability under Precautionary Water Injection into Containment Vessel

(3) Improvement of Melt Spread Model in the JASMINE code

川部 隆平，松本 俊慶，杉山 智之，*丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心の格納容器床上での拡がりと冷却挙動を解析するため JASMINE コードの溶融物プールのモデルを改良し、スウェーデン王立工科大学で行われた PULiMS 実験を解析した。

キーワード: シビアアクシデント、JASMINE コード、格納容器内溶融炉心冷却性、溶融物の拡がり、PULiMS

1. 緒言

軽水炉のシビアアクシデント時に圧力容器外へ流出した溶融炉心の冷却性を評価するには、伝熱量を支配する溶融物の拡がりを正確に求める必要がある。このために格納容器床上に存在する水層に落下してきた溶融物の熱的・動的挙動を解析できる JASMINE コード[1]の溶融物プールのモデルを改良した。

2. 改良した解析モデル

2-1. 仮定：対象とする形状・現象は軸対称で近似できるとする。格納容器には水が先行注水されており、そこに落下した溶融炉心は、床面との境界及び水との境界にクラストを形成する。固相の理論密度は液相よりも大きいが、床材又は溶融物中に生じるガスを閉じ込めることにより、上面クラストは溶融物上に浮遊すると仮定する（図 1 参照）。床面は、断熱又は一定温度を保持するとする。

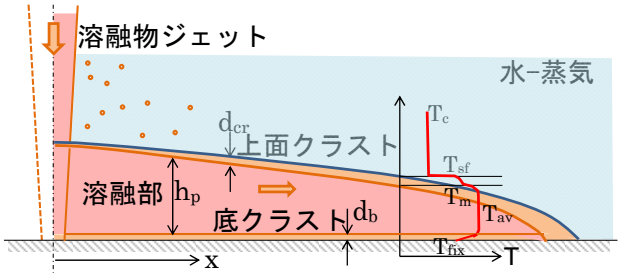


図 1　溶融物の拡がりとクラストの形成の模式図

2-2. 計算式：溶融物の流動は半径方向一次元浅水方程式により計算する。クラストと溶融部との境界の凹凸による流動抵抗の増加を、粗さ係数の導入により考慮できるようにした。溶融物の冷却性については、溶融物・クラスト間の対流熱伝達とクラスト内の熱伝導及びクラスト・水間の膜沸騰・核沸騰熱伝達を考慮する。

3. PULiMS 実験との比較

3-1. 実験体系と手順：比較の対象としたのはスウェーデン王立工科大学で行われた PULiMS 実験[2]である。この実験では模擬溶融物として Bi_2O_3-WO_3 共晶混合物（融点 1143 K, 密度 6876 kg/m^3）を用いた。高周波加熱るつぼで溶融した模擬溶融物を、20 ㎜径の出口ノズルを有する漏斗を介して水プールに落下させた。水プールの初期深さは 200 ㎜、底は厚さ 10 ㎜のステンレス板であり、上部空間は大気に開放されている。

3-2. 実験結果と解析結果の比較：実験において観察された固化後の溶融物の拡がり大きさと面積を、解析による値とを比較した結果を表 1 に示す。また、実験後の固化物の縦断面写真では、上中下部の組織が明確に識別でき、上面クラストが浮遊するとした三層構造モデルが妥当であることを示した。

表 1　実験結果と解析結果の比較のまとめ

実験条件（溶融物量, 初期温度）			実験結果（溶融物拡がり）		解析結果（溶融物拡がり）		面積の比較 解析/実験
番号	質量(kg)	過熱度(K)	寸法(m)	面積(m^2)	寸法(m)	面積(m^2)	
E1	23.4	136	0.43 × 0.32	0.14	0.61	0.292	2.1
E4	46.9	70	0.711 × 0.471	0.30	0.81	0.518	1.7
E6	78.1	179	0.663 × 0.854	0.43	0.80	0.505	1.2

4. 結論

実験観察結果及び測定結果との比較から、解析では拡がり面積を過大に評価することが分かったが、改良モデルで採用した上面クラスト、溶融物、底クラストからなる三層構造モデルが妥当であることを確認した。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 27 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] K. Moriyama, et al.(2008), JAEA-DATA/Code 2008-014

[2] A. Konovalenko, et al., NUTHOS-9, Kaohsing, Taiwan, Sep. 2012, N9P0303

Ryuhei Kawabe, Toshinori Matsumoto and Tomoyuki Sugiyama, *Yu Maruyama, JAEA

格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究
(4) JASMINE コードにおけるジェットブレークアップモデルの改良

Study on molten core coolability under precautionary water injection into containment vessel

(4) Improvement of Jet Breakup Model in the JASMINE code

*松本 俊慶，川部 隆平，杉山 智之，丸山 結

原子力機構

シビアアクシデント時の溶融炉心放出への対策として、格納容器下部への先行注水が検討されている。ジェット状に水中に落下する溶融炉心の冷却性評価手法の高度化のため、JASMINE コードの改良を行った。また、実験の解析を行い、高度化に必要な課題の検討を行った。

キーワード：シビアアクシデント，先行注水，溶融炉心冷却性，ジェットブレークアップ，JASMINE,

1. 緒言

水中へ落下した溶融物ジェットは水との相互作用でブレークアップ（分裂）し、粒子状デブリを放出する。水中での挙動や冷却性に影響を持つブレークアップ粒子径について、JASMINE コードの改良を行った。

2. JASMINE コードの改良

2-1. JASMINE コード

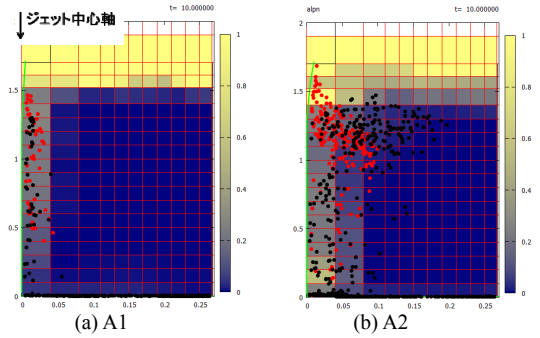
JASMINE コード[1]では 2 次元円筒座標系を扱うが、ブレークアップ粒子についてはラグランジュ型の保存式を解く。粒子は粒子群として扱われ、群内粒子は同一のパラメータを持つ。粒子群が水中に放出される条件を満たしたとき、確率分布に基づくパラメータを備えた粒子群が生成される。

2-2. Rosin-Rammler 分布に従う粒子径生成

過去の実験[2]における粒子径の累積質量分布をよく再現する Rosin-Rammler 分布に従う粒子群を生成するための改良を行った。

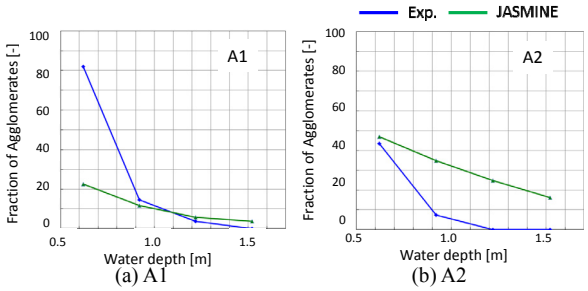
3. DEFOR-A 実験解析

改良したコードを用いてスウェーデン王立工科大学で行われたジェットブレークアップ実験 DEFOR-A[3]の解析を行った。実験の模擬物質は共晶混合物質 Bi_2O_3-WO_3 である。ジェット径（D_j:10–25[mm]）、溶融物過熱度（T_{sup}:78–206[K]）及び、プール水サブクール度（T_{sub}:7–27[K]）を主な条件として A1~A9 の 9 ケースが実施された。4 層のキャッチャーにおいてデブリの捕集が行われ、粒子径やアグロメレーション（液体粒子同士の結合）質量割合などが計測された。



(a) A1　(b) A2

図 1 ボイド率及び粒子群分布図(10 s)



(a) A1　(b) A2

図 2 キャッチャー深さでのアグロメレーション割合と液体粒子割合

3-1. 解析条件

計算領域は 2 次元円筒座標で模擬するために、プールの体積と深さが実験と同一になるようにプールの径を決定した。コードの制約上キャッチャーの模擬はしていない。

3-2. 解析結果

図 1 は A1(D_j=10, T_{sup}=110, T_{sub}=27)と A2(D_j=20, T_{sup}=103, T_{sub}=7)のボイド率及び粒子群の分布図である。実験の観察[3]との比較からボイドの発生や粒子の散らばりが概ね再現されていることが確認できた。図 2 はキャッチャー高さでの落下デブリのうちの液体粒子質量割合と実験でのアグロメレーション質量割合を示す。これらの 2 つの値は相関関係があると考えられるが、サブクール度の小さい（蒸気発生量が大きいと考えられる）ケースではかい離が大きくなる傾向がみられた。

4. 結論

改良したコードにより水プールや発生粒子の挙動は概ね実験を再現したが、蒸気の発生量が大きいケースでは、複雑になるボイドや対流の影響による挙動の再現性に課題があることがわかった。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時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] K. Moriyama, et al. (2006), Nucl. Eng. Des., 236, pp. 2010-2025, [2] K. Moriyama, et al. (2005), JAERI-Research 2005-017,
[3] P. Kudinov, et al. (2013), Nucl. Eng. Des., 263, pp. 284-295.

*Toshinori Matsumoto, Ryuhei Kawabe, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

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

[2E19-24] Improvement of Safety on Spent Fuel Pool

Chair: Kenichi Kanda (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[2E19] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2] （1.JAEA, 2.GNF-J）

4:55 PM - 5:10 PM

[2E20] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:10 PM - 5:25 PM

[2E21] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:25 PM - 5:40 PM

[2E22] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:40 PM - 5:55 PM

[2E23] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

5:55 PM - 6:10 PM

[2E24] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

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

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(7) 被覆管の空気中酸化のモデル化検討

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(7) Investigation for a modeling of the cladding air oxidation

*根本 義之[1], 加治 芳行[1], 小川 千尋[1], 中島 一雄[2], 東條 匡志[2]
[1]原子力機構, [2]GNF-J

使用済燃料プール(SFP)の事故解析を目的とした重大事故解析コードの高度化のため、被覆管材料の空気中での酸化試験を行い、酸化モデルの構築を行った。また長尺被覆管の空気中での酸化試験と、構築した酸化モデルを用いた数値流体力学(CFD)解析の結果の比較により、酸化モデルの検討を行った。

キーワード：使用済み燃料プール、重大事故、燃料被覆管、空気中酸化

1．緒言　SFP 水位低下時の事象解析を目的とした重大事故解析コードの高度化においては、被覆管の空気中での酸化挙動のモデル化及びコードへの取り込みが必要であるが、既存の酸化モデルの多くは炉内水蒸気環境中での酸化に関するものであり、特に国内の被覆管材料に関する空気中酸化モデルはまだ無い。そのため著者らはこれらの材料の空気中酸化モデルの構築及びその検討を行った。

2．試験方法　ジルカロイ 2 被覆管を切断した 20mm 長の短尺試料を用いて熱天秤による約 600℃～1200℃の温度範囲における均熱条件での空気中酸化試験を行い、酸化速度定数等を求め、酸化モデルの構築を行った。また 500mm 長の長尺試料を用いて、赤外線イメージ炉を適用した装置による約 400℃～900℃の範囲での軸方向の温度勾配を与えての空気中酸化試験を行った。また長尺試料の酸化試験を軸対称でモデル化し、試験中の温度分布、空気流量等を再現しての CFD 解析を行った。その際、構築した酸化モデルを適用した酸化層成長の解析等を実施した。

3．結果と考察　図 1 に長尺試料に温度勾配を与えて行った 60 分間の空気中酸化試験の結果を示す。(a)には試験後の典型的な被覆管周方向の断面写真を示す。外表面は全体として緻密な酸化膜に覆われていたが、一部で酸化膜に割れが入り、その下部には多孔質な酸化層の成長が見られた。(b)には酸化試験中の被覆管軸方向の温度分布、CFD 解析での温度分布、試験後の軸方向の各位置での断面観察で測定された、酸化膜の平均厚さ、酸化層の最大深さ、また酸化膜厚さの解析値の分布を示す。特に高温部において、酸化膜厚さの解析値は測定された酸化膜平均厚さよりも大きく、酸化層の最大深さに近い値となった。酸化モデルは熱天秤で得られた短尺試料全体の重量変化データから構築したため、酸化層成長については試料全体での平均値の評価となり、多孔質層の成長についても全体の平均に含まれることになる。また短尺試料と長尺試料の酸化挙動には温度勾配の影響等によると考えられる違いが見られた。これらの結果に関する検討の詳細について講演で報告する。

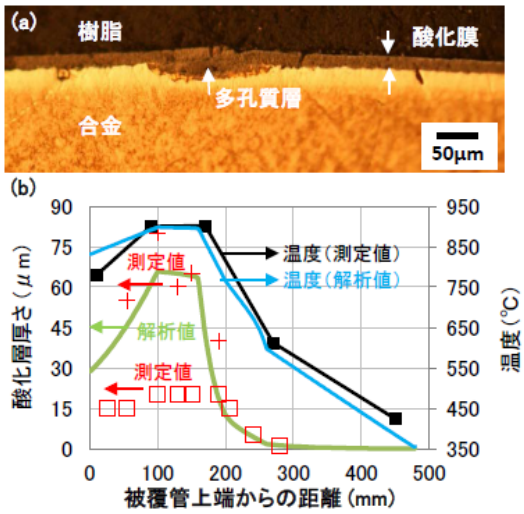


図 1　(a)酸化試験後の長尺試料の断面写真（試験中温度 850℃、上端から 55mm の位置）(b)酸化試験中の温度分布、酸化試験後の酸化層厚さ分布（□:酸化膜平均厚さの測定値、+:酸化層最大深さの測定値、—: 酸化膜厚さの解析値）

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1], Chihiro Ogawa[1], Kazuo Nakashima[2], Masayuki Tojo[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（8）上部タイプレートにおける CCFL 挙動に関する予備試験

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(8) Preliminary Experiment for Evaluation of CCFL Behavior at Upper Tie Plate

永武　拓[1]，劉　維[1]，上澤　伸一郎[1]，小泉　安郎[1]，
柴田　光彦[1]，*吉田　啓之[1]，根本　義之[1]，加治　芳行[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

可搬式スプレイを用いた過酷事故時における SFP 冷却方法に関して重要となる上部タイプレートにおける気液対向流制限（CCFL）に着目し、性能評価解析コードの整備及び検証実験を実施している。本報では、予備試験体を用いて実施し、Wallis の式[1]を基に CCFL 挙動の条件評価が行えることを確認した。

キーワード：SFP，CCFL，スプレイ冷却

1. 緒言

過酷事故時における SFP 冷却方法に関して、可搬式スプレイを用いた方法が提案されており、装置の有効性確認のため冷却性能評価が必要とされている。本研究では、スプレイ冷却に対し重要となる上部タイプレートにおける気液対向流制限（CCFL）に着目し、スプレイ冷却性能評価解析コードの整備及び検証実験を実施している。本報では、予備試験体を用いて実施した CCFL 条件評価試験結果について報告する。

2. 実験結果

予備試験装置の概要を図 1 に示す。ブロア及びコンプレッサにより送り込まれた空気は、矩形断面のアクリル流路の内部に設置された模擬上部タイプレートを通り試験容器に放出される。試験容器内にはスプレイノズルが取り付けられており、上部から水を散布する。模擬上部タイプレート部は、流路面積の縮小を模擬しており、この部分で CCFL が発生する。本試験で用いた模擬上部タイプレートは一辺 50mm のステンレス板に直径 15mm の穴を 16 箇所均等に開けたものである。試験は上部タイプレート部での気相流速が 0.0～8.9m/s の範囲で行った。試験手順はまず下方からの空気流量を設定値に調節しスプレイを噴射する。空気及びスプレイ流量が設定値において安定したことを確認した後、落水量の測定を行った．図 2 に Wallis の式に基づき整理した気相流量及び落水流量の計測結果を示す。気相流速が 2.95m/s 以下（$j_g^{*1/2}$：0.53）以下では落下する液相流量がほぼ一定となっている。これは上部タイプレート部に到達したスプレイ水のほぼ全てが上部タイプレートを通過し下部へ落下しているためである。また気相流量を上げると、落水流量が減少する。この領域において CCFL が発生し、上部タイプレートに到達したスプレイ水の一部のみが下部へ落下する。図 2 中の傾向線はこの CCFL 領域に対応する Wallis の式を示しており、この結果より、実験定数は m=-3.50(勾配)，C=0.96(切片)となり、本試験体系において CCFL 条件は Wallis の式で整理できることを確認した。

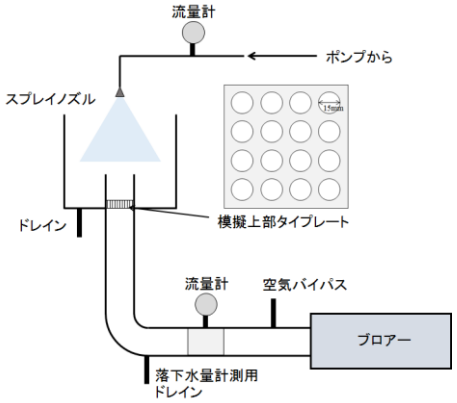


図 1　試験装置概要

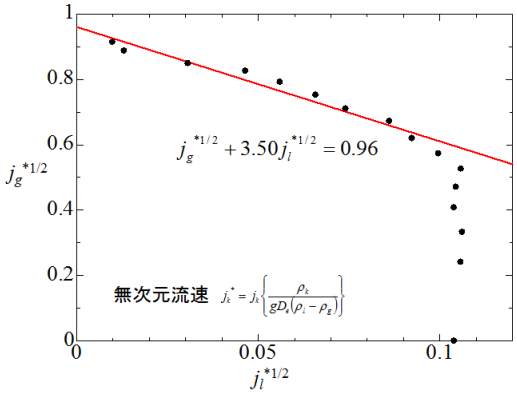


図 2　Wallis の式に基づく気液流量

3. 結言

SFP スプレイ冷却性能評価に関して、CCFL 条件評価を目的とした予備試験を実施した。試験により得た結果を Wallis の式に基づき整理することにより、Wallis の式により実験結果を整理できることを確認した。また実際の上部タイプレート形状に対応できる知見を得るため、今後は穴径や形状を変化させた上部タイプレートを使用した際の実験定数の評価方法確認を行う予定である。

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献

[1] Wallis, G. B., One Dimensional Two-Phase Flow, McGraw　Hill, New York (1969).

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

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(9) 3 次元解析手法による BWR 燃料の定常熱伝達解析手法による温度評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(9) Temperature evaluations of BWR fuels by three dimensional steady-state heat transfer analyses

*後藤 大輔[1]，東條 匡志[1]，小林 謙祐[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

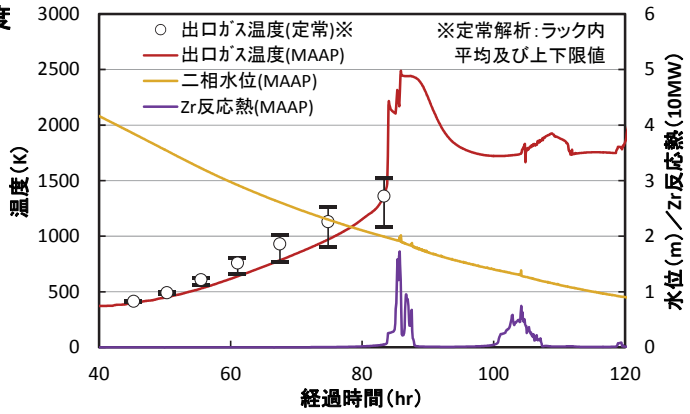
[1]GNF-J，[2]日本原子力研究開発機構

昨年報告した BWR 使用済燃料ラック体系の定常熱伝達解析手法[1]を用いて、シビアアクシデント解析手法 MAAP との比較、及び使用済燃料の配置に依存した燃料被覆管温度評価を行い、使用済燃料プール（SFP）水位低下時の燃料温度抑制に有効な配置の考え方を検討した。

キーワード：SFP, BWR，定常熱伝達解析，燃料温度

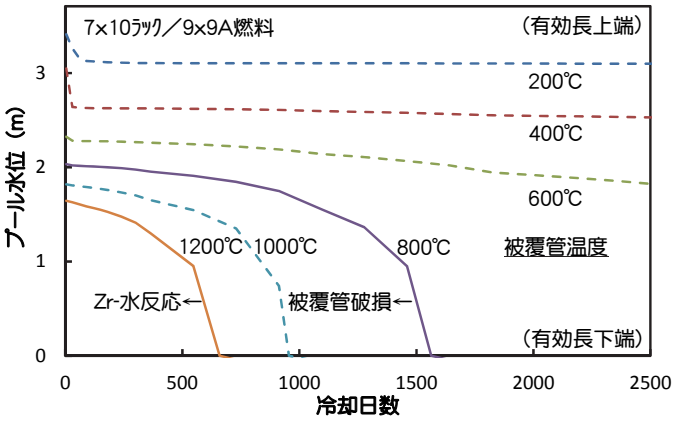
1. MAAP との比較

11x11 配列稠密ラックに対する SFP 水位低下事象の MAAP 解析結果から、プール内雰囲気温度を入力として定常温度解析を実施した。両者でモデル化されている解析体系は大きく異なるが、Zr 酸化反応が生じるまでの時間において、MAAP の評価温度は、定常解析によるラック内温度分布の範囲内にほぼ収まった。



2. 被覆管最高温度の傾向分析

7x10 及び 11x11 配列稠密ラックについて、使用済燃料の取出後冷却日数と、SFP 水位をパラメータとして、網羅的な被覆管最高温度解析を実施した。取出直後において被覆管最高温度はほぼ水位だけで決まり、急速に低下する崩壊熱にほとんど依存しない。その一方で、数年後に崩壊熱がある程度低下したところで、被覆管最高温度は急速に低下する。



このため、例えば 7x10 ラックに 9x9 燃料を装荷する場合、全ての BWR が停止してから 5 年以上が経過する現在においては、いかなる SFP 水位でも燃料温度は 800℃に達しないという結論が得られた。

3. 異なる冷却期間の燃料の混在配置

以上では包絡的な崩壊熱をもつ使用済燃料が装荷されている場合を仮定したが、冷却期間が異なる燃料を混在配置させることにより、崩壊熱が高い燃料の被覆管温度を効率的に抑制可能であることも示した。高崩壊熱燃料を混在させた配置方法として、代表例とされるチェッカーボード状などのほか、ラック四隅から最外周に沿って装荷してゆく配置方法は有効性が高いと考えられる。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2015 年秋の大会」F03 使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究(3)崩壊熱特性と事故時の被覆管温度評価, GNF-J 後藤他

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

* Daisuke Goto[1], Masayuki Tojo[1], Kensuke Kobayashi[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(10) BWR 燃料のチャンネルボックス内外の水位差が臨界に及ぼす影響評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(10) Effects on criticality due to the differences of water level between in and out of channel box of BWR fuel

*小林 謙祐[1]，東條 匡志[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J，[2]日本原子力研究開発機構

BWR の角管ラックにおいては，部分水位となった場合，チャンネルボックス内外の水位差により，実効増倍率が大きくなる影響が指摘されている。現実的な BWR 燃料の様々な照射状態を仮定し，比較的低圧状態まで試験されているボイド相関式により，チャンネルボックス内のボイド率や内外の水位差を評価し，これらの水密度条件を考慮したモンテカルロ臨界解析により，水位差の影響を評価した。

キーワード：SFP，臨界，水位差

1. 緒言

使用済み燃料プールで用いられる SUS 角管型ラックにおいて，プール冷却機能喪失による冷却水蒸発でチャンネルボックス内外に水位差が生じ，それにより臨界リスクが増大することが報告されている[1]。本評価では，現行の使用済み燃料プールを模擬した体系で水位差による影響を評価し，その結果を報告する。

2. 評価方法

ウラン/MOX 燃料混在 BWR5 平衡炉心で 1 サイクル燃焼したウラン燃料を SUS 角管型ラックに格納した体系で増倍率評価を実施した。チャンネルボックス内水位及びボイド率分布は，比較的低圧状態まで試験されている修正 Zuber-Findlay 相関式[2]及び崩壊熱の軸方向分布に基づき，設定したチャンネルボックス外水位に対して導出した。図 1 にチャンネルボックス外水位が燃料有効長下端から 250cm の時のチャンネルボックス内水位とボイド率分布を示す。図 2 に様々なチャンネルボックス外水位における増倍率評価結果を示す。

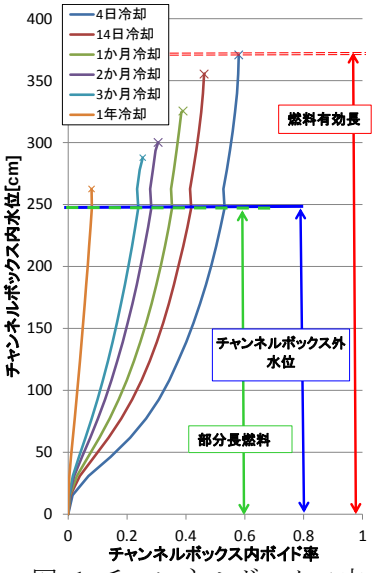


図 1 チャンネルボックス内水位とボイド率分布

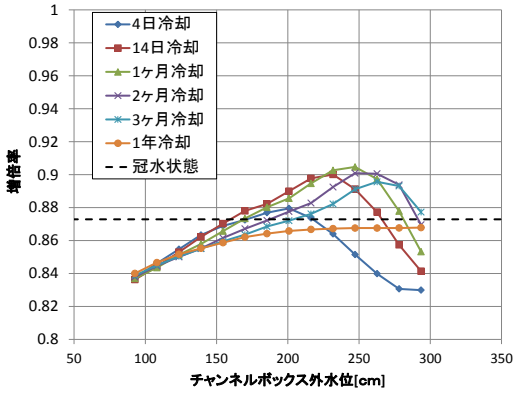


図 2 増倍率の評価結果

3. 結論

図 2 より，チャンネルボックス内外の水位差による影響は，通常の冠水状態に対して最大で 3%dk 程度であり，未臨界を維持できることを確認した。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2014 年春の年会」O35 BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究[1]事故条件下での臨界評価,JNES,酒井他

[2] (株)GNF-J,「炉心核熱水力特性解析システムシステム全般」,GLR-005(平成 27 年 4 月)

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

---

* Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（11）MAAP を用いた SFP スプレイ及び代替注水の冷却特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(11) Evaluation of Cooling Characteristics of SFP Spray and Alternative Water Injection with MAAP Code

*西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，曽我 昇太[1]，西 義久[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]

[1]電中研，[2]原子力機構

重大事故解析コード MAAP5.03 を用い、使用済燃料貯蔵施設（SFP）における冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、スプレイ注水あるいは代替注水を実施した際の冷却特性を明らかにした。

キーワード：SFP，スプレイ，代替注水，MAAP

1. 緒言

2013 年 7 月に施行された新規制基準では、原子炉に加えて SFP を対象とした安全対策の実施とその有効性評価が要求されている。前報[1]では、MAAP5.03 を用いて SFP での冷却機能喪失事象等を対象とした事故進展解析を実施し、SFP の初期水位及び使用済燃料集合体の崩壊熱が被覆管破損時間や水素生成量に及ぼす影響を定量的に評価した。本報では、SFP の安全対策としてスプレイあるいは代替注水を実施した際の冷却効果を MAAP5.03 により評価する。

2. 評価対象プラント及び解析条件

評価対象は前報[1]と同様（国内 BWR プラント SFP、1100MWe 級 S 格子型燃料集合体）とした。冷却水瞬時全量喪失事象を対象としたスプレイ注水解析では、スプレイ開始時間をパラメータとし、事象開始から 5 時間後まで 6 水準を評価対象とした。冷却機能喪失と冷却水漏えいの重畳事象を対象とした代替注水解析では、注水開始時間をパラメータとし、事象開始後 17～22 時間までの間で 6 水準変化させて、被覆管破損防止が可能となる条件を調べた。

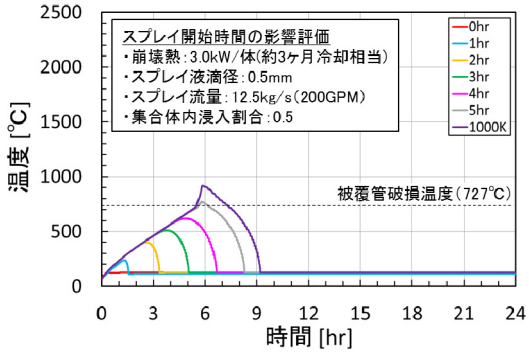


図1 被覆管最高温度の時刻歴（スプレイ注水）

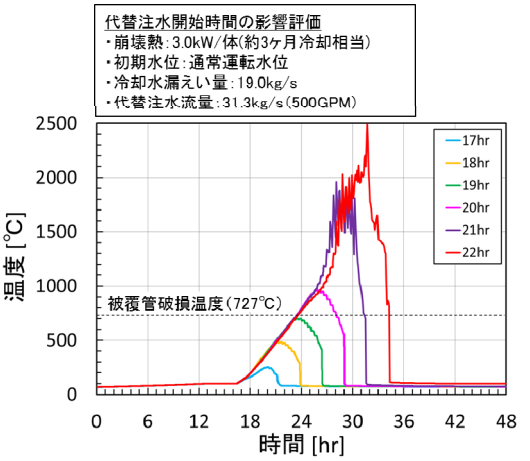


図2 被覆管最高温度の時刻歴（代替注水）

3. 結果と考察

本報で評価対象とした SFP 体系及び崩壊熱条件（3.0kW/集合体）では、事象開始から 4 時間以内に 12.5kg/s（200GPM）のスプレイ注水を開始すれば被覆管破損は回避された（図 1）。一方、事象開始から 5 時間以降にスプレイを開始するケースでは、スプレイ開始時点における被覆管温度がすでに約 700℃に達しているため、燃料棒上端から流下するスプレイ液膜によって燃料棒全体の冷却が達成される前に被覆管破損温度に至った。

冷却機能喪失と冷却水漏えい（漏えい流量 19.0kg/s）の重畳を想定した場合、プール水位は事象開始から約 15 時間で燃料有効部上端（TAF）に達するが、その後 4 時間以内に 31.3kg/s（500GPM）の代替注水を開始すれば、燃料が再冠水して被覆管の破損は回避された（図 2）。

参考文献

[1] 西村他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、F04.

本研究は、経済産業省の「平成 27 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Shota Soga[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究

（12）改良 SAMPSON を用いた冷却機能喪失事象解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(12) Loss of Coolant Accident Analysis by improved SAMPSON Code

*森田　能弘[1]，鈴木　洋明[1]，内藤　正則[1]，根本　義之[2]，加治　芳行[2]
[1]エネ総工研，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では SAMPSON の既存のモジュールに、使用済燃料プールの冷却機能喪失事故時に特有なモデルを追加して事象の解析を進めている。本発表ではプール建屋全体のモデル化、Zr-空気酸化反応モデルの追加など、発生が想定される事象を模擬できるよう改良したコードを用いた解析結果を紹介する。

キーワード：使用済燃料プール、重大事故、安全性向上、SAMPSON、シミュレーション

1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)には炉心よりも多くの燃料集合体が保管されている場合があり、重大事故の発生による冷却機能の喪失時(LOCA)における SFP の事象を解析、評価することは安全性を評価する上で重要である。本研究では過酷事故解析コード SAMPSON のモジュールを改良し、SFP の LOCA 事象を想定したモデルを作成して事象の解析を行った。発表ではプール建屋全体のモデル化、SFP の LOCA 時に特有な Zr-空気酸化反応モデルの追加など、コード改良の内容を報告する。また、改良コードを用いた解析結果を紹介する。

2. 解析モデル

解析モデルを図 1 に示す。崩壊熱の条件としては、冷却期間 1 週間、2 週間、4 週間の燃料集合体(各 400 体×3＝1200 体)を設定した。今回の解析では燃料棒の存在する SFP 下部の他に SFP 中部及び SFP 上部をモデル化した。また、SFP 上部のブローアウトパネルから圧力差により環境への経路が生じるようにモデル化した。

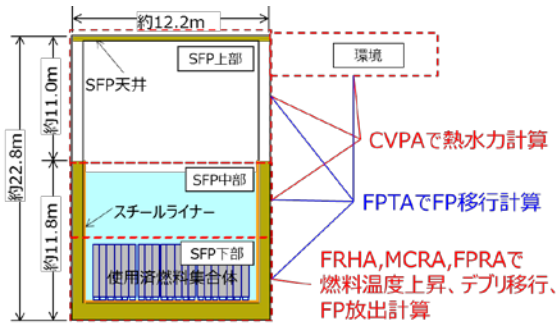


図 1 使用済み燃料プール解析モデル図

3. 解析結果・考察

今回の解析では事象進展を速めるため、初期水位を燃料集合体の中間の高さに設定した。その結果、燃料棒は約13500秒で溶融破損に至った。また、Zr-空気酸化反応モデルに実装した被覆管のひび割れによる酸化反応速度の挙動変化(Break-Away)が発生し、被覆管温度の急上昇を確認することができた。しかし、全体的な温度上昇の挙動が遅いことも確認された。今回の解析ではSFP中・上部のモデルが粗く温度分布が均一化され、ブローアウトパネル開放後にSFP下部により低温のガスが流れ込んでしまったと考えられる。そのためSFP中・上部について詳細なモデル化を行う必要があると考えられる。本研究は、経済産業省の「平成27年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

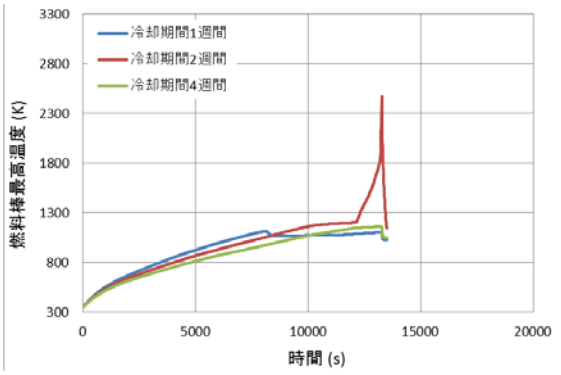


図 2　改良コードによる燃料棒被覆管最高温度

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

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

[2F01-05] Vitrification 4

Chair: Kenji Noshita (HGNE)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

Kenji Takeshita[1], *Makoto Nishikawa[1], Kota Kawai[1], Yoshio Nakano[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3], Jun Onoe[1] （1.Nagoya university , 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Osaka city university）

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*YUKI Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] （1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology）

10:00 AM - 10:15 AM

[2F04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Jun Onoe[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] （1.Nagoya University, 2.Tokyo Institute of Technology）

10:15 AM - 10:30 AM

[2F05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Hideharu Takahashi[3], Yusuke Inaba[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Inspection Development Company, 3.Tokyo Institute of Technology）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化体の高品質化・発生量低減の為の白金族元素回収プロセスの開発
(12)模擬高レベル廃液成分のホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解現象の評価

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(12) Evaluation of Solubility and Diffusion Behavior of Simulated High-level Liquid Waste Components into Borosilicate Glass

*西川真，川合康太，竹下健二，中野義夫
東京工業大学院

白金族元素回収/ガラス固化体一括プロセスでは、白金族元素・モリブデンを回収する分離剤としてフェロシアン化アルミニウムを用いている。その結果、分離剤からアルミニウムが溶出し、高レベル放射性廃棄物に混入することが予想される。本研究では、昇温に伴う模擬高レベル廃液（sHLLW）の分解およびガラス固化現象解析の手法[1]を用い、アルミニウムを含む sHLLW について、sHLLW の熱分解反応速度解析、相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化、溶融ガラス中に存在する白金族元素の分散状態の分析結果を基に、アルミニウム含有 sHLLW のガラス溶融炉におけるダイナミックスを検討した。

キーワード：ガラス固化体、高レベル廃液，ホウケイ酸ガラス、拡散、溶解

1. 緒言　sHLLW の熱分解反応、ホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解およびガラス化反応は仮焼層内の各温度域で順次進行する．ここでは，sHLLW/Al_2O_3/ホウケイ酸ガラス粉末混合系の昇温に伴う熱分解反応速度解析、相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化、白金族元素の分散状態の観察を行い、sHLLW ガラス固化現象における Al_2O_3 の影響を把握することを試みた。

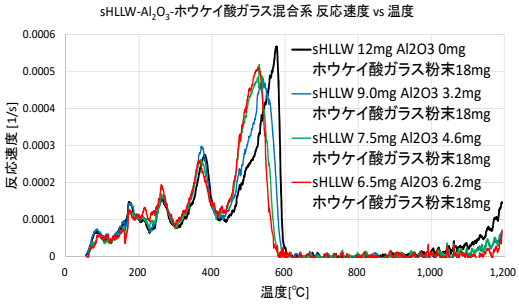


図１．sHLLW/Al_2O_3/ホウケイ酸ガラス粉末混合系での熱分解反応速度 vs 温度マップ

2. 実験　sHLLW/Al_2O_3/ホウケイ酸ガラス粉末混合系において、TG を用いた sHLLW の熱分解反応解析、小型炉と光学系からなる高温観察システムを用いた昇温に伴う相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動のその場観察、さらに溶融ガラス相内における白金族元素の分散/凝集状態の目視観察を行った。

3. 結果・考察　sHLLW/Al_2O_3/ホウケイ酸ガラス粉末混合系の、昇温過程における熱分解反応速度解析結果を図１に、溶融ガラスの状態を図２に示す。Al_2O_3 の sHLLW 熱分解反応への影響は、Al_2O_3 の濃度が高くなると 400℃～600℃における反応温度域が低温側にシフトする（図１）。Al_2O_3 が多くなると、白金族元素の凝集が見られずガラス相内に分散している（図２）。このことは Al_2O_3 共存よる、溶融ガラスの流動性低下によるものと推測される。

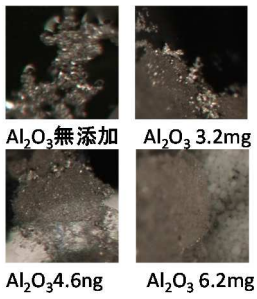


図２．白金族元素の凝集・分散状態（図中の明るい箇所：白金族凝集）

謝辞　本研究は文部科学省、原子力システム研究開発事業により東京工業大学が実施した研究成果の一部である。

参考文献

[1]西川真、川合康太、中野義夫、竹下健二、日本原子力学会 2016 年春の大会、1G04

* Makoto NISHIKAWA, Kota KAWAI, Kenji TAKESHITA, Yoshio NAKANO
Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 (13) 分光実験と第一原理計算による硝酸水溶液中における白金族元素およびモリブデンの化学形態解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(13) Spectroscopic and first-principles calculation analyses of chemical forms of Platinum group metals and Molybdenum in nitric acid solution

*佐藤 俊和[1]，澤田 裕貴[1]，渡邊 真太[1]，中谷 真人[1]，吉野 正人[1]
稲葉 優介[2]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[2]，吉田 朋子[3]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]大阪市立大学

抄録：高レベル放射性廃液ガラス固化プロセスにおける白金族元素及びモリブデン一括回収のためのフェロシアン化物ナノ粒子の吸着特性に関する研究を行っている。本発表では，分光実験および第一原理計算解析により，硝酸水溶液中における白金族元素およびモリブデンの化学形態を調べたので報告する。

キーワード：白金族元素，モリブデン，第一原理計算，XAFS

1. 緒言：フェロシアン化物ナノ粒子(HCF)を用いて，高レベル放射性廃液(HLLW)から効率的に白金族元素PGMs (Pd, Ru, Rh)およびモリブデン(Mo)を一括回収するためには, HCF への吸着特性を調べる必要がある。また, 吸着特性には HLLW 中における PGMs および Mo の化学形態が影響する可能性が高い。そこで, HLLW と同じモル濃度の硝酸水溶液中における PGMs および Mo の化学形態を XAFS および紫外-可視(UV-Vis)吸収分光および理論計算解析したので報告する。

2. 実験・計算：Mo を硝酸水溶液および純水に溶解させたサンプルとルテニウム(Ru)を硝酸水溶液に溶解させたサンプルについて，XAFS 測定(KEK-PF AR NW10A)を行った。さらに，硝酸水溶液に溶解させた Ru および Mo の UV-Vis 吸収スペクトルを測定(V-630)した。理論計算では Gaussian コードを用いて，DFT 計算により安定構造を，また TDDFT 計算により理論吸収スペクトルをそれぞれ算出し，実験スペクトルと比較することで，硝酸水溶液中での化学形態を解析した。

3. 結果：Fig. 1 に Mo の K-edge XANES スペクトルを示す。Mo を硝酸水溶液および純水に溶解させたサンプルの吸収端位置が MoO_3 粉末（Mo: 6 価, 6 配位）の吸収端位置（図中点線位置）と一致した。また，黒枠で囲んだプレエッジに着目すると，硝酸水溶液中の Mo は MoO_3 粉末と，純水中の Mo は $Na_2MoO_4 \cdot 2H_2O$ 粉末（Mo: 6 価, 4 配位）とそれぞれ一致していることがわかった。以上のことから，Mo イオンの配位数は硝酸水溶液中では6配位であるのに対して純水中では4配位であることが示唆された。紙面の都合で，UV-Vis 分光および計算解析については当日報告する。

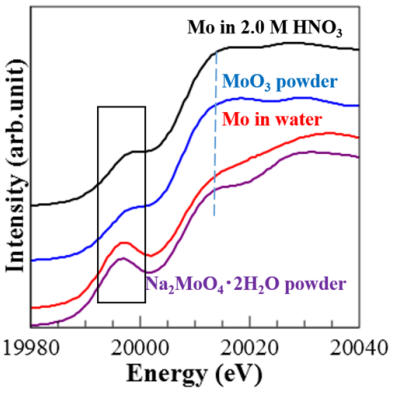


Fig.1 MoサンプルのK-edge XANESスペクトル

4. 謝辞：本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

*Toshikazu Sato[1], Yuki Sawada[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2], Tomoko Yoshida[3] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya university, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Osaka city university

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発 : (14)フェロシアン化物ナノ粒子への 白金族元素およびモリブデンの吸着特性の分光解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object: (14)Spectroscopic analysis of adsorption properties of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*澤田裕貴[1]，佐藤俊和[1]，渡邊真太[1]，中谷真人[1]，吉野正人[1]，長崎正雅[1]，稲葉優介[2]，
高橋秀治[2]，竹下健二[2]，尾上　順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

フェロシアン化物に対する白金族元素およびモリブデンの吸着機構を解明する目的で、赤外全反射分光および紫外可視分光等を用いて吸着前後のフェロシアン化物の構造特性・電子状態を解析したので報告する。

キーワード：フェロシアン化物、白金族元素、赤外全反射分光、紫外可視分光、吸着機構

1. 緒言：ガラス固化プロセスにおいて、高レベル放射性廃液 HLLW に含まれる白金族元素（Pd, Rh, Ru）がガラスメルター壁面に付着すること、モリブデン（Mo）がガラス中にイエローフェーズを形成することが問題になっている。これらの解決策として、我々のグループでは、フェロシアン化物を用いて HLLW から白金族元素および Mo を一括回収する方法を提案している。フェロシアン化物 $M_4[Fe(CN)_6]_3$ は、Fe^{2+}と金属イオン M^{3+}とが CN 基によって架橋されたジャングルジム型構造を有する有機金属骨格体の一種である。このナノ粒子に対する M^{3+}の吸着パターンとして、表面吸着、骨格内部への侵入、および M^{3+}との置換の 3 種類が考えられている。白金族元素および Mo を高効率に吸着するフェロシアン化物を設計するには、各金属イオンの吸着様式の同定とそれらを支配する電子論的因子の解明が不可欠である。そこで本研究では、プルシアンブルー（PB : M^{3+}=Fe^{3+}）に対する白金族元素および Mo、さらにセシウム（Cs）、ナトリウム（Na）の吸着前後の構造及び電子状態解析を行ったので報告する。

2. 実験：各金属イオンを吸着した PB について、赤外全反射分光により、CN 基の伸縮振動を測定した。また、紫外可視（UV-Vis）拡散反射分光により、Fe 金属内遷移および電荷移動（CT）遷移を測定した。さらに、粉末 XRD 測定により、構造、粒径、格子定数の評価を行った。これらの結果について、金属イオン吸着前の PB および試料作製時の吸着実験結果と比較することで構造解析を行った。

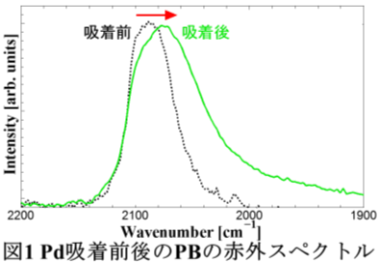


図1 Pd吸着前後のPBの赤外スペクトル

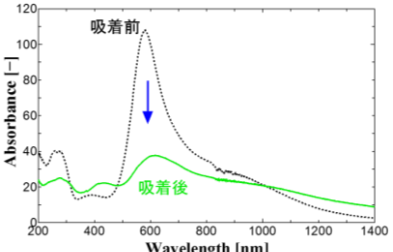


図2 Pd吸着前後のPBのUV-Visスペクトル

3. 結果・考察：図 1 は、Pd 吸着前後の PB の赤外スペクトルである。PB の CN 基伸縮振動のピークは、Pd 吸着により低波数側にシフトしており、半値幅も大きく広がっていることが分かる。この結果は、吸着金属がフェロシアン化物の骨格を成す Fe との置換および表面吸着をすることにより、CN 基の結合長が変化していることを示している。図 2 の UV-Vis 吸収スペクトルでは、Fe^{2+}－Fe^{3+}間 CT 遷移のピーク強度が減少したことから、Pd の吸着でフェロシアン化物骨格を形成している Fe の量が減少していることがわかった。その他構造解析を含め詳細は当日報告するが、同様の解析から Cs と Na はフェロシアン化物骨格内部の空隙に取り込まれる侵入型吸着を示し、白金族元素と Mo は主にフェロシアン化物骨格構造の Fe^{2+} や Fe^{3+}と置換型吸着をしている結果が得られた。

4. 謝辞：本研究は、文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。

*Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya University, [2]Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発：(15)第一原理計算によるフェロシアン化物ナノ粒子への白金族元素およびモリブデンの吸着機構の解析

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object: (15) First-principles calculation analysis of adsorption mechanisms of platinum group metals and molybdenum to ferrocyanide nanoparticles

*渡邊 真太[1]，澤田 裕貴[1]，佐藤 俊和[1]，中谷 真人[1]，
稲葉 優介[2]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

白金族元素およびモリブデンに対して高い吸着能を有するフェロシアン化物を設計するためには、それらのイオンのフェロシアン化物への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、白金族元素およびモリブデンのプルシアンブルーへの吸着機構について、第一原理計算による理論解析を報告する。

キーワード：フェロシアン化物，白金族元素，第一原理計算，吸着機構

1. 緒言: 我々のグループでは、フェロシアン化物ナノ粒子を用いて、ガラス固化プロセスの前段階で高レベル放射性廃液から白金族元素(PGMs)およびモリブデン(Mo)を一括回収する取り組みを行っている。効率的な PGMs，Mo の回収のためには、それらの元素のフェロシアン化物ナノ粒子への吸着機構を解明する必要がある。本研究では、フェロシアン化物として代表的なプルシアンブルー(PB)を取り上げ、第一原理計算により PGMs および Mo の吸着前後の PB の構造・電子状態特性を比較解析したので報告する。

2. 計算: 第一原理バンド計算(CASTEP)を用いて、PGMs および Mo の吸着前後の PB の構造を最適化した後、状態密度(DOS)および理論吸収スペクトルを算出した。この際、ウルトラソフト疑ポテンシャルを用い、交換相関汎関数(V_{XC})として一般化勾配近似（PBE）を適用した。また、Gaussian09 を用いたクラスター法により、吸着構造を仮定して、理論 IR スペクトルを算出した。この際、V_{XC} にはハイブリッド汎関数(B3LYP)を、基底関数には def2-TZVP をそれぞれ用いた。

3. 結果・考察: 図 1 に $Fe[Fe(CN)_6]^-$，$Fe[Pd(CN)_6]^-$，$Pd[Fe(CN)_6]^{2-}$ の理論吸収スペクトルを示す。Pd が 2 価 Fe サイトを置換した場合は赤外領域に吸収が観測され、3 価 Fe サイトを置換した場合は可視領域に吸収が観測されている。実験吸収スペクトルでは、Pd 吸着により新たに赤外領域に吸収の裾を観測していることから、Pd は主に PB 骨格の 2 価 Fe サイトを置換して吸着していると考えられる。

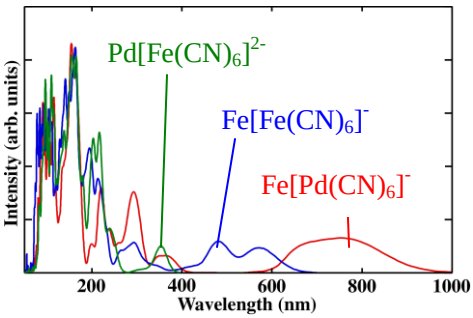


図 1. $Fe[Fe(CN)_6]^-$，$Fe[Pd(CN)_6]^-$ および $Pd[Fe(CN)_6]^{2-}$ の理論吸収スペクトル

謝辞: 本研究は、文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。また, CASTEP を用いた理論計算は名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Yusuke Inaba[2], Hideharu Takahashi[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発
（16）照射済燃料溶解液中における収着試験

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(16) Sorption experiments in the solution prepared from irradiated fuel solution

*大西 貴士[1]，関岡 健[2]，須藤 光雄[2]，田中 康介[1]，小山 真一[1]，
高橋 秀治[3]，稲葉 優介[3]，針貝 美樹[3]，竹下 健二[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社，[3]東京工業大学

照射済燃料溶解液中に含まれる白金族元素（Ru, Rh, Pd）およびMoを対象として、フェロシアン化アルミニウムを用いた収着試験を実施し、PdおよびMoを比較的高い割合で収着することを明らかにした。

キーワード：白金族元素，モリブデン，一括回収，フェロシアン化物

1. 緒言　高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素(Ru, Rh, Pd)およびMoを選択的に除去し、ガラス固化製造プロセスのより効率的に運転することを目的として、本研究グループではRu, Rh, PdおよびMoを一括回収するためにフェロシアン化アルミニウム(AlHCF)を合成し、収着特性を評価している[1]。白金族元素を一括回収するための他の収着剤を用いたホット試験において、白金族元素とともにAmが収着したことが報告されている[2]。Amが収着すると、運転時に発生する二次廃棄物にα核種が混入することになり、処理処分方策を検討するうえで問題となる。そこで、本収着剤に対しても照射済燃料溶解液を用いたホット試験を実施し、Amを含む放射性核種共存下におけるRu, Rh, Pd, MoおよびAmの収着特性を調べた。

2. 実験　高速実験炉「常陽」で照射したMOX燃料(119 GWd/t)を硝酸に溶解後、UおよびPuを陰イオン交換法により除去した溶液を収着試験に供した。硝酸濃度 1.5 M、液相 5 mL、固相(AlHCF) 20 mgの条件下で1時間振とう後、固液分離操作を行って得た溶液と、振とう前の溶液の各核種の濃度をα線計測、γ線計測およびICP-MSにより測定し、収着率を評価した。

3. 結果　ホット試験に供した溶液中においてα線測定およびγ線測定により、^{137}Cs, ^{154}Eu, ^{155}Eu, ^{241}Am, ^{242,243,244}Cmが検出された。放射性核種のうち比較的含有量の多かった^{137}Cs, ^{154}Eu ^{241}Amおよび収着対象である^{95}Mo, ^{101}Ru, ^{103}Rh, ^{105}Pdの濃度と収着率を表1に示す。本試験の結果、^{241}AmはAlHCFに収着されないことを確認した。一般にAmと希土類元素は溶液中で類似した収着挙動を示すことが知られており、AlHCFに対してもAmとEuを含む希土類元素がともに収着されないことを確認した。一括回収の対象であるMo, Ru, RhおよびPdのうち、MoおよびPdについては本試験条件下において比較的高い割合でAlHCFに収着されることを確認した。以上より、本試験条件下において、Mo および Pd を高い割合で回収しつつ、Amが収着されないことを確認した。今後、プロセスにおける白金族元素回収条件の最適化をはかり、RuおよびRhの収着率の向上を目指す。

表1 ホット試験時における各核種の濃度および収着率

	^{95}Mo	^{101}Ru	^{103}Rh	^{105}Pd	^{137}Cs	^{154}Eu	^{241}Am
濃度（μg/L）	2.3.E+02	3.2.E+00	2.5.E+01	4.6.E+00	6.7.E+02	2.1.E+00	3.3.E+03
収着率（%）	83	8	6	96	62	*	*

＊収着せず

※ 本研究の一部は平成27年度文科省「原子力システム開発事業」の助成により行われた。

参考文献　[1] 竹下ほか、日本原子力学会2015年秋の大会 E21～E26. [2] T. Onishi et al., J. ION EXCH., 2014.

*Takashi Onishi[1], Ken Sekioka[2], Mitsuo Suto[2], Kosuke Tanaka[1], Shin-ichi Koyama[1], Yusuke Inaba[3], Hideharu Takahashi[3], Miki Harigai[3], Kenji Takeshita[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company, [3]Tokyo institute of Technology

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

[2F06-10] Volume reduction and Solidification

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 12:10 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F06] Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Poducts

*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1] (1.Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai University, 2.Atomic Energy Research Institute, Kindai University)

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement

*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3], Junji Kojima[3] (1.Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2.Shibaura Institute of Technology, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Geopolymer Solidification of Soluble Fly Ash

*Yasuhiro Suzuki[1], Takahiro Kikuchi[1], Yasutomi Morimoto[1], Masaki Takaoka[2], Yasuyuki Ishida[3], Takao Ichimura[3], Tsutomu Suzuki[3] (1.JGC, 2.Kyoto Univ., 3.Taiheiyo Cement)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1], Masaaki Kaneko[1] (1.Toshiba Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM

[2F10] Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer.

*Kimihiro Onozaki[1], Junya Sato[2,3], Shinji Suzuki[2,3], Jun Kato[2,3], Tetsuro Sakakibara[2,3], Osamu Nakazawa[2,3], Yoshihiro Meguro[2,3], Hisashi Mikami[1], Milena Prazska[4], Marcela Blazsekova[4] (1.Fuji Electric, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 4.Amec Foster Wheeler)

11:50 AM - 12:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

亜臨界水による難燃性廃棄物の減容と生成物の分析

Volume Reduction of Incombustible Waste using Subcritical Water and Analysis of the Products

*堤田 正一[1]，杉山 亘[2]，野上 雅伸[1]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所

添加物を含まない亜臨界水を利用して、原子力発電所等で発生した低レベル難燃性廃棄物処理の減容処理を試みた。難燃性廃棄物の例として、ゴム手袋を模擬した。ゴム手袋の主成分であるラテックスを用い実験を実施した結果、高い重量減少率と液体油分転化率を得た。

キーワード：亜臨界水，難燃性廃棄物，減容処理，液体油分

1. 緒言

原子力発電所及び放射性物質取扱施設等で発生した低レベル難燃性廃棄物の増加が懸念されている。現在、原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物については埋設処分を行っているものの、この方法では、さらなる埋設地の造成が必要となる。水の臨界点に比べ、低い温度と圧力を有する亜臨界水は、有機化合物に対し高い分解（減容）能力がある。このような背景に基づき、本研究では亜臨界水による難燃性廃棄物分解の例として、ゴム手袋の主成分のラテックスの分解の基本的な適応性について研究を行った。

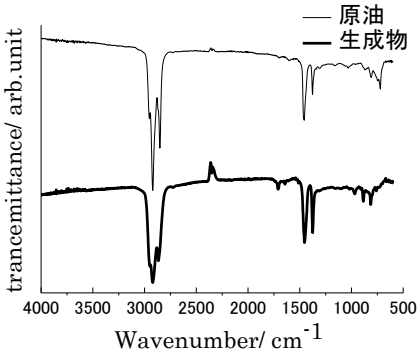
2. 実験

蒸留水とラテックスを、10 cm^3 のハステロイ C-276 製バッチ式超臨界水反応容器内部に封入した。反応容器を 370℃, 内部圧力約 20 MPa とし、5 分間保持した。反応容器を室温まで放冷後、開封した。開封後、反応容器内部の液面に液体油分を確認した。反応容器内容物をクロロホルムで回収した。回収した固体，水相，油相から、重量減少率と油分転化率を算出した。また、生成物（液体油分）を分析した。

3. 結果と考察

全てのラテックス投入量（200, 300, 400, 500 mg）において、99%の高い重量減少率であった。また、油分転化率はラテックス投入量それぞれについて、77, 80, 83, 86%となる質量依存性を確認した。液体油分が生成された原因として、反応容器の主成分である Ni の触媒反応により、ラテックスに蒸留水由来の水素が付加したためと考察した。

原油と生成物（液体油分）の IR スペクトルを第 1 図に示す。いずれも同じ波長でピークが確認したことから、生成物（液体油分）は原油と類似の成分であることが示唆された。しかし、生成物にのみ、1700 cm^{-1} 付近でカルボキシル基のピークが見られた。ラテックスは酸素原子が含まれていない物質であることから、生成物（液体油分）はラテックスの酸化生成物であると考えた。今後、さらなる解明の研究を実施する予定である。



第 1 図　原油及び生成物の IR スペクトル

*Shoichi Tsutsumida[1], Wataru Sugiyama[2], Masanobu Nogami[1]

[1] Graduate School of Science and Engineering Research, Kindai Univ., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

Mg セメントによる低レベル放射性廃液固化の遅延剤添加の影響

Effect of retardants addition of the low-level radioactive liquid waste solidification using Mg cement

*山中大樹[1]，新井剛[2]，佐藤史紀[3]，小島順二[3]

[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

筆者らは使用済核燃料再処理で生じるリン酸廃液の固化処理としてリン酸マグネシウムセメント固化に着目した。リン酸マグネシウムセメントは、リンを構造の主骨格とするため、リン酸廃液の高減容化が期待されるが、反応が著しく速いため混練時間の確保等の課題がある。本研究では、混練時間の確保を目的に複数の反応遅延剤を選定し、それらがリン酸マグネシウムセメント形成に及ぼす影響について調査した。

キーワード：セメント固化，低レベル放射性廃液，リン酸マグネシウムセメント

1. 緒言　使用済核燃料再処理において、廃溶媒処理の際にリン酸二水素ナトリウム(NaH_2PO_4)を多含する低レベル放射性廃液が発生する。この廃液はセメント固化処理の適用が計画されているが、ポルトランド・高炉セメントを用いた場合、廃液成分により水和反応の阻害に伴う減容率の低下が懸念される。そこで筆者らは、リン酸根を主骨格に利用可能なリン酸マグネシウムセメント固化に着目した。リン酸マグネシウムセメントはリンを構造の主骨格とするため、既存のセメントよりも高減容化が期待される。しかし、リン酸マグネシウムセメントは反応速度が極めて速く、混練時間の確保が課題である。そこで本研究では、反応遅延剤として酸化銅(CuO)、酸化亜鉛(ZnO)を選定し、それらの添加による遅延効果やリン酸マグネシウムセメントに及ぼす影響について検討した。

2. 実験　セメント試料は、NEDMAG 社製の酸化マグネシウム(MgO)、NaH_2PO_4 及び純水を用い、各々を混合比 20 : 30 : 50 wt%となるように調製した。固化体試料は、所定濃度に調製した NaH_2PO_4 水溶液に MgO を添加し、所定時間混練した後、容器に流し込み一日養生することで得た。また、混練開始直前に反応遅延剤として CuO、ZnO を各々セメント総重量に対し重量比 1 及び 2 wt %添加した。混練中のセメントペーストの温度・pH を計測することで反応の進行を観察した。得られた試料は切削・粉砕し全自動多目的 X 線回折装置(Rigaku : SmartLab)により結晶構造解析を行った。

3. 結果・考察　Fig.1, 2 にセメント混練時における温度・pH の経時変化を示す。Fig.1 より、CuO を添加しても反応遅延剤を添加しなかった場合と差異は確認されず、反応遅延効果が殆ど無いことが明らかとなった。一方、Fig.2 より ZnO を添加した場合は、1 wt%の添加量では pH・温度ともに遅延剤を添加しなかった場合と差異はなかったが、2 wt%添加することで pH・温度ともに抑制効果が確認された。また、1 wt%添加では 103 分経過時点で急結が発現したものの、2 wt%添加では 200 分経過しても急結せず、混練を継続することができた。ZnO は NaH_2PO_4 水溶液に対して難溶性であり、混練中にセメントペースト内を浮遊していたため、リン酸マグネシウムセメントの形成反応の遅延触媒として作用したと考えられる。次いで、混練試験結果を基に最も遅延効果が得られた ZnO を 2 wt %添加した試料について、60 分混練した固化体の結晶構造解析を行った。Fig.3 に固化体の上部･中央部･下部の結晶構造解析結果を示す。Fig.3 より、固化体の上部から底部に掛けて MgO のピークが強くなっていることが確認された。これは、セメントペーストの粘性が低く、打設後に固結まで時間を要したため未反応の MgO が沈澱したことに起因すると考えられる。このことから粘性が発現するまで混練時間を長期に設定する必要があると考えられる。また、遅延剤である ZnO は底部のみで検出されたことから、MgO と同様に沈澱したと考えられる。本会では、より試験条件を詳細に設定し試験を行い、作製した固化体の性状および耐溶出性についても評価したので報告する。

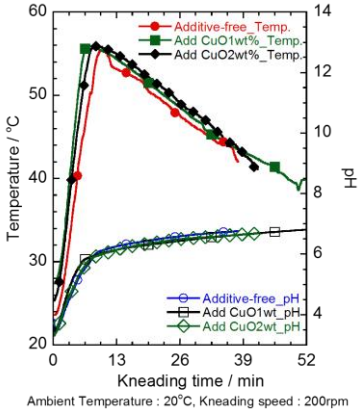


Fig.1 Kneading time as a function of pH and temperature(CuO)

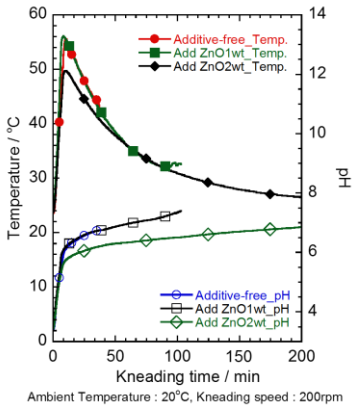


Fig.2 Kneading time as a function of oH and temperature(ZnO)

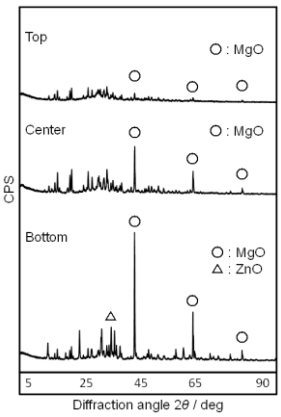


Fig.3 X-ray diffraction results of different sites of $MgNaPO_4$

*Taiki Yamanaka[1], Tsuyoshi Arai[2], Huminori Sato[3] and Junji Kojima[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

易溶性飛灰のジオポリマー固化
(1) ジオポリマー固化体の物性評価

Geopolymer Solidification of Easily Soluble Fly Ash

(1) Characterization of Geopolymer

*鈴木 泰博[1], 菊池 孝浩[1], 森本 泰臣[1], 高岡 昌輝[2], 石田泰之[3], 市村高央[3], 鈴木務[3]

[1]日揮, [2]京都大学大学院, [3]太平洋セメント

放射性セシウムを含有する焼却飛灰の廃棄体化方法として、ジオポリマー固化技術の適用性を検討している。配合条件や固化体物性を把握するために、模擬飛灰を用いた固化試験を実施した。

キーワード： ジオポリマー, 焼却飛灰, 塩化物, 固化, 物性

１．緒言

塩化セシウム等の易溶性塩を含む飛灰を対象に、特にセシウムの溶出抑制と自由水の低減化の観点から、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用性を検討している。模擬飛灰を用いて配合組成や養生条件をパラメータする固化試験を行い、混錬物の物性、固化体の強度、構成元素の浸出性能を調べて、ジオポリマー固化体の性能を評価した。

２．実験

模擬飛灰にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダとアルカリ活性剤の溶液に投じて混練した。珪酸ソーダ、メタカオリン、アルカリ活性剤の種類や混合比、模擬飛灰添加量をパラメータとした。混練物の粘度の指標として JASS セルフレベリング（SL）フロー値を測定し、型枠に封じた。恒温乾燥機を用いて所定の期間一定の温度で養生した後、固化体周辺の余剰水量を観察した。脱型した固化体の表面および割断断面の状態を調べ、一軸圧縮強度を測定するとともに、示差熱天秤（TG-DTA）測定と X 線回折（XRD）測定を行い水分量と結晶構造を調べた。また、IAEA 法に準じた浸出試験を実施し、セシウムと構成元素の浸出率を求めた。

３．結果

一例として、フィラーに BASF 製サテントン SP-33 を用い、水を除く成分として模擬飛灰を 24 wt%添加した混練物の SL フローの測定状況を図 1、養生後の固化体の外観を図 2 に示す。ジオポリマー組成を、Si/Al = 2, (Na+K)/Al = 1, (Na+K)/Si = 0.5（mol/mol）とすることで、模擬飛灰を 30 wt%まで添加しても 10 N/mm^2 以上の一軸圧縮強度を発現することが分かった。Si/Al 比を高めた場合には強度の低下傾向が多くみられ、低めた場合には混練中の急結などの現象が認められた。TG-DTA 測定により、105℃付近で減量する自由水と 850℃付近に減量ピークのある結合水が認められ、養生条件によって自由水を低減できることが分かった。浸出試験の結果より、アルカリ金属の浸出率は Cs < K < Na の順であり、セシウムを選択的に保持する性質を有することが確認できた。

今後、ジオポリマーからのセシウムの溶出挙動について、RI を用いた浸出試験を実施するとともに、セシウムの結合形態などの検討を行う。



図 1 SL フローの測定（例）



図 2 ジオポリマー固化体（例）
（φ40×43 mm）

汚染水処理で発生する二次廃棄物の固化技術に関する研究
（2）ジオポリマー固化体の配合検討

Study on Solidification Technique for Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment
(2) Investigation into Mix Proportions of Geopolymer

*松山 加苗[1]，岡部 寛史[1]，金子 昌章[1]
[1]株式会社 東芝

福島第一原子力発電所の汚染水処理設備で発生する二次廃棄物のジオポリマー固化方法を検討した。

キーワード：汚染水処理，二次廃棄物，ジオポリマー，固化，炭酸塩スラリー，使用済み吸着剤

1. 諸言　汚染水処理設備で発生する二次廃棄物は高濃度の放射性物質を含むため、長期保管を想定した場合、水の放射線分解による多量の水素発生が懸念される。ジオポリマーを固化材に用いることで、脱水により含水率を低減し水素発生の抑制が可能なため、長期的な安全性の向上が期待できる。これまでの研究で模擬の炭酸塩スラリーをジオポリマー固化出来ることを確認している[1]。しかし配合によっては混練開始直後に粘度の急上昇が発生する。そこで本研究では粘度抑制を目的とした配合検討を行い、その固化体物性を調べた。また二次廃棄物の吸着剤について固化試験を行い、ジオポリマーの適用性を検討した。

2. 実験　基材のメタカオリンや高炉スラグ、フライアッシュとアルカリ刺激剤の KOH や K_2SiO_3 溶液等に、試薬の $CaCO_3$、$Mg(OH)_2$ と NaCl から作製した模擬の炭酸塩スラリー(含水率 50wt%)を 50wt%添加したジオポリマー固化体を作製した。混練の際、円筒形回転粘度計を用いて室温 25℃での見かけの粘度を連続して測定し、経時変化を調べた。作製した固化体について 25℃、105℃、330℃で乾燥した時の空隙率(水銀圧入法)と含水率を測定した。使用済み吸着剤の模擬物としてチャバザイト (粒径約 1mm)とクリノプチロライト(粒径約 2mm) をそれぞれ 30wt%添加した固化試験を行い、7 日養生後の一軸圧縮強度を測定した。

3. 結果・考察　図 1 に見かけの粘度測定結果を示す。基材の配合を全量メタカオリンとした場合は混練直後から高い粘度を示すのに対し、基材に高炉スラグやフライアッシュを添加することで、セメント(水セメント比 0.45)の見かけの粘度 23dPa・s(20℃)以下に抑制可能であることが分かった。図 2 に各配合の空隙率と含水率の測定結果を示す。基材の配合による大きな変化はなく、温度上昇に伴い含水率が低下し、空隙率が増加する傾向を確認した。空隙率の増加に伴う固化体強度の大幅な低下は見られないこと、固体核磁気共鳴測定の結果において乾燥前後のスペクトルピーク位置に変化は観察されず、乾燥後もジオポリマーの骨格構造が維持されていることから、乾燥処理がジオポリマー固化体の健全性へ与える影響は小さいと考えられる。

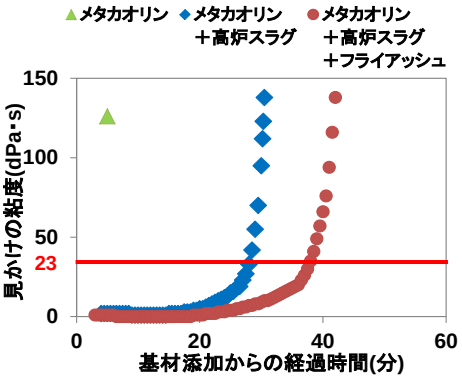


図 1 見かけの粘度測定結果

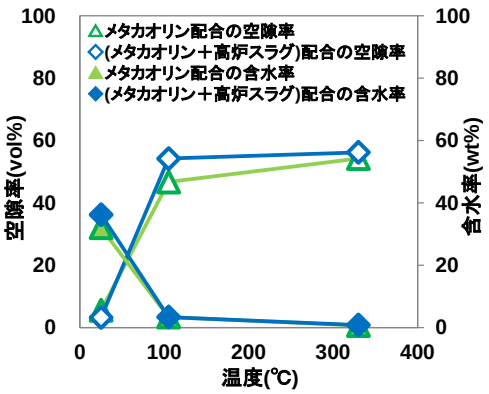


図 2 空隙率と含水率の測定結果

チャバザイト、クリノプチロライトをそれぞれ添加した固化体の強度は 17.6MPa、28.8MPa であり、いずれも良好な固化体が得られ、ジオポリマー固化出来ることを確認した。

4. 結論　基材の配合調整により粘度抑制が可能であること、乾燥処理がジオポリマー構造へ与える影響が小さいことを確認した。

参考文献　[1]松山他　日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集　2I05(2016)

*Kanae Matsuyama[1], Hirofumi Okabe[1] and Masaaki Kaneko[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION

汚染水処理二次廃棄物のジオポリマー固化試験

(1) 模擬スラッジの固化試験

Encapsulation study of secondary waste stream generated from treatment of contaminated water using the Geopolymer

(1) Encapsulation study of imitation sludge

佐藤 淳也[1,2], 鈴木 眞司[1,2‡], 加藤 潤[1,2], 榊原 哲朗[1,2], 中澤 修[1,2]
目黒 義弘[1,2], *小野崎 公宏[3], 見上 寿[3], プラツカ ミレーナ[4], マルセラ ブラツェコヴァ[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]富士電機, [4]Amec Foster Wheeler, [‡]現在は検査開発

福島第一原子力発電所における汚染水処理によって発生したスラッジの模擬物を、ジオポリマー固化材を用いて固化し、一軸圧縮強度や溶出特性等を調査した。ジオポリマー固化材は、チェコ共和国やスロバキア共和国で樹脂やスラッジ等の実廃棄物の固化に実績を持つ、Amec Foster Wheeler 社のジオポリマー固化材“SIAL”を用いた。

キーワード：汚染水、二次廃棄物，スラッジ，固化，ジオポリマー，アルカリ活性化

1. 緒言

汚染水処理に伴って発生する多種多様な二次廃棄物について、適用可能な処理技術の選定に向けて、廃棄体化処理に係る基礎データの取得を進めている[1]。本件では、模擬スラッジを対象として、ジオポリマー固化材“SIAL”[2]を用いた固化試料を試製し、一軸圧縮強度、溶出特性、γ線照射時の水素発生量等の特性評価を行った。

2. 試験概要

模擬スラッジの主要構成成分は、硫酸バリウム、フェロシアン化合物及び水酸化鉄であり、汚染水処理装置を模擬した装置で作製した。模擬核種として非放射性の Cs,Sr,Co,Ni,Eu を吸着させ、乾燥および有害なシアン成分を分解するための熱処理を行った後に、固化試験に供した。模擬スラッジと SIAL とを混練し、型枠(φ5×10cm：強度測定用、φ4×4 cm：溶出試験用)に流し込み、28 日間養生した。模擬スラッジの充填率は 40wt%とした。

養生後の固化試料について、含水率、模擬核種の溶出特性(ANSI/ANS-16.1-1986 および環境省告示 13 号試験)、一軸圧縮強度(STN EN 12390-3:2003)、水素発生の G 値(1kGy/hr×40hr)等の特性評価を行った。なお一軸圧縮強度は、養生 28 日目のほか、養生 1、7、14 日目についても試験を行った。

3. 結果

図 1 に示すとおり、ひび割れや膨張等なく硬化した。模擬スラッジの含水率は約 1 wt%であったが、固化体の含水率は約 17 wt%であった。これは、ジオポリマー材との混練・固化に際してアルカリ溶液を添加しているためである。

模擬核種の溶出率は、最も高い Cs で約 1.6wt%であり、核種の保持性の高さが確認できた。Cs の溶出率が他元素に比べて高くなった理由として、フェロシアン化合物の分解に伴い模擬スラッジ中の Cs が水に可溶な状態で存在していたことが考えられる。

圧縮強度試験の結果を図 2 に示す。養生 1 日目で約 5MPa となり、廃棄体基準(1.47MPa)を上回る良好な強度を示した。養生に伴い強度は向上し、28 日目には約 20MPa となった。

照射試験による水素ガス発生 G 値(molecules/100eV)は、0.02 であった。セメント固化試料に対する先行研究[3]の結果(0.15~0.20)と比較すると、非常に低い結果が得られた。

以上の結果から、ジオポリマー固化材 SIAL が汚染水処理二次廃棄物の固化材として、一定の適応性を持っていることを確認した。

※この成果は、経済産業省／平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものである。



図 1. 固化試料の外観

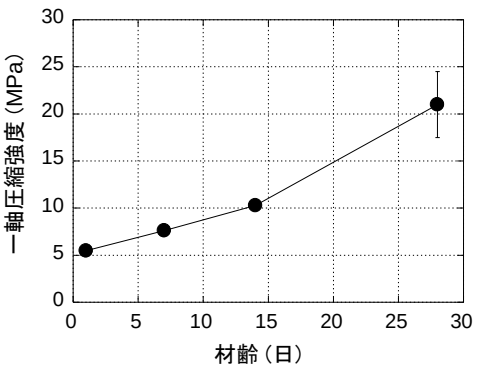


図 2. 固化試料の圧縮強度試験結果

参考文献

[1] 佐藤 他　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　E04(2015)
[2] マユール, 見上 他　日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集　G48-49(2014)
[3] 佐藤 他　日本原子力学会 2014 年春の大会予稿集　H29(2014)

Junya Sato[1,2], Shinji Suzuki[1,2], Jun Kato[1,2], Tetsuro Sakakibara[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Yoshihiro Meguro[1,2],
*Kimihiro Onozaki[3], Hisashi Mikami[3], Milena Platzka[4], Marcela Blazsekova[4]
[1]IRID, [2]JAEA, [3]Fuji Electric, [4]Amec Foster Wheeler

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

[2F11-14] Liquid waste treatment 1

Chair: Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F11] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.TEPCO, 2.HGNE, 3.HITACHI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F12] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

*KENJI NOSHITA[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Shunsuke Miyake[1], Takako Sumiya[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F13] Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

*Takako Sumiya[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Keiji Ishikawa[2], Takashi Nishi[1], Takashi Asano[1], Kenji Noshita[1], Shunsuke Miyake[1], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3] (1.HGNE, 2.TEPCO, 3.HITACHI)

3:15 PM - 3:30 PM

[2F14] Development of Performance Evaluation Method for Setting Up Water Treatment Facility for Subdrain etc.

*Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3] (1.HITACHI, 2.TEPCO, 3.HGNE)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高性能多核種除去設備の開発
(1) 設備の概要

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System
(1) Overview of the System

*山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], 野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

福島第一原子力発電所内に貯蔵されている、高濃度の放射性ストロンチウムを含む汚染水の処理を目的に高性能多核種除去設備を開発した。本設備の特徴として、前処理として凝集沈澱処理を行わず吸着処理により核種除去する処理プロセスなどが挙げられる。本発表では設備の概要と処理実績について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム

1. 緒言

2014 年 10 月から高性能多核種除去設備の実証試験を開始した。前回[1]報告したように既存の多核種除去設備は、核種除去プロセスとして、吸着材による処理の前段に鉄共沈・炭酸塩沈澱処理を採用しており、水分含有量の多いスラリーが廃棄物として発生し、多核種除去設備から発生する全廃棄物量の 9 割以上を占めている。廃棄物発生量低減の観点から、鉄共沈・炭酸塩沈澱処理は行わず、吸着材等の固体の形態で核種を除去するプロセスを、RO 濃縮水や Sr 処理水といった汚染水を実際に処理しながら開発を進めた。

2. 開発概要

2-1. 設備概要

本設備の外観を図 1 に示す。フィルタ 4 基(2 系列を交互に使用)と吸着塔 20 塔で構成され、定格 500m3/日の処理容量を有する。

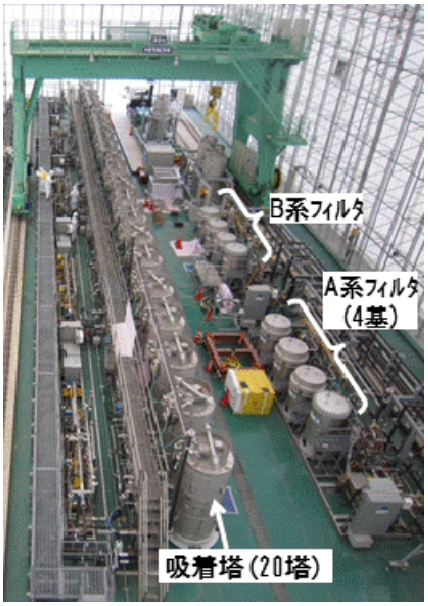


図 1　高性能多核種除去設備の外観

2-2. 処理実績

2014 年 10 月～2015 年 4 月の間に RO 濃縮水を約 5 万 m3 処理しながら、初期性能として 62 核種の放射性物質を除去する性能を有すること、放射性廃棄物の発生量が従来の 80%程度削減できることを確認した。一方で、Sr-90 濃度を低下させるためには適切な酸注入が必要なこと、Cs･Sr 同時吸着塔の交換周期が短いという課題を確認した。このため、2015 年 4 月以降は Sr 処理水を約 6 万 m3 処理しながらプロセスを見直し、課題を解決することができた。

3. 結論

汚染水のリスク低減に貢献しながら、前処理として沈澱処理を行わない、廃棄物発生量の少ない多核種除去設備を開発した。

参考文献

[1] 山口 献ほか；高性能多核種除去設備の開発（1）開発計画，日本原子力学会「2014 年秋の大会」G19

*Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.
本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

高性能多核種除去設備の開発
(2) 放射性ストロンチウムの除去プロセス

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(2) Removal Process of Radioactive Strontium

山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], *野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

処理水中にはごくわずかに放射性ストロンチウムと有機物の錯体成分が存在すると考えられ、処理水を吸着材に通水するのみでは 1Bq/cm^3 オーダーまでしか除去できない。このため、本設備ではストロンチウム錯体を酸解離し、有機物成分を吸着塔で除去することで、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去可能な手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム、錯体

1. 緒言

多核種除去する高濃度の Sr-90 を含む汚染水は、燃料冷却のため逆浸透膜で淡水を生成する際に発生する RO 濃縮水であり、逆浸透膜の保護のため Ca 化合物の析出を抑制するスケール防止剤などの有機物成分が添加されている。このため、汚染水中の Sr-90 のごく一部は有機物と錯体を形成するなどし、難吸着性の形態で存在することがわかった。このため、これらの難吸着性 Sr-90 を吸着可能なイオンに変換し、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去可能な手法を開発した。

2. 放射性ストロンチウムの除去プロセス

開発した Sr-90 の除去プロセスを表 1 に示す。除去プロセスは以下の 4 ステップで構成される。ステップ 1：Sr^{2+}イオンの吸着除去、ステップ 2：残留している難吸着性 Sr 錯体の酸解離、ステップ 3：解離した有機物成分除去、ステップ 4：解離したSr^{2+}イオンの除去。

図 1 に各ステップの処理水中の Sr-90 濃度の一例を示す。ステップ 1 で Sr-90 濃度が 1Bq/cm^3 オーダーまで低下することから難吸着性の Sr 錯体等が 0.01%オーダーで存在していることがわかる。また、ステップ 2～4 のプロセス後の Sr-90 濃度変化から、Sr-90 はステップ 4 において除去されることがわかる。

表 1　開発した Sr-90 除去プロセス

ステップ	目 的	模式図
1	吸着性 Sr-90の除去	Sr^{2+} → 吸着処理 (Cs・Sr吸着塔) *Sr錯体(～0.01%)は残留
2	難吸着性 Sr-90の酸解離	酸解離 Sr錯体 ⟶ Sr^{2+} ＋ 錯体
3	有機物 成分除去	錯体 → 吸着処理 (キレート樹脂塔)
4	Sr-90の除去	Sr^{2+} → 吸着処理 (Cs・Sr吸着塔)

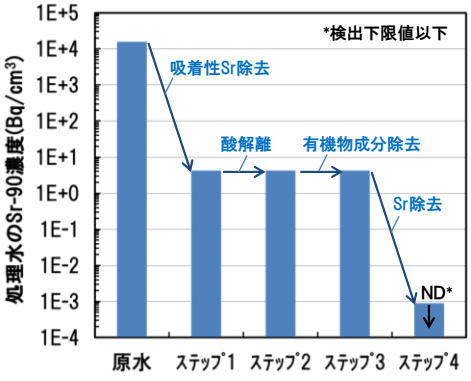


図 1　処理水中の Sr-90 濃度の一例

3. 結論

本手法の有効性を実証試験で確認し、Sr-90 を十分に低い濃度まで除去できることを実証した。但し、本プロセスで処理水を酸性化することが Cs・Sr 吸着塔の性能維持期間を短縮する課題が明らかになった（次発表で報告）。

Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], *Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

高性能多核種除去設備の開発
(3) pH 緩衝塔による処理水 pH の最適化技術

Development of High Performance Multi-Radionuclides Removal System

(3) pH Optimization Technique by pH-Buffering Tower

山口 献[1], 小林 敬[1], 石川 敬司[1], 西 高志[2], 浅野 隆[2], 野下 健司[2], 三宅 俊介[2],
*住谷 貴子[2], 可児 祐子[3], 三宮 豊[3]
[1]東電 HD, [2]日立 GE, [3]日立・研開

ストロンチウム錯体の除去プロセスでは処理水を一旦酸性化するが、酸性では吸着材の除去性能が十分に発揮されない。通水するだけで処理水の pH を弱アルカリ性とするため、化合物を充填した吸着塔（pH 緩衝塔）の開発を進めてきた。開発した pH 緩衝塔により、ストロンチウムを目標濃度まで除去でき、その除去性能が維持される期間を大幅に延長できた。

キーワード：福島第一原子力発電所、高性能多核種除去設備、汚染水、ストロンチウム、pH 緩衝塔

1. 緒言

汚染水中の Sr-90 のごく一部は有機物と錯体を形成するなどの難吸着性の形態で存在するため、処理水を酸性化し Sr-90 を検出下限値以下まで除去可能な手法を開発した。しかし、酸性化した処理水を Cs・Sr 吸着材に通水すると、吸着材の Sr 吸着性能が低下することがわかった。このため、吸着塔に通水するだけで処理水の pH を最適な弱アルカリ性に調整することができる pH 緩衝塔を開発した。

2. pH 緩衝塔の原理と効果

pH 緩衝塔の原理を図１に示す。pH 緩衝塔の内部には粒状の Mg 系化合物が充填されており、酸性の処理水が流入すると化合物の一部が溶解することで pH を弱アルカリ性に調整する。この際、pH は化合物の溶解度により制限されているため、処理水中で沈澱が発生するような強アルカリ性になることもなく、流入する酸濃度が変動してもほぼ一定の pH 値に維持することが可能である。

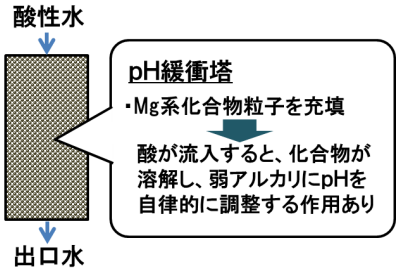


図１　pH 緩衝塔の原理

図２に示すようにラボ試験で pH 緩衝塔出口の pH が１ヶ月以上に亘り、弱アルカリ性に維持できる見通しが得られた。この後、実証試験装置で Sr 処理水を処理しながら、pH 緩衝塔の導入により Cs･Sr 吸着材の Sr 吸着性能が改善されることを実証した。

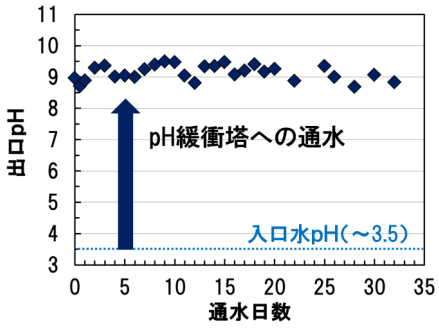


図２　pH 緩衝塔出口の pH 推移の一例

3. 結論

pH 緩衝塔により Cs・Sr 吸着材にとって最適な pH 環境で Sr-90 を目標濃度まで除去でき、その除去性能が維持される期間を大幅に延長できた。以上のことから、廃棄物発生量が少なく、かつ安定した核種除去が可能な多核種核種除去設備を開発した。

Ken Yamaguchi[1], Kei Kobayashi[1], Keiji Ishikawa[1], Takashi Nishi[2], Takashi Asano[2], Kenji Noshita[2], Shunsuke Miyake[2], *Takako Sumiya[2], Yuuko Kani[3], Yutaka Sangu[3]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

本報告は、資源エネルギー庁補助事業：汚染水処理対策事業（高性能多核種除去設備実証事業）の成果の一部である。

サブドレン他浄化設備の性能評価手法の開発

Development of Performance Evaluation Method for Setting up Water Treatment Facility for Subdrain etc.

*大橋 利正[1]，山口 献[2]，小林 敬[2]，黒崎 裕一[2]，石川 敬司[2]，山崎 光潔[2]，
可児 祐子[1]，吉井 泰雄[1]，高橋 文夫[1]，浅野 隆[3]，野下 健司[3]，北本 優介[3]
[1]日立・研開，[2]東電 HD，[3]日立 GE

福島第一原子力発電所では、集水した地下水をサブドレン他浄化設備により浄化する。本研究では、浄化に用いる吸着塔の効率的な運用のため、Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、サブドレン他浄化設備、ストロンチウム、吸着、シミュレーション

1. 緒言　福島第一原子力発電所では、サブドレンおよび地下水ドレンで地下水を汲み上げ建屋への流入を防いでいる。集水した地下水は、微量に混入した Sr-90 や Cs-137 をサブドレン他浄化設備の吸着塔で浄化した後排水する。このとき、排水中の放射性物質濃度が告示濃度限度より十分に低く設定した排水基準を満足することを確認している。排水基準を満たすため、吸着塔は所定の性能を下回る前に交換する必要がある。本研究では、サブドレン他浄化設備の効率的な運用のため、吸着塔の交換周期を判断する主要因となる Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

2. 評価手法　吸着塔の交換は塔出口の Sr-90 濃度により判断する。本研究では、移流拡散方程式[1]を基に吸着反応、水理学的分散[2]を考慮し、式(1)および(2)を用いて吸着塔出口の Sr 濃度の経時変化を計算した。

$$\frac{\partial c}{\partial t}+\left(\frac{u_0}{\varepsilon}\right)\frac{\partial c}{\partial x}=\left(D+\frac{u_0\lambda}{\varepsilon}\right)\frac{\partial^2 c}{\partial x^2}-\left(\frac{1-\varepsilon}{\varepsilon}\right)\frac{\partial c_p}{\partial t} \quad \cdots(1) \qquad \frac{\partial c_p}{\partial t}=a_p(K_d c-c_p) \quad \cdots(2)$$

ここで、c: 溶液中の Sr 濃度(ppm)、t: 時間(s)、u_0: 線速度(m/s)、λ: 水理学的分散長(m)、ε: 吸着材充填率(-)、x: 吸着塔中の位置(m)、D: Sr の拡散係数(m^2/s)、c_p: 吸着材中の Sr 濃度(ppm)、a_p: 物質移動容量係数(s^{-1})、K_d: Sr の分配係数(L/kg)である。模擬試験として、表 1 の条件で Sr･Cs 同時吸着材を充填した吸着塔に Sr を 2 ppm 添加した NaCl 溶液を通水し、吸着塔出口 Sr 濃度の経時変化を調べた。シミュレーションで Cl: 40,000 ppm の結果を再現するように式(1)の各パラメータを決定した後、水質に依存する K_d を変えて他の NaCl 濃度の結果の再現を試みた。

3. 結果　試験およびシミュレーションの結果を図 1 に示す。試験では、NaCl 濃度の増加に伴い吸着塔出口 Sr 濃度の上昇は速くなった。シミュレーションでは、Cl: 40,000 ppm の結果から決定したパラメータのうち K_d のみを変化させることで Cl: 20,000、10,000 ppm の結果を再現できた。

4. 結言　水質に応じた分配係数により、Sr の除去性能評価が可能なシミュレーション技術を開発した。

表 1 試験条件

試験液	Sr (ppm)	2.0
	Cl (ppm) ※NaClとして添加	10,000 20,000 40,000
吸着塔	内径 (cm)	1.0
	吸着材	Sr･Cs同時吸着材

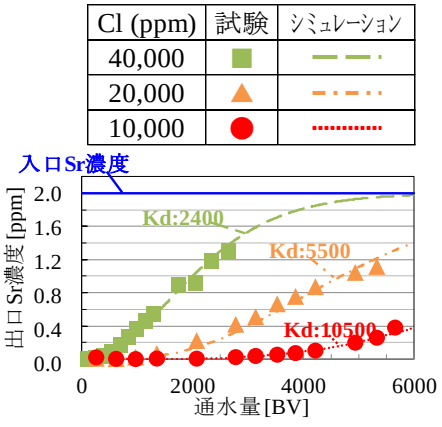


図 1 試験とシミュレーションの結果

参考文献

[1] 妹尾学他, イオン交換 – 高度分離技術の基礎 (1991).
[2] 西垣誠他, 土と基礎, 50(12), 80-85 (2002).

Toshimasa Ohashi[1], Ken Yamaguchi[2], Kei Kobayashi[2], Yuichi Kurosaki[2], Keiji Ishikawa[2], Mitsuyuki Yamazaki[2], Yuko Kani[1], Yasuo Yoshii[1], Fumio Takahashi[1], Takashi Asano[3], Kenji Noshita[3], Yusuke Kitamoto[3]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[2F15-18] Liquid waste treatment 2

Chair: Yoshikazu Koma (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F15] Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation

*Masayuki HARADA[1], Takahiro MORI[1], Yuta FUKATSU[1], Koichiro TAKAO[1], Takehiko TSUKAHARA[1] （1.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology）

3:50 PM - 4:05 PM

[2F16] Adsorption properties of natural zeolite for strontium removal from the contaminated groundwate

*Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:05 PM - 4:20 PM

[2F17] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

*Masato Takano[1], Yoshiyuki Ito[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], Mamoru Iwasaki[4] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka Univ. of Tec., 3.Union Showa K.K., 4.Kurita Water Industries LTD.）

4:20 PM - 4:35 PM

[2F18] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant

*Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Masaaki Yamashita[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3] （1.JAEA, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Shimane University）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

トリチウム水濃縮にむけた新規吸着剤への重水の吸着挙動評価

Study of adsorption behavior of new adsorbent of heavy water to tritium condensation

*原田 雅幸、森 貴宏、深津 勇太、鷹尾 康一朗、塚原 剛彦
東京工業大学

福島第一発電所の滞留水に含まれるトリチウムの吸着による濃縮処理に関しトリチウムの模擬とした重水の吸着剤への吸着挙動を検討したところ有意な吸着を示したことが明らかになった。

キーワード：福島第一, トリチウム, 濃縮, 重水, 吸着

1. 緒言

福島の原子炉サイトのトリチウム水は諸事情から放出が不可能である。そこで、軽水と比較してトリチウム水の水素結合が弱くなることに着目し、その結果示される緩和時間がナノ空間に置かれた場合と比較し大きく異なることが考えられることを利用し、トリチウムの濃縮についてトリチウムの模擬として重水を用いて、種々のナノ空間を持つ吸着体ついて吸着挙動の検討を行った。

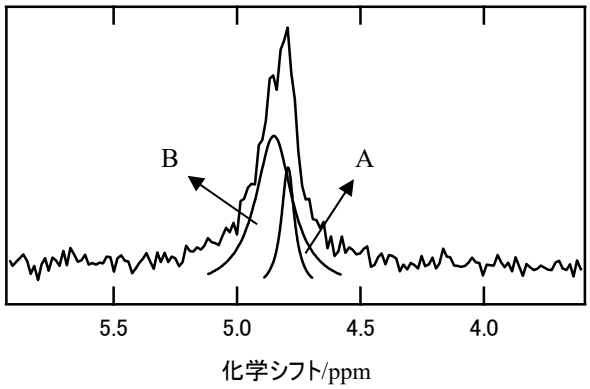
2. 実験

重水は蒸留水を用いた。ポリプロピレン容器に対応する量の吸着材と蒸留水を共存させて25℃にて必要量の時間振とうさせた。吸着剤を沈降させた蒸留水は 0.45 μ m の孔径を持つフィルターで処理をしたものを測定試料とした。吸着処理を行わない参照とする試料も同様の処理を行って核磁気共鳴装置にて重水素の測定(D NMR)を行い比較した。

3. 結論

天然の蒸留水には福島のトリチウム濃度と比較して 2.4×10^7 倍の HDO が存在している。この濃度では比較的容易に D NMR 測定が可能である。この濃度が容易に吸着する吸着剤を選定することができればトリチウムの吸着濃縮に十分利用可能であると考える。結果の一例は、図に示すように医薬品の錠剤の崩壊剤として用いられる PVPP（ポリビニルポリピロリドン）を用いて重水の吸着の様子を D DMR スペクトルで示した。得られたスペクトルは試料管において下部に沈降した PVPP に対応する B と、共存する上部の蒸留水 A の二種類の吸収が存在することが分かった。細孔を有すると思われる PVPP においても重水の吸着が行われていることが示され、定量的な結果を含めて報告する予定である。

本研究は文部科学省科学研究費補助金挑戦的萌芽研究（15K14288）による成果の一部である。



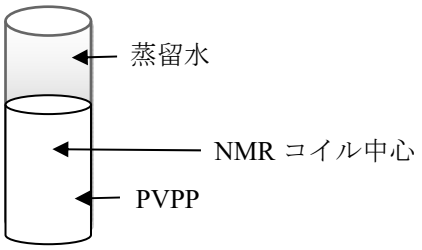


図　D NMR スペクトルの例とその時の NMR 測定におけるサンプルの位置

* Masayuki HARADA, Takahiro MORI, Yuta FUKATSU, Koichiro TAKAO and Takehiko TSUKAHARA
Tokyo Institute of Technology

天然ゼオライトによる汚染地下水のストロンチウム除去性能

Adsorption properties of natural　zeolite for strontium removal from the contaminated groundwater

*土方 孝敏[1]，小山 正史[1]
[1]一般財団法人電力中央研究所

安価で供給量のある天然ゼオライトは、福島第一原子力発電所の汚染地下水などの放射性 Sr 除去に有望な吸着剤である。産地別の天然ゼオライトについて海水成分の違いによる Sr 吸着性能を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，天然ゼオライト，地下水，ストロンチウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所のサイトに、事故直後の水位の高い滞留汚染水などに起因する放射性Srが混じった地下水がある。天然ゼオライトは、地下水からの放射性Srを除去する安価な吸着剤として有望である。サイト内の海側地下水には海水塩成分が含まれることから産地別の天然ゼオライトに対する海水塩成分のSr吸着性能に及ぼす影響を評価した。

2. 実験方法

6 種類の産地の異なる天然ゼオライト(Clinoptilolite)の Sr 平衡吸着試験を行った。初期 Sr 濃度 2 ～2000 ppm に海水塩含有率 0~約 0.5wt%(Na:1600ppm, K:54ppm,Ca:74ppm, Mg:180ppm)の混合溶液 40 cm^3と天然ゼオライト 0.04 g(溶液体積/固体重量比:V/S=1000(cm^3/g))を入れた 50cm^3の遠沈管容器を、2Hz の振盪機上にて 120 時間以上撹拌を行った。攪拌後、試料溶液を採取し、0.45 μm のフィルターを通した後に、原子吸光度計で Sr 濃度を測定した。溶液中の Sr 濃度変化から、ゼオライトへ吸着された Sr 量(mmol/g)を評価した。

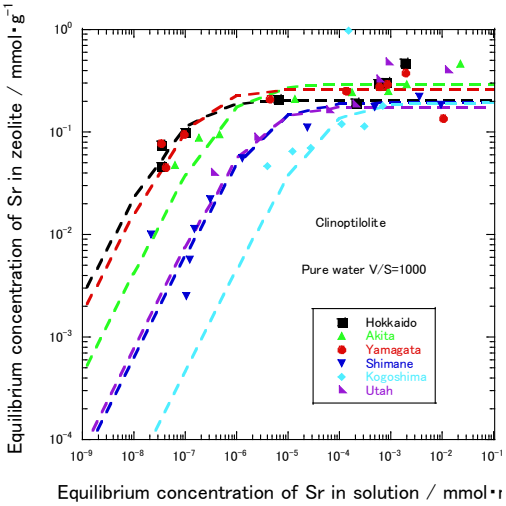


図 1　純水系での Sr 吸着等温図

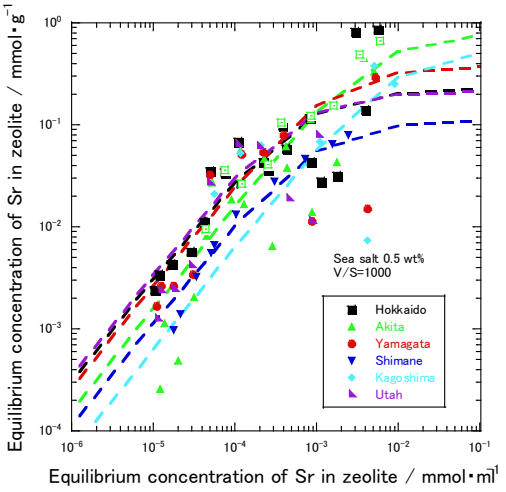


図 2　海水塩 0.5wt%での Sr 吸着等温図

3. 結果および考察

図 1 に純水系での Sr 吸着等温図を示す。同じ Clinoptilolite でも産地により Sr 吸着性能に大きな違いが見られ、北海道産＞山形産＞秋田産＞米国ユタ産＝島根産＞鹿児島産の順になった。図 2 の海水塩 0.5wt%の Sr 吸着等温図では、北海道産＝米国ユタ産＞山形産＞秋田産＞島根産＞鹿児島産となり、純水系とは異なる Sr 吸着性能になった。産地により、含まれる交換カチオンの割合が異なるために、海水塩成分により Sr 吸着性能に差が現れたものと考えられた。ただし、北海道産の Clinoptilolite は、純水系および海水塩系の双方で、最も高い Sr 吸着性能を示している。

*Takatoshi Hijikata[1] and Tadafumi Koyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（14）連結カラム試験による Cs/Sr 吸着プロセスの検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(14) Study of Cs/Sr adsorption process by two linked column experiment.

伊藤 義之[1]，*高野 雅人[1]，鈴木 達也[2]，滝本 真佑美[2]
松倉 実[3]，三村 均[3]，森 浩一[4]，岩崎 守[4]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大，[3]ユニオン昭和㈱、[4]栗田工業㈱

Cs 及び Sr 吸着カラムを連結させたカラム試験を行い、吸着プロセスの検討を行った。吸着カラムの通液順序は、①Sr カラム ②Cs カラムとすることで、Cs 及び Sr 吸着材の破過特性は、向上することが分かった。

キーワード：イオン交換，吸着，硝酸塩，ケイチタン酸塩，チタン酸カリウム

1. 緒言　本研究では、再処理施設内の低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）の吸着塔で使用する Cs 及び Sr 吸着材に対して、ランニングコスト削減のために代替吸着材の検討を行っており、これまでの研究結果[1]から Cs 吸着材では、ケイチタン酸塩（IE-911）、Sr 吸着材では、チタン酸カリウム（モレキュライト SR）が有用であることが分かった。LWTF 吸着塔への適用に向けて、吸着材の性能を十分に発揮させる吸着プロセスを検討するため、本件では、Cs 吸着カラムと Sr 吸着カラムを連結させたカラム試験を行い、吸着カラムの通液順序による Cs 及び Sr 吸着材の吸着挙動を調査し、最適な吸着プロセスを検討した。

2. 実験　Cs 及び Sr 吸着カラムは、実機と同様に Up-Flow 方式で接続し、模擬廃液は、線速度（約 25 mm/min）で通液した。ここで、カラムサイズは、5 mmφ×200 mmH（各吸着材は、100 mmH まで充てん）、模擬廃液は、$NaNO_3$ (4.7 mol/L), Cs (200 mg/L), Sr (50 mg/L) を主成分とし、RI トレーサ（Cs-137, Sr-85）を添加したものである。連結されたカラムを通液後の処理液は、ガンマ核種分析することで、Cs 及び Sr の破過曲線を測定した。次に Cs 吸着カラムと Sr 吸着カラムの通液順序を入れ替えた場合の破過曲線を測定し、Cs 及び Sr 吸着材の破過曲線を比較評価することで、吸着カラムの通液順序を検討した。

3. 結果・考察　図 1 に示す連結カラム試験結果から、模擬廃液は、①Sr 吸着カラム→②Cs 吸着カラムの順で通液することで、Cs/Sr 吸着材の破過特性は向上することが分かった。Cs カラム通液後の平衡 pH は酸性となるため、中性～アルカリ性領域において吸着性能が高い Sr 吸着材は、最初に通液させることで、Cs/Sr の破過特性は向上すると考えられる。今後は、通液速度の最適化等により各吸着材の破過特性の向上を検討していく。

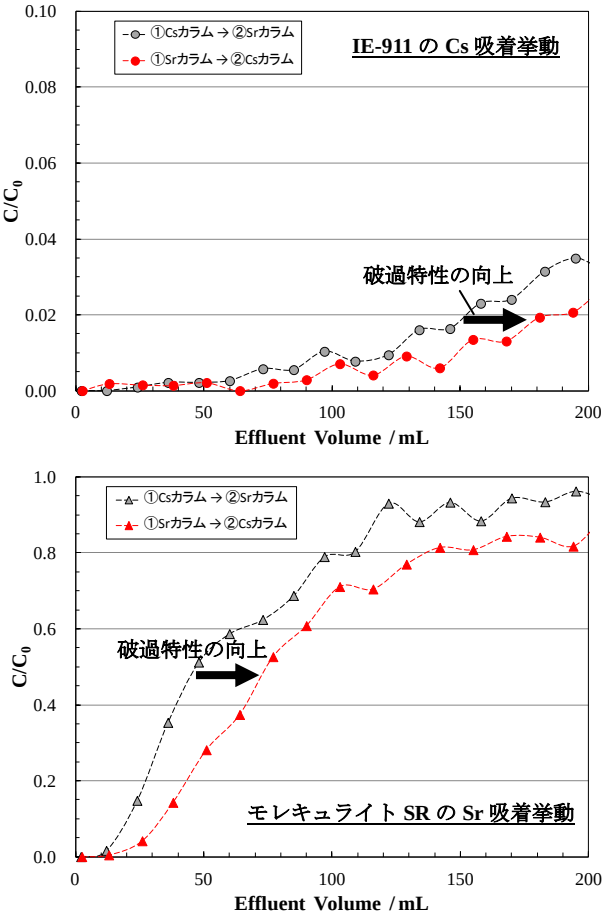


図 1　連結カラム試験結果

参考文献[1] 伊藤、ほか：2014 年秋の大会、G06

Yoshiyuki Ito[1], *Masato Takano[1], Tatsuya Suzuki[2], Mayumi Takimoto[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3], Koichi Mori[4], and Mamoru Iwasaki[4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Union Showa K.K., [4]Kurita Water Industries LTD.

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（15）実規模混練におけるセメント固化の検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant
(15) Study of cement based encapsulation in full-scale mixing

*松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，堀口 賢一[1]，小島 順二[1]，
山下 昌昭[1](現 豊清工業)，坂井 悦郎[2]，新 大軌[3]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]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廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)を主成分としたセメント材の適用検討を行っている。本報告では、実規模(200Lドラム缶スケール)で混練した試料の日数経過に伴う圧縮強度の長期挙動を調査したので報告する。

キーワード：東海再処理施設、低放射性廃棄物処理技術開発施設、低放射性廃液、炭酸ナトリウム、セメント固化

１．緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性の液体廃棄物及び固体廃棄物を処理する施設として建設され、コールド試験を実施している。本施設では、当初、液体廃棄物の処理に伴って発生する核種分離後の硝酸廃液に対し、ホウ酸塩を用いて固化体とすることとしていた。しかし、現在、環境負荷低減のために硝酸根を分解することで硝酸塩を炭酸塩に置換した後、セメント固化体とする計画として、設備導入に向けた検討、設計を進めている。本報告では、時間経過に伴う圧縮強度の傾向を調査するため、前報[1]で報告した実規模で混練した試料に対して 28、182、364 日養生後に圧縮強度の測定を行い、その長期挙動について調査したので報告する。

２．試験　模擬廃液中の塩は硝酸根分解率を考慮し、炭酸ナトリウム 90wt%、硝酸ナトリウム 10wt%とし、セメント材は高炉セメント C 種を使用し、試料の総重量は約 300Kg とした。また、塩充填率(総重量に対する塩の割合/wt%)、水セメント比(水の量をセメントの量で除した値)をパラメーターとした。作製した試料に対して 28、182、364 日養生後に試料の一部を採取(コアボーリング)して、圧縮強度を測定した。

３．結果・考察　一例として、水セメント比 0.75、塩充填率 15～20wt%の場合の結果を図 1 に示す。図 1 より、何れの塩充填率においても、圧縮強度が長期にわたって増加することを確認した。また、28 日時点では塩充填率によって圧縮強度に明確な差があるものの、364 日時点では同程度になることを確認した。炭酸ナトリウムがアルカリ塩であることから、塩充填率が増加することでセメント材に含まれる BFS の反応が促進し、それに伴って最高到達温度が増加するため、塩充填率の増加に伴い初期のセメント材の反応が促進され、28 日の圧縮強度も増加したと考えられる。また、BFS が長期にわたり反応し、構造を密にすることで、日数経過に伴って圧縮強度を増加させると考えられる。塩充填率が低下すると初期の BFS の反応量が減少するが、初期に反応しなかった BFS は前述の通り長期の圧縮強度増加に寄与するため､塩充填率関わらず 364 日では同程度になったと考えられる。364 日以降の圧縮強度については、現時点で上昇傾向にあるが、今後どのように変化するのか継続して調査する必要がある。

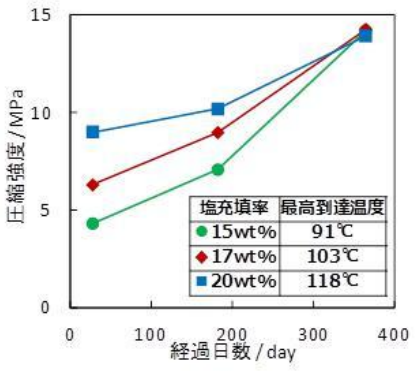


図 1 塩充填率ごとの日数経過による圧縮強度変化

参考文献 [1]山下、ほか:2015 年秋の大会 G54

* Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Kenichi Horiguchi[1], Junji Kojima[1], Masaaki Yamashita[1](currently Housei-kougyo), Etsuo Sakai[2], Daiki Atarashi[3],
[1]JAEA, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Shimane Univ

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

[2F19-24] Decontamination and Debris treatment

Chair: Takatoshi Hizikata (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[2F19] Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium

*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi Nishikawa[1], Hirokazu Tanaka[1] (1.Mitsubishi Materials)

4:55 PM - 5:10 PM

[2F20] Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2], Kazushige Ishida[3] (1.Kurita Water Industries Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3.Hitachi, Ltd)

5:10 PM - 5:25 PM

[2F21] Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water

*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], Toshitaka Kaneshiki[2] (1.Nagaoka University of Technology, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Kindai University)

5:25 PM - 5:40 PM

[2F22] Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture By Hydrogen Fluoride

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

5:40 PM - 5:55 PM

[2F23] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3] (1.Hitachi-GE Nuclear Energy, 2.Mitsubishi Materials, 3.Tohoku Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM

[2F24] Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

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

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

セシウムとストロンチウムで汚染した金属の溶融除染

Melt Refining Technology for Metal Scraps Contaminated with Radioactive Cesium and Strontium

*堀内 伸剛[1]，西川 雄[1]，田中 宏和[1]

[1]三菱マテリアル

放射性セシウム及び放射性ストロンチウムで汚染した金属廃棄物について、高周波誘導炉で溶融処理し、これらの核種を除去してクリアランスレベルの金属材料を得る「溶融除染技術」を提案する。事故由来の放射性セシウムで汚染した金属廃棄物等を用いて溶融除染試験を実施したので、その試験結果を報告する。

キーワード：金属廃棄物，溶融除染，減容，クリアランス，再利用，セシウム，ストロンチウム，核種濃度測定，放射能濃度測定，ゲルマニウム半導体検出器

1. 緒言

汚染廃棄物の最終処分の物量を削減するために除染・減容・再利用を行うことは重要であるが、金属廃棄物は形状が多様なため、除染前後の核種濃度測定は困難である。溶融除染技術は、セシウム及びストロンチウムを除去可能である他、核種濃度測定が容易である。

本報告におけるセシウムの溶融除染試験は、平成 27 年度除染・減容等技術実証事業（環境省公募）の実施内容の一部である。

2. 試験方法

2-1. セシウムの溶融除染試験

①処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、安定セシウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属は炭素鋼、ステンレス鋼及び鋳鉄とし、安定セシウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。また、それぞれの金属材料に対しスラグ材を 0~3wt%添加した。同様に、処理規模 1 トン/バッチの実規模高周波誘導炉を用いて、安定セシウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属は炭素鋼とし、安定セシウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。スラグ材は添加しなかった。

②処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、放射性セシウムが付着した金属廃棄物の溶融除染試験を実施した。また、金属に対し汚染土壌（10,500Bq/kg）を 0~3wt%添加した。

2-2. ストロンチウムの溶融除染試験

処理規模 1kg/バッチの高周波誘導炉を用いて、安定ストロンチウムを添加した模擬試料の溶融除染試験を実施した。金属はステンレス鋼とし、ストロンチウムの添加量は金属重量に対し 0.1wt%とした。また、金属に対しスラグ材を 0~3wt%添加した。

3. 試験結果

3-1. セシウムの溶融除染試験

①図 1 に溶融前後の金属中の安定セシウム濃度を示す。1kg/バッチ炉を用いた試験においては、炭素鋼、ステンレス鋼、鋳鉄のすべてにおいて、溶融後の金属中のセシウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のセシウム濃度において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。なお、スラグ材添加量の違いによる除染係数及びサンプルの代表性への影響はなかった。1 トン/バッチ炉を用いた試験においても、溶融後の金属中のセシウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のセシウム濃度分析において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。



図 1　模擬試料を用いた除染試験における金属中の安定セシウム濃度

表 1　放射性セシウム付着金属廃棄物を用いた除染試験における放射能濃度

		放射能濃度[Bq/kg]	
		Run1	Run2
溶融前	金属廃棄物	5.6	5.6
	土壌		10,500
溶融後	金属固化体	<0.2	<0.2

Cs-134,137の合計値、検出下限値:0.2Bq/kg

②表 1 に示すように、放射性セシウムを検出下限値未満（<0.2Bq/kg）まで除染できた。また、汚染土壌が共存しても除染効果に影響はなかった。

3-2. ストロンチウムの溶融除染試験

表 2 に示すように、溶融後の金属中のストロンチウム濃度は 0.1ppm 未満であり、除染係数は 10,000 以上であった。また、溶融後の金属のストロンチウム濃度分析において少量試料（溶湯サンプル）の代表性を確認した。

表 2　模擬試料を用いた除染試験における金属中の安定ストロンチウム濃度

（単位：ppm）

溶融前	模擬試料	1,000
溶融後	金属固化体	<0.1
	溶湯サンプル	<0.1

検出下限値0.1ppm

4. まとめ

模擬試料を用いた試験の結果より、セシウム及びストロンチウムについて金属の溶融除染が可能であり除染係数は 10,000 以上であることを確認した。さらに、放射性セシウムが付着した金属廃棄物を用いた試験の結果より、検出下限値未満（<0.2Bq/kg）まで除染が可能であり、その除染効果は汚染土壌共存の有無による影響を受けないことを確認した。

*Nobutake Horiuchi[1], Takeshi NIshikawa[1] and Hirokazu Tanaka[1]

[1]Mitsubishi Materials

溶離-電着法による放射性廃イオン交換樹脂の除染技術の開発（３）

Development of decontamination technology for radioactive spent ion exchange resins using elution and electro-plating method (3)

*宮本 真吾[1]，岩﨑 守[1]，小森 英之[1]，会沢 元浩[2]，太田 信之[2]，岩佐 淳司[2]，石田 一成[3]
[1]栗田工業，[2]日立 GE，[3]日立研開

原子力発電所で使用された高線量率の放射性廃イオン交換樹脂（廃樹脂）の除染技術について報告する。加温硫酸により廃樹脂中の Co、Fe を溶離し、硫酸廃液中の Co、Fe を電着回収するシステムにおいて、小スケールの廃樹脂処理繰返し試験を実施し、プロセスの安定性を確認した。

キーワード： ^{60}Co，電着回収，電気透析，放射性廃イオン交換樹脂，クラッド

1. 緒言

原子力発電所の原子炉水浄化系（CUW）、燃料貯蔵プール水浄化系（FPC）にて、冷却水の浄化に使用されたイオン交換樹脂は、放射能が高く、焼却処理等の減容化処理が難しいという課題がある。本研究では、余裕深度処分対象の放射性廃樹脂から ^{60}Co を主とした放射性金属を除去し、焼却処理できるレベルまで廃樹脂の放射能を低減可能な技術の開発に取り組んでいる。その中で、前報[*1] では、下記のプロセスからなるシステムを提案した。

① 溶離プロセス；加温硫酸を廃樹脂に接触させ、廃樹脂中の ^{60}Co の溶離とともに、鉄クラッドを溶解
② 電気透析プロセス；電気透析で、硫酸溶離廃液中の Co、Fe イオンを、電着液側に移動し、硫酸を再生
③ 電着プロセス；電着液側に移動した Co、Fe を、電着槽で電気的に還元し、陰極上に固定化

今回、小スケールの廃樹脂処理試験により、溶解・溶離から電着までの一貫処理の繰返し安定性を確認した。

2. 模擬廃イオン交換樹脂処理実験

廃樹脂中の模擬クラッドの加温バッチ溶解と Co イオンの硫酸通水溶離を一槽で行える溶離槽を備えた試験装置（処理樹脂量；10 mL ）を製作した（図 1）。1 バッチ 24hr で、10 回の繰返し試験を実施したところ、廃樹脂からの Co 溶離率 95%以上（95 ~ 98%）、硫酸溶離廃液からの Co 除去率 99%以上を安定して得られることを確認した（図 2）。

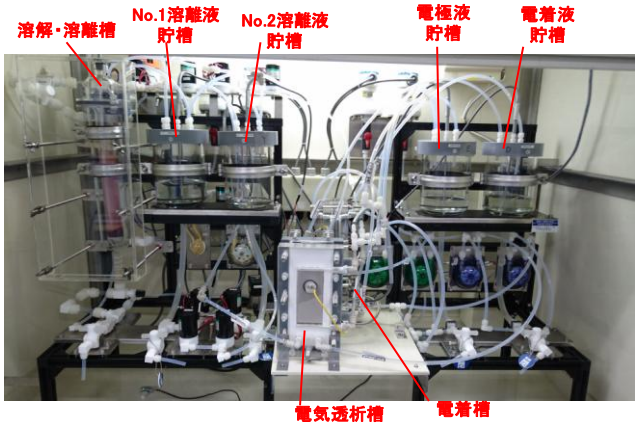


図１　小スケール試験装置

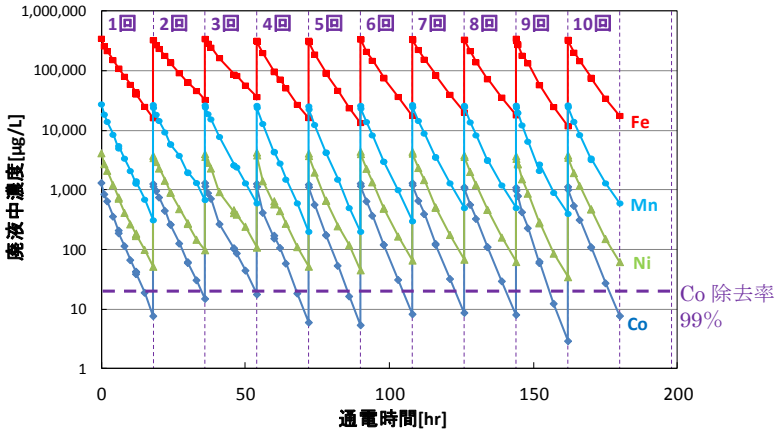


図２　模擬廃樹脂の溶離廃液の電気透析処理結果

参考文献　[1] 宮本、岩﨑、小森、会沢、太田、石田；日本原子力学会「2015 年秋の大会」E-36

*Shingo Miyamoto[1], Mamoru Iwasaki[1], Hideyuki Komori[1], Motohiro Aizawa[2], Nobuyuki Ota[2], Junji Iwasa[2] and Kazushige Ishida[3]
[1]Kurita Water Industries Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi, Ltd.

陸水に含まれる多種多様な放射性核種の一括除染を目指した有機複合吸着剤の合成と応用

Syntheses of novel organic composite adsorbents and its application for decontamination of contaminated water with various types of radionuclides in inland water

*立花 優[1], 奥村 森[2], 野上 雅伸[3], 鈴木 達也[1], 野村 雅夫[2], 金敷 利隆[2]
[1]長岡技術科学大学 大学院工学研究科 原子力システム安全工学専攻,
[2]東京工業大学 先導原子力研究所, [3]近畿大学 理工学部 電気電子工学科

多種多様な金属イオンに対して高い吸着能を持つタンニン酸と良く知られた陰イオン交換樹脂をメチレン架橋させた結果、個々の吸着剤にはなかった新しい吸着現象を発現させることに成功した。本研究では、この吸着剤を用いて過酷事故により環境中に飛散する恐れのある放射性核種の吸着脱離特性を評価した。
キーワード：有機複合吸着剤, タンニン酸, 陰イオン交換樹脂, 放射性核種, 吸着脱離機構

福島第一原子力発電所の過酷事故による水道水の飲料制限から、現在の日本において主として採用されている高度浄水処理方式や急速濾過方式では原子炉内部から飛散する放射性核種を適切に除染できないことを学んだ。我々は多種多様な放射性核種を同時に、且つほぼ完全に除去できる有機複合吸着剤の開発に取り組んできた。開発した吸着剤は多種多様な金属イオンに対して高い吸着能を持つタンニン酸と一般的な陰イオン交換樹脂をメチレン架橋させた複合型有機吸着剤である。その一つである PA316TA 吸着剤を図 1 に示す。赤外吸収スペクトル法による構造解析の結果、主なイオン交換基は置換アミノ基、OH 基、COOH 基、SO_3H 基であることがわかった。数種類の有機複合吸着剤を合成した後、陸水(2015 年 11 月 5 日に新潟県小千谷市付近の信濃川から採水したもの)に溶存させた Cs、Sr、I、さらには、Am や Cm の模擬物質としてランタノイド元素に対する有機複合吸着剤の吸着脱離挙動を評価した。具体的には、室温条件下で PA316TA 吸着剤を用いてバッチ試験を行い、参考文献(1)と同様の計算式から各々の分配係数(K_d)を算出した。得られた Cs、Sr、I(I と IO_3 イオンの二種類を対象とした)、及びランタノイド元素(Pm を除く)の K_d 値はそれぞれ、$(1.3 \pm 0.4) \times 10^3$(Cs)、$(8.1 \pm 1.6) \times 10^4$(Sr)、$(3.5 \pm 0.5) \times 10^2$(I)、$(4.8 \pm 0.4) \times 10^2$($IO_3$)、及び$(4.6 \pm 2.0) \times 10^5$(ex. La)であった。Cs と Sr の K_d 値の差は価数の違いによるものと推測できることから、これらの元素は PA316TA 吸着剤の主要な官能基と陽イオン交換反応を経て化学吸着していると考えられる。また、タンニン酸型吸着剤、あるいは PA316 吸着剤のような強塩基性陰イオン交換樹脂単独では IO_3 に対してほとんど吸着能を示さなかったが、PA316TA 吸着剤は、不思議なことに両者に対して高い吸着能を持つことが確認された。

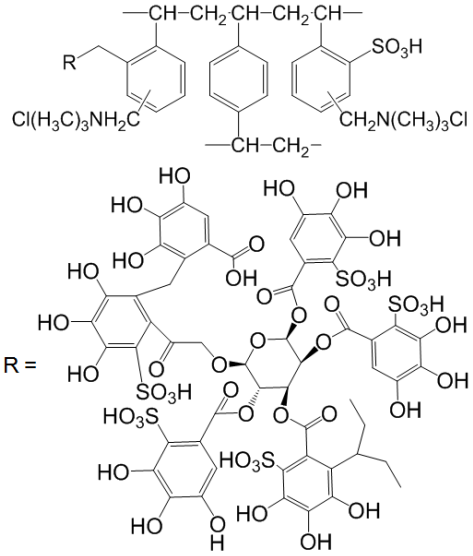


図1. PA316TA吸着剤の化学構造式

本研究は、JSPS 科研費 若手(B)「電子密度のグラデーションと擬似吸着能を活かした新しい有機複合吸着剤の創製」(課題番号: 16K18346)の一環として実施した。

参考文献

[1] Yu Tachibana, et al., *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **307**, 1911-1918(2016)

---

*Yu Tachibana[1], Shin Okumura[2], Masanobu Nogami[3], Tatsuya Suzuki[1], Masao Nomura[2], and Toshitaka Kaneshiki[2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Kindai University

フッ化水素によるウラン-ジルコニウム混合試料のフッ化挙動

Fluorination Behavior of Uranium-Zirconium Mixture by Hydrogen Fluoride

*大野 貴裕[1]，佐藤 修彰[2]，根津 篤[3]，内山 孝文[1]，松浦 治明[1]

[1]東京都市大学，[2]東北大学，[3]東京工業大学

福島第一原子力発電所事故により生じた燃料デブリの処理に関する研究の一環として、熱分析装置とX線回折装置を用いて酸化ウラン - ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を調査した。

キーワード：燃料デブリ，フッ化，二酸化ウラン，二酸化ジルコニウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリの処理処分にはこれまで用いられていた再処理プロセスの延長だけでは対応が困難な可能性がある。この燃料デブリを処理する方法として選択フッ化と溶融塩電解法を用いた乾式処理が検討している。本研究では選択フッ化プロセスに着目し、二酸化ウラン - 二酸化ジルコニウム混合試料のフッ化挙動を熱分析装置を用いて調査することを目的とする。

2. 実験

UO_2 と ZrO_2 をモル比で 1:9,3:7,5:5,7:3,9:1 に秤量し、めのう乳鉢にて磨砕混合した。混合後の試料を石英ボートに入れ、石英反応管にセットした後、酸化雰囲気（Ar+2%O_2)および還元雰囲気(Ar+10%H_2)下、1200℃にて所定時間加熱処理した。調製した試料を白金パンに量りとり、熱重量・示差熱分析装置（Rigaku Thermoplus2）にセットし、Ar+25%HF ガスを 80 ml/min にて流入させながら 500℃まで加熱して、熱重量分析を行った。実験後の試料は X 線回折装置(Rigaku Miniflex)を用いて生成相を同定した。

3. 結果と考察

酸化雰囲気処理及び還元雰囲気処理を行った混合試料と UO_2,U_3O_8,ZrO_2 のみの場合について TG-DTA の結果を比較したところ、混合試料ではウランあるいはジルコニウムフッ化物の揮発が見られず、そのフッ化は抑制されていることが確認された。このことから、熱処理を行った場合、単純な混合物となるのではなく、試料中で固溶体化、あるいは試料のモルフォロジー変化などによるものと考えられる。還元処理を行った試料においてはウランとジルコニウムの複合化合物は確認されなかったが、酸化処理を行った試料においてジルコニウム及びウランの酸化物 UZr_6FO_{14} となった。UO_2 をフッ化させた場合 UO_2F_2 を経て UF_4 になると考えられるが、酸化処理を行った試料では UO_2F_2 及び UF_4 は確認されなかった。これは U_3O_8 そのもののフッ化速度が他より早いものの、一部固溶体化していたウランが先に安定となり、UZr_6FO_{14} が生成されたものと考えられる。

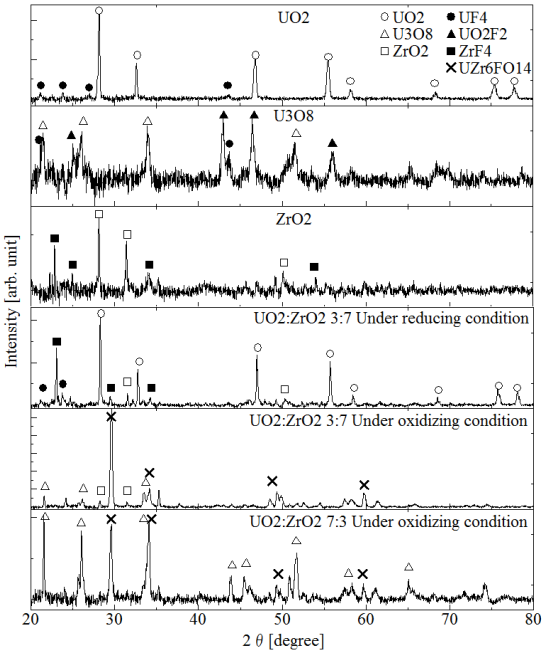


Fig.1 HF 雰囲気下の TG-DTA 測定により得られた試料の XRD 回折結果

参考文献

[1] N. Sato et al, Proc. Rare Metal Extraction Symposium, TMS, (2016).

*Takahiro Ono[1], Nobuaki Sato[2], Atsushi Nezu[3], Takafumi Uchiyama[1], and Haruaki Matsuura[1].

[1]Tokyo City University, [2]Tohoku University, [3]Tokyo Institute of Technology.

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

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(10) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 2)

*星野国義[1]，深澤哲生[1]，笹平 朗[1]，渡邊 伸二[1]，
菊池俊明[2]，近沢 孝弘[2]，桐島 陽[3]，佐藤修彰[3]
[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル，[3]東北大学

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

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの安定化処理技術を開発することである。前処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U、Pu から大部分の不純物を除去して核物質管理及び計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。この燃料デブリ処理により、炉心溶融事故後の収束を図るとともに、将来の処分、長期保管、再処理等の処置シナリオへ柔軟に対応する[1]。

2. 実験

主要成分を含む模擬デブリ（UO_2-Fe、UO_2-SUS、U_3O_8-Fe_2O_3、UO_2-ZrO_2、UO_2-ZrO_2-Fe）のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100%フッ素ガスを 300ml/分の流量で 60 分間供給した。フッ化反応により生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収し、不揮発性フッ化物は試料ボート内にフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

U_3O_8-Fe_2O_3模擬デブリのフッ化試験前・後の試料の XRD 分析結果を図 1 に示す。フッ化試験前の試料には U 酸化物、Fe 酸化物、U-Fe 混合酸化物が見られるが、フッ化試験後の残渣は Fe フッ化物のみとなっており、化学形態によらず全量フッ化されることが分かった。固溶体の形成が見られた UO_2-ZrO_2模擬デブリを含め今回供試した他の模擬デブリについても、同様に残渣はフッ化物のみであり、全量フッ化されていることが分かった。残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中の U は、ほぼ全量が U フッ化物（UF_6）で揮発したと考えられる。

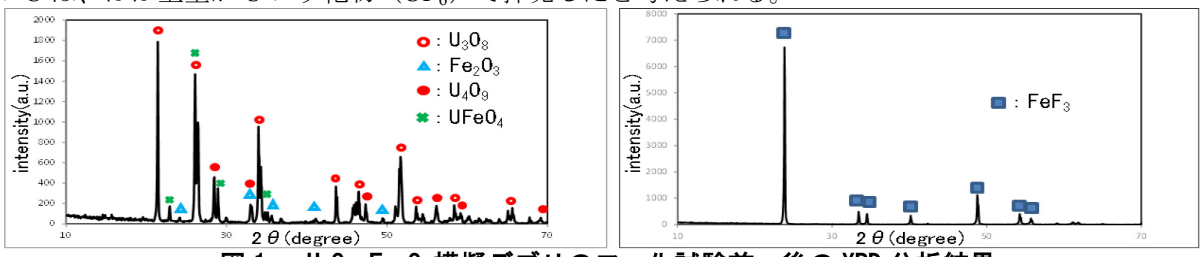


図 1.　U_3O_8-Fe_2O_3模擬デブリのフッ化試験前・後の XRD 分析結果

参考文献；[1]深澤ら，日本原子力学会 2014 年春の年会 H56,'14 年秋の大会 G57,'15 春の年会 L15,'15 秋の大会 I01,'16 春の年会 2I-07

*Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akira Sasahira[1], Shinji Watanabe[1], Toshiaki Kikuchi[2], Takahiro Chikazawa[2], Akira Kirishima[3], Nobuaki Sato[3]　[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials, [3]Tohoku Univ.

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(11) フッ素による模擬デブリフッ化の熱力学的検討

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method
(11) Thermodynamical Study for Fluorination of Simulated Debris by Fluorine

*佐藤修彰[1]，桐島　陽[1]，深澤哲生[2]
[1]東北大，[2]日立 GE

高速増殖炉(FBR)や軽水炉(LWR)の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質(燃料デブリ)を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。フッ素を用いて、ウランおよびジルコニウム酸化物のフッ化挙動についてフッ化実験とともに熱力学的評価を行い、それらの結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化挙動、安定化処理、フッ素

１．緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリおよび福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリの、安定化処理技術を開発することである。処理技術としてフッ化物揮発法を適用し、U, Pu から大部分の不純物を除去して核物質含有量の低減と計量管理の容易化を図り、燃料デブリを最終的に安定かつ硝酸溶解可能な酸化物とする。その際、燃料デブリを構成する燃料酸化物や被覆管や圧力容器など構造材と、フッ素との反応について検討する必要がある。これまで、フッ素雰囲気の TG-DTA 法によりウランおよびジルコニウムや鉄系酸化物のフッ化挙動について調べた[1,2]。ここでは、個々の化合物のフッ化反応について熱力学的に評価するとともに、模擬デブリのフッ化挙動について検討した。

２．実験および解析

UO_2 は金属ウランを真空中 800 ºC で加熱して得た U_3O_8 を 1000 ºC において水素還元して得た。ジルコニウムや鉄の金属および酸化物は特級試薬を使用した。また、UO_2-ZrO_2 等の模擬デブリ試料は酸化あるいは還元雰囲気にて、所定温度に加熱処理して得た。試料粉末約 10mg を Ni 製試料パンに入れ、高純度アルゴンガス雰囲気のグローブボックス内に設置した TG-DTA 装置の試料部にセット後、F_2 ガス（5%F_2-He）を 20ml/min で導入し、一定の昇温速度（5ºC/min、10ºC/min）で室温から 500ºC まで加熱し TG-DTA を行った。また、ウラン-フッ素系、ジルコニウム-フッ素系について MALT-II（科学技術社）を用いた熱力学的検討を行い、実験結果と比較検討した。

３．結果・考察

UO_2 の場合には、フッ素が酸化剤であるため、低温より反応して、オキシフッ化物(UO_2F_2)を経由し、UF_6 として揮発することが分かった。ジルコニウムの場合、金属では低温より反応して重量が増加し、低級フッ化物を生成後，400℃付近より発熱を伴う重量減少により、ZrF_4 を生成して揮発することが分かった。金属鉄の場合には、低温より反応して FeF_2 や FeF_3 を生成するが、鉄系酸化物の場合には、オキシフッ化物を経由することが分かった。さらに、模擬デブリとしての UO_2-ZrO_2 混合試料の場合には、ウラン過剰の場合には UO_2 および ZrO_2 と同様のフッ化が見られたが、ジルコニウム過剰な組成ではフッ化反応が抑制される傾向が見られた。得られた結果について、熱力学的検討を行い、反応温度やフッ素分圧に影響について調べた。

参考文献　[1] 佐藤ら，日本原子力学会 2015 年春の年会(茨城大), L17, [2]佐藤ら，同 2016 年春の年会(東北大), 2I09

*Nobuaki Sato[1], Akira Kirishma[1] and Tetsuo Fukasawa[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi-GE.

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 27 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

[2G01-04] Instrumentation System

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G01] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1], Takahiro Tadokoro[1] （1.Hitachi, Research &Development Group）

9:30 AM - 9:45 AM

[2G02] Reactor Noise Analyses of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition Method

*Hideyuki Shobukawa[1], Go Chiba[2], Tadashi Narabayashi[2] （1.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2.Division of Energy and Environmental System, Graduate School/Faculty of Engineering, Hokkaido University ）

9:45 AM - 10:00 AM

[2G03] Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2], Takayuki Ichikawa[3] （1.Hitachi, Ltd., 2.Hitachi High-Tech Solutions Corp., 3.Hiroshima Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2G04] Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium

*Hirabayashi Masaru[1], Suzuki Masashi[1], Imamura Hiroaki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
（１４）RBWR 用核計装システムの成立性評価

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
(14) Feasibility Study of a Nuclear Instrumentation System for RBWR

*岡田 耕一[1]，日野 哲士[1]，三輪 順一[1]，伏見 篤[1]，田所 孝広[1]
[1]日立研開

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR 向けの核計装システムを検討している。今回，燃料被覆管損傷が起こる前に制御棒の引き抜きを阻止する RBWR 向けのロッドブロックモニタの構成を検討し，成立性を確認したので報告する。

キーワード：沸騰水型軽水炉，核計装，ロッドブロックモニタ

1. 緒言

超ウラン元素(TRU)を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR（資源再利用型 BWR：Resource – renewable BWR）を開発している。TRU を燃焼するため，RBWR の炉内中性子のエネルギー分布は高エネルギー側にシフトしている。また，既設炉に対して，燃料長が 1/4，計装管径が 1/2 以下，六角格子状のチャンネルボックス，Y 字型の制御棒など炉内構造が従来とは異なる。これらの違いを踏まえて，RBWR 向けの核計装系を新たに検討し，制御棒の誤引き抜きを検知・阻止するロッドブロックモニタ（RBM）の成立性を評価した。

2. RBM システム構成

図 1 に核計装用検出器の配置と RBM の構成を示す。計装管内には，上部燃料，内部ブランケット，下部燃料それぞれの高さに対応した 3 か所に核分裂電離箱を設置した。引き抜き制御棒を囲む 4 か所の計装管内の検出器の組み合わせにより 3 系統の RBM が作動する構成とした。炉心を模擬した体系に対する粒子輸送シミュレーションにより，制御棒の引き抜き量ごとの原子炉出力，中性子束エネルギー分布，および検出器の応答を計算し，各 RBM 系統の信号出力を評価した。

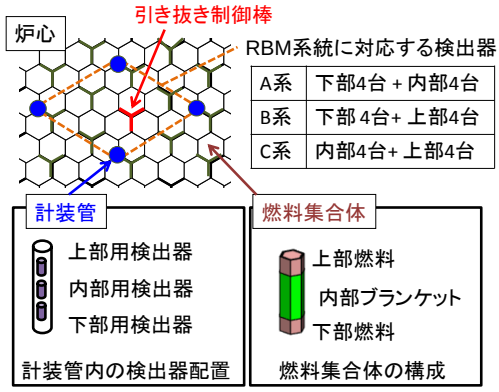


図 1　RBM システムの構成

3. RBM の成立性評価

RBM 系統ごとに最大で 50%の検出器が機能せず，バイパスされると想定した時に原子炉出力に対して最も鈍感になるバイパスパターンでの RBM 信号出力を図 2 に示す。制御棒の限界引き抜き量は最小限界出力比から算出した。この限界引き抜き量で制御棒の引き抜きを阻止できる RBM 信号出力は約 104±1.6%であった。信号出力 104%を検知レベルとした時，制御棒の引き抜きが阻止される最小の原子炉出力は約 103%であった。このことから RBM の成立条件は，原子炉出力揺らぎ 3%未満であることがわかった。

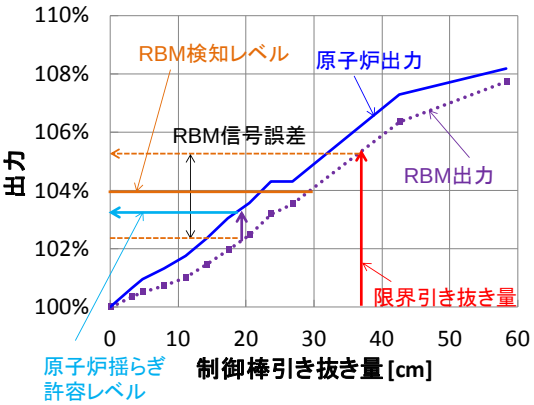


図 2　制御棒引き抜き時の RBM 信号

4. 結論

RBWR において複数の核計装用検出器が機能しない条件でもロッドブロックモニタが成立することを確認し，原子炉の運転条件を示した。これにより RBWR において核計装系が成立する見通しを得た。

*Koichi Okada[1], Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Atsushi Fushimi[1] and Takahiro Tadokoro[1]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group.

特異値分解を用いた Ringhals1 号機の炉雑音解析

Reactor Noise Analysis of Ringhals-1 Using Singular Value Decomposition

*正部川　英亨，　千葉　豪，　奈良林　直
北海道大学

Ringhals1 号機の BOC14～17 の APRM データに特異値分解を適用し、炉心安定性に関わる成分を抽出し、その自己相関関数から沸騰水型原子炉の安定性の指標とされている減幅比を推定した。

キーワード：沸騰水型原子炉、Ringhals1 号機、局所出力領域モニター、減幅比、特異値分解

1. 緒言

沸騰水型原子炉においては局所出力領域モニター(LPRM)雑音信号に自己相関関数(ACF)法や自己回帰モデルを使用して出力振動を減幅比として評価する。また、この手法に様々な信号処理を加える事で減幅比をより正確に評価する方法が提案されている。これまでに、特異値分解を適用して炉心安定性に関わる成分を抽出し、ACF 法を使う解析が Ringhals1 号機の BOC14 の実験データに適用されており[1]、本研究では同手法で他の BOC15～17 の実験データを解析した。

2. 解析手順

LPRM の平均をとった APRM 信号に特異値分解を適用し、信号を抽出して ACF を求めた。データのサンプリング周期は 0.08[s]である。出力振動の周期は 2[s]前後であるので、共分散の次元数は過去の研究結果から振動の 2 周期分に対応する 48 と設定した。また、減幅比を評価する適切な分解信号を抽出するために次のアルゴリズムを定めた。①ACF の 2 番目の極大値が出力振動の 2 周期分を超えない位置にある。②ACF の 2 番目の極大値が 0.3 以上である。③振動数が 0.4～0.55[Hz]である。④極大値と極小値が減衰している。なお、①～④を満たすものが複数ある場合は特異値が最大のものを選ぶこととした。以上に基づいて抽出した分解信号の ACF において 2 番目の極大値から 5 番目までのデータに最小二乗法を適用し、減幅比・周波数を評価した。

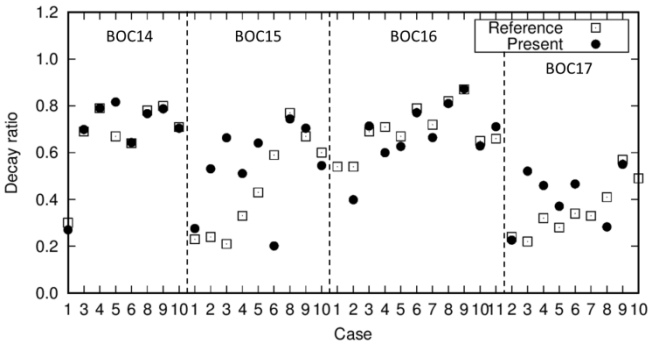


図 1 減幅比の評価結果

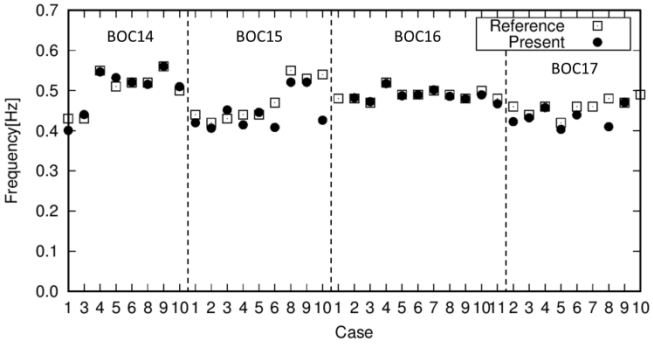


図 2 周波数の評価結果

3. 結果

BOC14～17 の減幅比・周波数の評価結果を図 1、2 に示す。参照解は OECD の Ringhals1 号機安定性ベンチマーク最終報告書で評価されたものを引用した[2]。本解析・アルゴリズムでは求めることのできないケースが 3 つあった。BOC14､16 では減幅比と周波数の評価結果は参照解とおおむね一致したが､BOC15､17 のように参照解の減幅比が小さなケースでは大きな差異があった。

参考文献

[1] M. Tsuji, Y. Shimazu, J. Nucl. Sci. Technol., 42[2],169-182(2005)

[2] OECD/NEA, “Ringhals 1 Stability Benchmark Final Report”, NEA/NSC/DOC(96)22, 1996

*Hideyuki Shobukawa, Go Chiba, and Tadashi Narabayashi
Hokkaido Univ.

パラジウムを用いた圧力伝送器のドリフト抑制手法の開発

Development of Drift Suppression Method of Pressure Transmitter using Palladium

*桑名 諒[1]，新間 大輔[1]，伏見 篤[1]，原 勲[1]，杉本 寛幸[2]，市川 貴之[3]

[1]㈱日立製作所，[2]㈱日立ハイテクソリューションズ，[3]広島大学

プロセス計測の高信頼化を目的に，圧力伝送器のドリフト抑制手法を開発した。本研究では，ドリフトの原理，パラジウムを用いたドリフト抑制手法の実験による評価について報告する。

キーワード：圧力伝送器，ドリフト，水素透過，放射線分解，パラジウム，水素吸蔵

1. 緒言

原子力発電プラントにおいては，復水器や給水加熱器ドレンタンクの水位などのプロセス測定に圧力伝送器が用いられている。これら圧力伝送器の一部で，内部に水素ガスが蓄積して計測値が実際と異なる事象（ドリフト）が発生している[1]。我々の研究により，ドリフトの主要因は，外部からの水素透過と内部シリコーンオイルの放射線分解で発生する水素による，圧力伝送器内部の圧力変化と分かった。対策として，水素吸蔵物質であるパラジウム(Pd)で水素を吸蔵し，内圧変化を抑制する手法を考案した[2]。本研究では，圧力伝送器内部のシリコーンオイル中に Pd を設置する構成に関して，オイル中での Pd の水素吸蔵量と，ドリフトが発生すると報告される圧力 7.7kPa 以下で実機 10 年間での水素蓄積量(最大 8.0ml)の保持が可能かを，実験により確認した。

2. 実験

脱気したシリコーンオイル 2g に Pd を 200mg 混合させた試験体に対して，PCT (Pressure-Composition-Temperature) 測定装置で水素吸蔵放出特性を測定した。図 1 に試験結果を示す。吸蔵特性については，水素分圧を 0 から約 3MPa まで上昇させたところ，シリコーンオイル中(a)と気中(c)[3]での吸蔵曲線が類似しており，ほぼ同等の性能であることが分かった。一方，放出特性については，シリコーンオイル中での水素放出(b)は気中(d)[3]と比較して少なく，水素分圧を 7.7kPa 以下としても，最大 0.55wt%保持(大気圧換算で Pd1g あたり水素 61.6ml)できることが分かった。

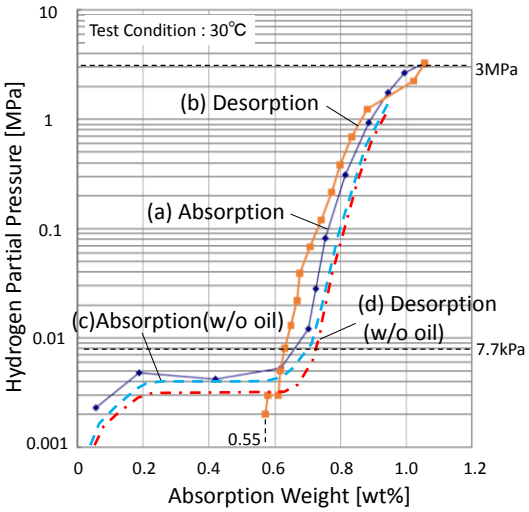


図1 シリコーンオイル中のPdのPCT特性

3. 結論

本試験結果から，シリコーンオイル中においても，Pd が気中と同量の水素を吸蔵可能であることと，水素分圧が 7.7kPa 以下に低下しても，吸蔵した水素を最大 0.55wt%保持(大気圧換算で Pd1g あたり水素 61.6ml)できることを確認した。圧力伝送器の内部に蓄積する水素量は最大約 8.0ml/10 年であり，ドリフト抑制に必要な Pd は 0.13g 以上であれば充分であることが分かった。

参考文献

[1] U.S.NRC Information Notice No.95-20 (1995-3)　[2] Ryo Kuwana, et.al., ICONE-23 No.1424 (2015-5)

[3] Miho Yamauchi., The Murata Science Foundation Annual Report No.18 p.90-99 (2004)

*Ryo Kuwana[1], Daisuke Shinma[1], Atsushi Fushimi[1], Isao Hara[1], Hiroyuki Sugimoto[2] and Takayuki Ichikawa[3]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi High-Tech Solutions Corp., [3]Hiroshima Univ.

高温ナトリウム用超音波流量計の開発
- 信号処理手法の適用性評価 -

Development of ultrasonic flowmeter for high-temperature sodium
- Applicability evaluation of signal processing method -

*平林 勝，鈴木 将，今村 弘章
原子力機構

ナトリウム冷却炉用の主循環流量計として、超音波伝搬時間差多測線方式流量計測システムを開発している。これまでの報告では、水流動試験等の結果より、開発要件である直線性等を満足できる見通しを示した。本報では、ナトリウム実流試験の結果より、提案した温度補償方法の適用性等について評価した。

キーワード：高速炉，超音波流量計，高温ナトリウム，信号処理

1. 緒言

ナトリウム冷却炉の実用化概念で検討されている直管部が短い高クロム鋼の大口径配管に適用する流量計として、超音波伝搬時間差多測線方式流量計測システムを開発しており、これまでに実施してきた水流動試験等の結果より、開発要件である直線性等を満足できる見通しを示してきた。本報では、広範なナトリウム温度に対して提案した温度補償方法の適用性等を評価するために、ナトリウム実流試験を実施した。

2. 試験及び結果

表 1 に主要な試験条件を示す。本試験では、広範なナトリウム温度に対して温度補償方法を含む信号処理手法の適用性評価を主な目的としており、測線数及び上下流直管長は、これまでに実施してきた水流動試験等で見通しを示した 4 測線に対して 1 測線、上下流直管長は配管内径の約 3 倍（3D）に対して 15 倍とした。

図 1 に超音波流量計による流量の計測結果を示す。この結果より、各温度に対して超音波で計測した流量は、水流動試験と同様に直線性を有していることを確認した。また、ナトリウム温度の変化に対して、超音波で計測された流量は同じ値を計測しており、提案した温度補償方法の適用見通しが示された。

表 1　試験条件

項目	条件
Na 温度	200～400℃
配管内径	53.5mm
流量 流速	～100ℓ/min ～0.74m/s
測線数	1
直管長	約 15D

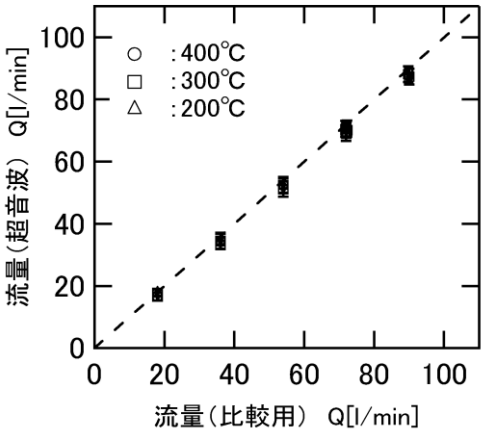


図 1　温度補償

3. 結言

ナトリウム実流試験の結果より、広範なナトリウム温度に対して温度補償を含む信号処理手法の適用見通しが示された。

参考文献

[1] 平林 他,「高クロム鋼を用いた 1 次冷却系配管に適用する流量計測システムの開発」 原子力学会 2009 年秋の大会 G32

*Masaru Hirabayashi, Masashi Suzuki and Hiroaki Imamura
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing

[2G05-06] Fiber sensor, Ultrasonic sensor

Chair: Yukiharu Ooga (HGNE)

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 11:10 AM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G05] Evaluation of concrete strength by using laser induced ultrasonic waves

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Hanari Toshihide[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Oleg Kotyaev[2], Shinri Kurahashi[2]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology）

10:35 AM - 10:50 AM

[2G06] Thermal induced deformation measurement of the sodium circulation loop by a Heat resistant FBG sensor

*NISHIMURA AKIHIKO[1], YUSUKE TAKENAKA[2], KAZUHIRO TORIMOTO[1], MASASHI UEDA[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.A-Tech）

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー励起超音波によるコンクリート強度の評価

Evaluation of concrete strength by laser induced ultrasonic waves

*山田 知典[1]，鈴木 啓司[1]，羽成 敏秀[1]，柴田 卓弥[1]，西村 昭彦[1]，小山 真一[1]，
大道 博行[1]，島田 義則[2]，オレグ・コチャエフ[2]，倉橋 慎理[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]レーザー技術総合研究所

熱劣化コンクリートの物理的・機械的強度等の評価を目的として遠隔診断技術の開発を行っており、その結果について報告する。

キーワード：レーザー，超音波，コンクリート，遠隔診断，熱劣化

1. 緒言

東電 HD 福島第一原子力発電所の廃止措置では、放射性物質によって汚染された廃棄物等を処理又は処分する必要がある。作業者の被ばくを考慮すると直接手作業での分析が行えないため、遠隔分析が可能な機器及び遠隔操作に関する技術開発が必要不可欠となる。原子力機構では、こうした放射性物質の分析・研究に利用可能な遠隔技術（ホット試験技術）の開発を行っている。本研究は、このホット試験技術の一つであり、熱劣化コンクリートの物理的・機械的特性等の遠隔診断を目指す。

2. 実験

供試材は、寸法φ100 mm×200 mm、圧縮強度 35 N/mm^2（材齢 29 日）のコンクリートである。ホットプレートを用いて底面へ加熱処理を行い、3 箇所に熱電対を埋め込み温度履歴を測定した（図 1）。10 分間の加熱処理では、加熱面近傍が 200 ℃以上に加熱されており、加熱後は室温まで空冷した後、診断試験を行った（図 2）。前報[1]では、加振用レーザーにより対象物中に超音波を発生させ、その振動をトランスデューサーにより計測したが、本研究では、計測用レーザーを利用して振動を計測した。

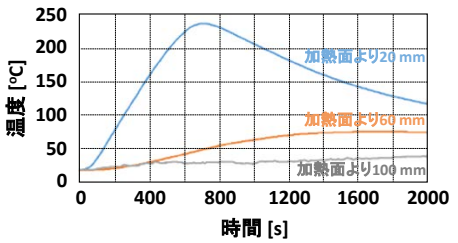


図 1 熱処理時の温度履歴

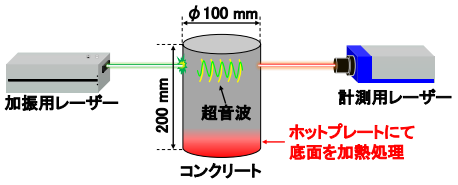


図 2 レーザー診断試験の様子

3. 結果・考察

超音波の伝播時間を比較すると、加熱面から 5 mm 離れた箇所で 29.3 μs、加熱面より 195 mm 離れた箇所で 27.8 μs となり加熱処理により伝播時間が長くなることが確認できた。この結果は、前報[1]のトランスデューサーによる計測結果と同様の傾向であり、計測用レーザーを利用することで、コンクリートの熱劣化を評価できる可能性が示唆された。また、伝播時間の差異については、加熱処理によるコンクリートの弾性係数や質量密度等の変化に依存していると考えられ、今後、破壊試験により確認する予定である。

4. 結言

計測用レーザーにより対象物中の超音波を計測することで、トランスデューサーの場合と同様にコンクリートの熱劣化を評価できる。これにより遠隔からコンクリートの熱劣化を把握できる目処を得た。

参考文献

[1] 山田知典他，研究拠点機能向上のための遠隔技術開発(8)放射化コンクリートの特性評価に向けたレーザー診断技術開発，日本原子力学会 2016 年春の年会, 1M17.

---

*Tomonori Yamada[1], Hiroshi Suzuki[1], Toshihide Hanari[1], Takuya Shibata[1], Akihiko Nishimura[1], Shinichi Koyama[1], Hiroyuki Daido[1], Yoshinori Shimada[2], Kotyaev Oleg[2] and Shinri Kurahashi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute for Laser Technology

耐熱 FBG センサによるナトリウム工学研究施設の配管熱変形測定

Thermal Induced Deformation Measurement of the Sodium Loop by a Heat Resistant FBG Sensor

*西村　昭彦[1]，竹仲 佑介[2]、鳥本　和弘[1]，上田　雅司[1]
[1]原子力機構，[2]エーテック

敦賀市白木に開設したナトリウム工学施設のナトリウム循環配管の熱歪測定を実施した。測定にはレーザ加工により作製した耐熱光ファイバ回折格子によるセンサ（FBG）を使用した。

キーワード：高速炉，ナトリウム工学，FBG センサ，緊急時対応

1. はじめに　敦賀白木地区に建設されたナトリウム工学研究施設では、高速炉の保守保全技術の高度化に取り組む。配管のエルボ部分にパルスレーザ加工で製作した耐熱 FBG センサを実装した[1]。これにより配管の熱膨張、ナトリウムの重量あるいは地震などの外力などによる変形を捕らえることができる。このセンシングシステムにより可能となる新たな施設の状態監視について述べる。

2. 実施内容　レーザによる FBG センサ加工は、当初はチタンサファイヤ超短パルスレーザを用いて顕微鏡内で光ファイバコアに集光することで試作した。光ファイバは微動ステージに固定し一定速度の移動制御を行った。微動ステージは、長距離動作型と精密ピエゾ型の 2 種類を比較した。代表的な加工パラメータは、レーザ出力 5μジュール/pulse、ブラッグ波長は 1540μm,、加工間隔は 1595nm、加工点数 400、総加工長、次数は 3 とした。目的とする波長ピーク以外のサテライトが複数現れた。そこで改良のため、光源を高繰り返しピコ秒パルスレーザに置き換え、加工ステージの速度を一定としてサテライトの抑制に成功した。図 1 に単一の Bragg ピークの FBG を示す。

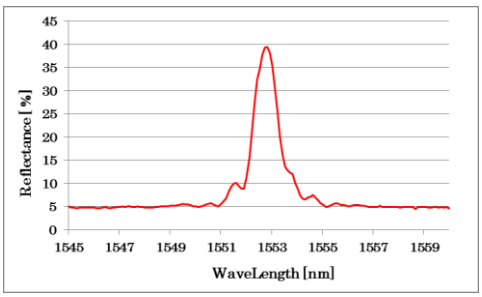
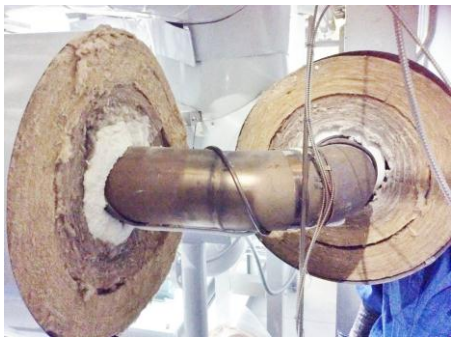


図 1　ピコ秒レーザ加工の FBG ピーク

光ファイバに FBG を加工した後、外装の保護皮膜を除去した後、金属接着剤でナトリウム工学研究施設のステンレス配管に実装した。保護皮膜を除去した光ファイバは断線し易い為、金属の細管を圧着させ保護とした。ナトリウムが循環するステンレス配管表面は、ヤスリ研磨により凹凸を設け脱脂洗浄の後、金メッキ処理を施した。


図 2　エルボ配管に実装した FBG センサ

予備加熱したナトリウムを電磁ポンプにより循環した。温度 550 度、流速毎秒 5m を達成し、もんじゅの 100%出力達成時と同等の模擬が可能である。図 2 にエルボ配管に実装した FBG センサの実装箇所を露出させた様子を示す。配管には 3 種の断熱材が多層に巻かれている。

3. おわりに　ピコ秒パルスレーザ加工により FBG センサの性能向上に成功した。ナトリウム工学研究施設のエルボ配管に実装した FBG センサを用いて、施設の試運転に伴い熱変形する配管の歪測定に成功した。講演では施設の緊急停止時において 550 度の高温から室温に冷却する際の熱収縮についても報告する。

参考文献

[1] A. Nishimura, et al., Journal of Laser Micro/Nanoengineering, 9, （2014）, 221.

*A. Nishimura[1], Yusuke Takenakai[2], Kazuhiro Torimoto[1] and Masashi Ueda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]A-Tech

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

[2G07-09] resilience and emergency response

Chair: Hiroshi Ujita (Inst. for Environmental and Safety Studies)

Thu. Sep 8, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G07] Background Factors for Emergence of Resilience

*KYOKO OBA[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Research Institute for Technology Management Strategy)

11:10 AM - 11:25 AM

[2G08] Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plant

*Akio Gofuku[1], Takahisa Inoue[1] (1.Okayama University)

11:25 AM - 11:40 AM

[2G09] Characterization of operation training based on the new objective indices

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1], Kazukiyo UEDA[2] (1.Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering,Tohoku University, 2.BWR Operator Training Center Corporation)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

レジリエンスを実現する背後要因についての検討

Background Factors for Emergence of Resilience

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]IRID，[3]テムス研究所

レジリエンスエンジニアリングでは，安全を実現するために必要となる 4 つのコア能力を定義している。本研究では，東日本大震災時に，災害を軽減した事例に注目し，有効に機能した施策が平時になぜ行われたのかに注目し，それらを実現するためのコア能力を発揮した背後要因（管理すべき要素）について検討した結果，既存の研究に上げられている要素に加え，さらなる土台となる，組織文化（Corporate Culture）や社会環境（Social Environment）の必要性を得た。

キーワード：レジリエンスエンジニアリング,4 つのコア能力，管理すべき要素（背後要因），組織文化，社会環境

1. 緒言

安全を実現するための手法として提案されているレジリエンスエンジニアリングでは，必要な 4 つのコア能力（以下，「4 能力」）として，Anticipating（予見する），Monitoring（監視する），Responding（対処する），Learning（学習する）を挙げている[1]。これら 4 能力を発揮するために管理すべき要素（背後要因）について，小松原は Technical Skill, Non-technical Skill, Attitude, Mental and Physical Health を提案し，さらに第二著者は，Working Environment の重要性も指摘している[2]。こうした中，本稿では，東日本大震災時に事前の対策によって災害軽減に成功した事例を対象に，震災時に有効に機能した施策が実現に至るまでに発揮された能力とその背後要因を分析した。

2. 東日本大震災における被災規模の軽減を実現した JR 東および原電の事前対策について

東日本大震災時，JR 東日本旅客鉄道株式会社（以下，「JR 東」）は乗客・乗員の列車内での人身災害ゼロを実現している。この人身災害ゼロにつながった主たる対策として，阪神淡路大震災および三陸南地震からの Learning に基づく活断層から 3km 以内にある高架橋等の補強工事，中越地震からの Learning に基づくレール転倒防止装置の導入および早期地震検知器の導入が挙げられる[3]。また，日本原子力発電株式会社（以下，「原電」）東海第二発電所は，茨城県の土木部河川課および生活環境部原子力安全対策課によって提供された茨城県津波浸水想定図をきっかけとした Monitoring 結果に基づく冷却用海水取水ポンプ室の壁の嵩上げ工事が挙げられる[4]。これらの実施に至る 4 能力が発揮された背後要因を検討すると，JR 東の事例には，専門家の意見の尊重や安全への投資を是とする企業文化をみることができる。また，原電の事例には，津波対策を促進した国庫補助事業制度（社会環境）やスマトラ沖地震津波（社会環境）およびそれに付随して行われた茨城県県議会における津波対策を促す質疑（社会環境），茨城県生活部原子力安全課と原電の関係性（企業文化）等を挙げることができる。

3. 結論

東日本大震災の被災規模の軽減を実現した事例を検討した結果，既存の研究で挙げられていた背後要因に加え，社会環境および企業文化の影響もあることが明らかになった。これらは，Mental and Physical Health や Working Environment の更なる土台と位置づけられよう（図 1）。安全対策は，大きな費用負担を必要とすることが少なくない等，対策を行うかどうかの判断は，技術的観点だけではない視点も加わることは必然である。そのため，企業文化，あるいは社会による後押し等社会影響のインパクトが大きいと考えられる。

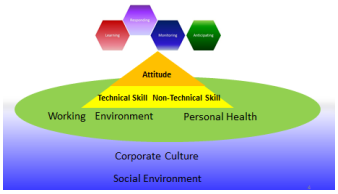


図 1　4 能力を発揮するために管理すべき要素（背後要因）

今後は，本研究の結果に基づき，レジリエントな組織および個人を育成するために必要な取り組みについて，それぞれの管理すべき要素とそれが強く関係する 4 能力を意識しながら，検討を進める予定である。

参考文献

[1] E. Hollnagel, D. Woods, N. Leveson [編著],北村正晴 [監訳]，“レジリエンスエンジニアリング概念と指針”，日科技連（2012）
[2] 吉澤厚文他，“福島第一原子力発電所事故を踏まえた組織レジリエンスの向上（I）”，日本機械学会 2014 年度年次大会予稿集 G2010102（2014）
[3.] 大場恭子他，“積極的倫理とレジリエンス・エンジニアリングの関係性”，電気学会教育フロンティア研究会予稿集（2014）
[4] 大場恭子他，“福島第一原子力発電所事故を踏まえた組織レジリエンスの向上（IV）”，日本機械学会 2015 年度年次大会予稿集 G1700106（2015）

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2] and Masaharu Kitamura[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

原子力プラントの緊急時の代替対応操作手順の導出手法に関する研究 機能モデルに基づく手順導出アルゴリズム

Study on a Technique to Generate Plausible Operation Procedure in an Emergency Situation of Nuclear Power Plants
Procedure Generation Algorithm Based on a Functional Model

*五福　明夫[1]，井上　貴久[1]
[1]岡山大学

運転員の臨機応変な対応を支援するために，機能モデルに基づいた緊急時対応手順の生成システムを開発することを目的として，緊急時の代替操作手順を導出するアルゴリズムを検討した．

キーワード：機能モデル，MFM，緊急時対応，代替対応操作，操作手順導出，アルゴリズム

1. 緒言

原子力発電プラントの安全性を更に高めるためには，整備されている緊急時対応操作手順が実施できない場合の代替の対応手順を状況に応じて生成して，運転員の臨機応変な対応を支援することが必要と考えられる．本報告では，プラントの機能モデルに基づいた代替操作手順導出アルゴリズムを提案する．

2. 緊急時代替操作手順導出のアルゴリズム

2-1. 機能モデル

機能に着目してシステムをモデル化した機能モデルは，機器の目的や役割に関する情報をモデルとして表現できる．このため，これらの情報とシステムの挙動とを関連づけることができ，望ましいシステムの挙動を得るための機器や手順が探索できると考えられる．本研究では，機能情報を一種のグラフとして表現する MFM（Multilevel Flow Modeling）[1]により，基礎とする機能モデルを構築する．

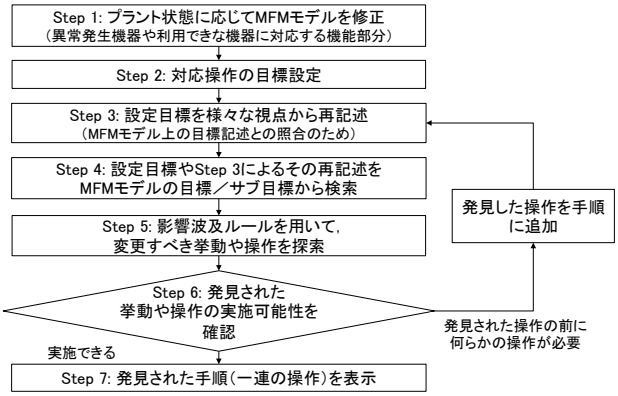


図 1 緊急時代替操作手順導出の流れ

2-2. 代替操作手順導出アルゴリズムの概要

MFM モデルにおける目標や機能のシンボル間の関係は，システムの目標達成のための因果関係を表していると考えられ，MFM モデルに基づく因果推論手法が研究され[2, 3]，運転員支援や安全性解析などへ応用されている[4]．代替操作手順導出の流れは，図 1 のように，望ましいシステムの挙動を得るために必要となる機能の状態変更を，MFM シンボル間の因果推論ルールを適用して推論していき，状態変更を行える機器操作を探索する．機器操作には一般に前提条件があるため，その前提条件を満たすシステム挙動を得るための機器操作を同様にして探索する．この探索を繰り返すことにより，代替操作手順を求める．

3. 結言

運転員の柔軟な対応操作の支援を目的に，MFM モデルに基づいた代替操作手順導出手法を提案した．

参考文献

[1] Lind, M., Int. J. Nuclear Safety and Simulation, 2 (1), 22-32, (2011). [2] Gofuku, A., Tanaka, Y., Proc. 4th IJCAI Workshop on Engineering Problems for Qualitative Reasoning, 77-83, (1999). [3] Lind, M., Zhang, X., Nuclear Engineering and Technology, 46 (6), 753-772 (2014). [4] Gofuku, A., Ozaki, Y., Ohi, T., Ito, K., Proc. HCI International 2003, 2, 1198-1202, (2003).

*Akio Gofuku[1] and Takahisa Inoue[1]
[1]Okayama Univ.

運転訓練内容の新たな客観的指標に基づく特徴付け

Characterization of operation training based on the new objective indices

*相馬　由健[1]，高橋　信[1]，上田　一潔[2]
[1]東北大学大学院　工学研究科　量子エネルギー工学専攻，[2]株式会社 BWR 運転訓練センター

本稿では、BWR 運転訓練における個人のパフォーマンスの定量的評価および特徴付けを目的として、訓練データに基づいた定量的評価指標に関して検討した結果について述べる。

キーワード：BWR 運転訓練、パフォーマンス定量評価

1. 緒言：本研究グループでは（株）BWR 運転訓練センターにおける原子力発電所運転員の新たなパフォーマンスの客観的指標を提案し定量的評価手法に関する研究を行っている[1]。従来の研究では運転チーム全体を評価対象としており個人を対象とした客観的評価手法に関しては十分検討していなかった。本報告では個人のパフォーマンス向上を目的とした訓練シナリオより得られるデータに基づき、原子力発電所の中央制御室における運転操作員を対象としたパフォーマンスの定量的評価および特徴付けに関して検討した結果について述べる。

2. 手法：本研究では、実際の原子力発電所の中央制御室において行なわれているコミュニケーションの方式に着目した。解析の第一段階として、シナリオ内でより緊急性が求められる状況において高および低パフォーマンスの被験者間で対象パラメータの差を生じるきっかけとなった操作を「重要操作」として定める。その後、以下に定義する定量的指標の「**報告時間**」を導出する。

■報告時間：報告が必要な事象の発生から実際の報告完了までにかかる時間

以上の指標を用い、「重要操作対応をとるための報告時間が短いほどプラントをより安全な状態に制御することができる」と仮説を立て、高および低パフォーマンスの被験者間の違いを、発話や訓練データに基づき比較した。本仮説はプラントが通常時よりも安全ではない状態をより短い時間とするためには、迅速な対応が必要であるという先行研究の知見[1]に基づいている。

3. 結果：本報告では「原子炉水位」が最重要パラメータとなるシナリオについて述べる。2 節より、重要操作として「原子炉スクラム」を選定した。右図に給水ポンプトリップから原子炉スクラム、そしてその後の水位の変化を示す。同図に示すように、スクラムが約 10 秒遅れたことが、被験者間で 200 ㎜ の水位差を生じている要因の 1 つであると考えられた。そこで起因事象発生からスクラムまでを 2 つのフェーズに分けた結果、報告完了からスクラムまでの時間に差は見られなかったものの、右下表に示すように前節で定義した「報告時間」が短い方が水位をより高く保てているという相関が見られ、本シナリオにおいて仮説の妥当性が検証された。

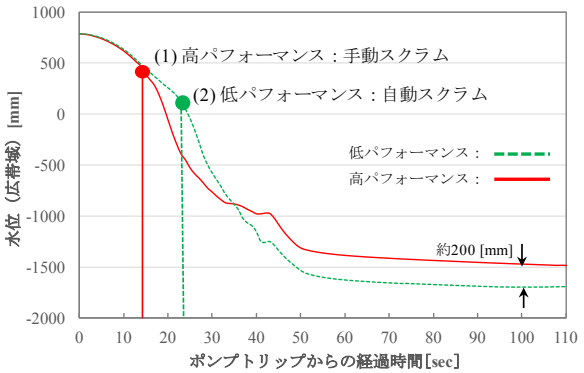


図　給水ポンプトリップ後の水位の変化

表　各報告時間

被験者	給水ポンプトリップから報告（報告時間）
高パフォーマンス	約３秒
低パフォーマンス	約１０秒

4. 結論：本研究では、操作員が状況を認知・理解し、その状況の報告が完了するまでの時間を新たな定量的指標として採用できる可能性を示した。今後、対象パラメータの異なるシナリオについても検証し「報告時間」の有意性を高め、多面的な特徴付けの手法に関して検討していきたい。

参考文献

[1] 一谷賢治 他, “BWR 運転訓練のためのプラント状態可視化システムの開発”, HI 学会特集号 Vol.15, No.3 (2012)

*Yoshitake SOHMA[1], Makoto TAKAHASHI[1] and Kazukiyo UEDA[2]
[1] Dept. of Quantum Science and Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Tohoku University,
[2] BWR Operator Training Center Corporation

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

[2G10-13] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 1

Chair: Takao Kojima (OPU)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G10] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1] (1.CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G11] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI, Nuclear Technology Research Laboratory, Reactor Systems Safety)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G12] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*KEIGO MURATA[1], KOICHI NAKAMURA[1], ATSUSHI UI[1], YOKO YAMANE[1], HIROSHI ENDO[1] (1.Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G13] Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Hiroshi Endo[1] (1.CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
ー(5)ソースタームイベントツリー定量化手法に関する研究ー

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- A study of the quantification method of the Source-Term-Event-Tree -

*遠藤 寛[1]、中村 康一[1]、村田 景悟[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、山根 陽子[1] ([1]電中研)

レベル 2PRA で用いる格納容器イベントツリーを拡張し、格納容器機能喪失頻度と核分裂生成物(FP)の環境放出割合の累積頻度(CCDF)とを統一的に記述できるソースタームイベントツリーの定量化手法を開発した。

キーワード：レベル 2PRA、ソースタームイベントツリー、セシウム環境放出割合、CCDF

1. 緒言

電中研では、レベル 2PRA の手法開発の一環として、代替スプレイなどのソースターム影響緩和対策群、水素爆発など格納容器(CV)損傷要因の現象群、損傷 CV から環境への FP 放出割合の 3 種類のヘッダー群を有し、イベントツリーの出力を CCDF とするソースタームイベントツリー(STET)の定量手法を開発している。本報告では、現象相関ダイアグラム(PRD)法[1]を用い、代表的な FP であるセシウム(Cs)の環境放出割合を評価し STET を定量化する手法について報告する。

2. Cs 環境放出割合メイン PRD

CsOH や CsI などから成る Cs エアロゾルの環境放出割合は、CV 破損時にドーム内に残留している Cs エアロゾルが CV 内外の差圧によって駆動されることで決定するため、Cs 環境放出割合メイン PRD は Cs 駆動力 PRD(図 1①)とドーム内 Cs 残留割合 PRD(図 1②)とによって記述できる。ここで、②の Cs 残留割合 PRD については次節のサブ PRD の考え方を用い、①に対しては CV 過圧破損条件(P,T,V)と CV 漏えい断面積(S)とを設定し、関数ゲート G 及び F に臨界条件を考慮した連続の式を適用することによってメイン PRD を定量化することが可能になる。

3. CV 破損時 CV ドーム内の Cs 残留割合サブ PRD

CV 破損時にドーム内に残留している Cs 割合(図 1②)は、CV 破損前にドーム内に発生する Cs 生成割合 PRD(図 1③)に Cs 減少割合 PRD(図 1④)を乗ずることによって記述される。ここで③には、SA 事故シナリオに依存して NUREG-1465 などの各種既往知見(炉心蓄積量の 50～80%)を仮定する。また④については、エアロゾルの重力沈降や壁面沈着などを記述する「Cs 自然減衰 PRD」と CV スプレイや CV 自然循環システムなどの「Cs 放出緩和策による減衰 PRD」を展開し、Cs の特性を反映した簡易なエアロゾル挙動解析モデルを関数ゲートに適用することによって定量化することが出来る。

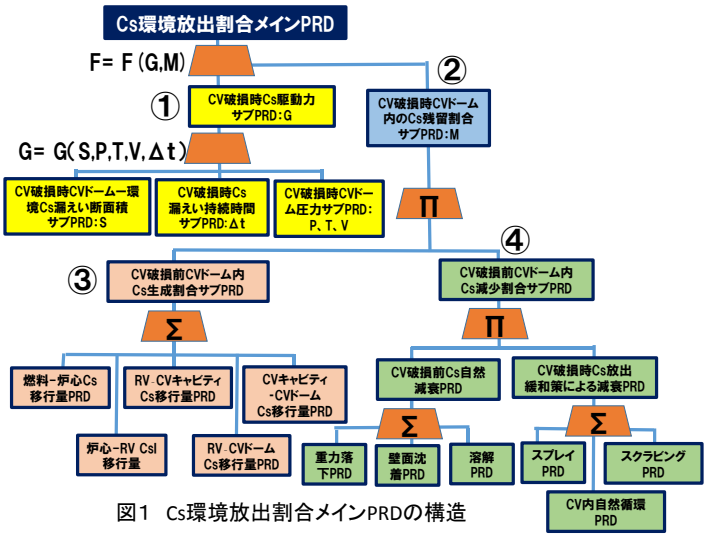


図1 Cs環境放出割合メインPRDの構造

4. 結言

Cs に起因した CCDF を評価する目的で、STET のヘッダーである Cs 環境放出割合を PRD 法を用いて定量化する手法の見通しを得た。

参考文献

[1] H. ENDO, *et al.*, "Level-2 PSA for the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU Applied to the Accident Management Review," Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09) IAEA, December 7-11, Kyoto, 2009.

*Hiroshi Endo[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Hiromichi Miura[1], Atsushi Ui[1], Yoko Yamane[1], [1]CRIEPI

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
－(6) ソースタームイベントツリーで用いるセシウム放出挙動に関する PRD 法の研究－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
- (6) Study on the PRD method of Cesium release behavior used in the source-term event-tree -

*中村 康一[1]、村田 景悟[1]、山根 陽子[1]、宇井 淳[1]、遠藤 寛[1] ([1]電力中央研究所)

レベル 2 PRA におけるソースタームリスクを求めるための手法の一つとして、ソースターム PRD の構築を進める一環として、スプレイサブ PRD を構築するために考慮すべき構成要素としてエアロゾル粒子径やスプレイ流動を抽出し、スプレイサブ PRD を提案した。

キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、ソースターム評価、セシウム放出挙動

1. 緒言

従来のレベル 2PRA では、格納容器機能喪失に至る頻度の評価に焦点を当てており、格納容器イベントツリー（CET）を展開して各ヘディングを定量化することにより、格納容器機能喪失に至るシナリオの確率評価がおこなわれてきた。それに対して、我々は CET の概念を更に拡張し、格納容器スプレイの遅延した注入などの各種緩和対策の実施状態を考慮することにより、格納容器機能喪失に至る場合でも環境へのソースターム放出量が大幅に低減されるシナリオの存在を指摘した[1]。本報では、格納容器機能喪失に至る事象における現実的なソースタームを評価する観点から、CET における FP 除去効果の定量化手法として PRD 法を適用した手法の検討結果を報告する。

2. 格納容器内のセシウム挙動の特徴

2.1 シビアアクシデントにおけるスプレイによる FP 除去効果の検討

格納容器機能喪失に至る事象の現実的なソースターム評価を行うためには、例え部分的にでも上記の緩和策実による FP 除去効果の定量化が重要となる。ここでは、CV 損傷時のスプレイによるセシウム（Cs）エアロゾル除去効果に着目し、MELCOR コードを用いた感度解析を実施した。その結果、スプレイ液滴径、エアロゾル粒径によるスプレイ除去への感度が最も大きい結果が得られた。さらに現状の MELCOR にモデル化されていない格納容器内に浮遊する水滴とエアロゾルの衝突効果や、過飽和雰囲気による吸湿によるエアロゾルの液滴化や密度の上昇及び凝集の促進効果を考慮した個別モデルを用いた感度解析を実施した結果、これらの効果の FP 除去効果への寄与が示唆された。

2.2 スプレイ FP 除去効果 PRD の構成

前項の検討を受けてソースターム PRD を構成する重要な要素である「スプレイサブ PRD」の構成を検討した。図1に、解析コードで考慮されている各種除去効果（慣性衝突、ブラウン拡散など）と、さらにそれらを構成するエアロゾル粒子径、スプレイ流動を対象にモデル化した結果を示す。エアロゾル粒子径は、液滴化、吸湿効果を補正することで、より現実的な評価が可能となる。

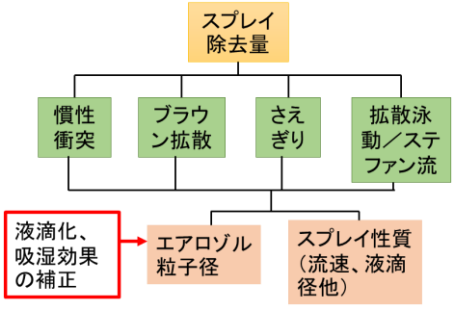


図１　スプレイ FP 除去効果 PRD

3. 結言

ソースターム PRD の構築を念頭に、MELCOR コードによる現状のスプレイモデルの感度解析を実施し、スプレイサブ PRD を構築するために考慮が必要な効果、及び構成要素を抽出した。今後は本 PRD による試評価を実施するとともに、格納容器クーラなど各種影響緩和策 PRD を構築し、ソースターム PRD 全体の構築を進める。

参考文献

[1]2016 春の年会、中村他 2P06～2P09

*Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1], Yoko Yamane[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発 －（7）プラント設計条件による格納容器破損後のセシウムの環境放出挙動への影響に関する研究－

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment
(7) A study of cesium release behaviors dependent on plant design conditions after the containment failure

*村田 景悟[1]、中村 康一[1]、宇井 淳[1]、山根 陽子[1]、遠藤 寛[1]（[1]電力中央研究所）

シビアアクシデント（SA）対策を考慮したプラントでは、格納容器破損後のセシウムの環境放出挙動は注水経路等のプラント設計条件に依存する。本報告では、MAAP5.03 を用いて PWR4 ループモデルプラントに対して感度解析を実施し、プラント設計条件がセシウムの環境放出挙動に与える影響を分析した成果を報告する。

キーワード：レベル 2PRA、シビアアクシデント、MAAP、セシウム、PWR

1. 緒言

レベル 2PRA では、SA 解析コードを用いて核分裂生成物(FP)の移行挙動を把握し、環境放出量と放出時期の評価を行う。本研究では、ソースターム評価で扱われる FP の中でも土壌汚染の影響が大きい CsOH に着目し、米国 Zion プラント（4 ループ PWR）を対象に、大破断 LOCA 事象を想定した SA 解析を行い、CV 内の水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合へ与える影響についての分析を行った。

2. 大破断 LOCA 時の CsOH と水の移行挙動の解析

大破断 LOCA を起因とした ECCS 注入失敗シナリオについて MAAP5.03 を用いて解析した。解析の結果、炉心溶融後 CV 内に浮遊した CsOH は LOCA 破断口から流出した水に取り込まれ、水とともに CV キャビティへ移行し、水蒸発後に、デブリの再加熱により、環境へ放出されることが明らかになった。

3. 設計条件による CsOH 環境放出割合への影響についての考察

CV キャビティへの水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合に与える影響を分析するために、CV キャビティへの水移行経路の面積についての感度解析を実施した。右図に、CV キャビティへの水移行経路面積を増減したときの CsOH 環境放出割合のグラフを示す。水経路面積を小さくすることにより、CV キャビティへ移行する CsOH 量が減少し、水蒸発後のデブリ再加熱による放出が抑制されるため、CsOH の環境放出割合が低減した。プラント設計条件である CV キャビティへの水移行経路の面積が、CsOH の環境放出量の低減に影響するということが明らかになった。したがって、CV キャビティへの水移行経路を全て閉じて、CV キャビティへの直接注入ラインを設置するアクシデントマネジメント（AM）策がソースターム低減策として有効である可能性が得られた。

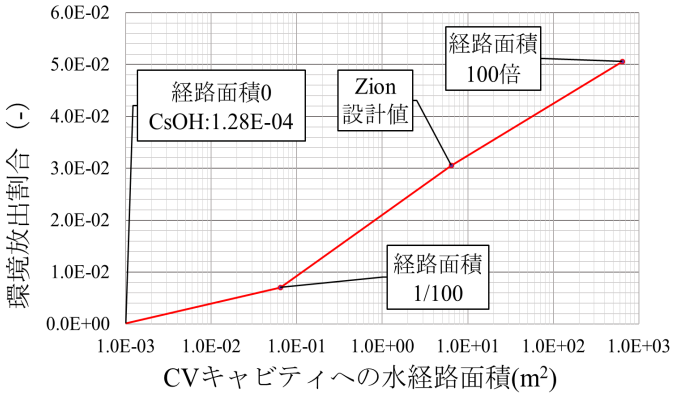


図 CVキャビティへの水経路面積の感度解析結果

4. 結言

CV キャビティへの水移行経路の面積についての感度解析を実施し、CV キャビティへの水移行経路の設計条件が CsOH 環境放出割合に与える影響を定量化した。CV キャビティへの水移行経路を遮断する新たな AM 策がソースターム低減策として有効である見通しを得た。

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[1], Atsushi Ui[1], Hiroshi Endo[1], Yoko Yamane[1] [1]CRIEPI

レベル 2PRA におけるセシウムの環境への放出量評価手法の開発
- (8) 事故緩和策の不確実さを考慮したセシウム放出量の不確実さ解析手法の研究-

Development of the evaluation method of cesium release in level 2 probabilistic risk assessment

(8) A Study on Uncertainty Analysis for Cesium Release Considering Uncertainty of Accident Management Measures

*宇井 淳[1], 三浦 弘道[1], 中村 康一[1], 村田 景悟[1], 遠藤 寛[1] [1]電力中央研究所

レベル 2PRA において，事故緩和策が実際に機能するまでの時間のばらつきをより現実的に扱うモデルを構築した。また，不確実さ解析手法を拡張し，時間依存のプラント状態の変化を考慮したリスク評価に関する検討を行った。

キーワード：レベル 2PRA，不確実さ解析，シビアアクシデント

1. 緒言 PRA において知見が十分でないパラメータを扱う場合，保守的な条件設定とすることが多い。PRA を原子炉施設の脆弱性の特定や対策の有効性の検討等に用いる場合は，保守的条件が積み重なると実際の実力を評価しているとは限らず，場合によっては誤った優先順位を導くことが懸念される。実状に即したモデル化のため，事故緩和策が有効となるまでの時間のばらつきを現実的に扱う手法を開発するとともに，時間依存のプラント状態の変化を踏まえたリスク評価を検討した。

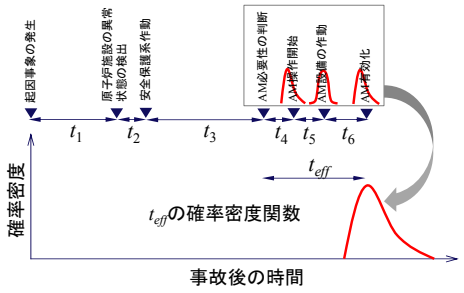


図 1 事故緩和策の有効作動時間のモデル化

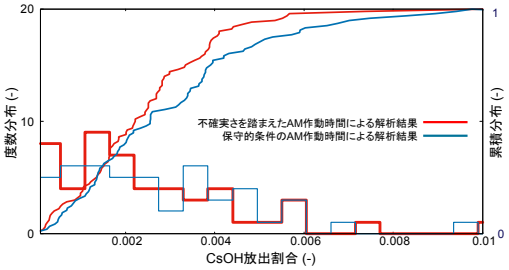


図 2 CsOH の環境放出割合の不確実さ解析結果

2. 事故緩和策の有効作動時間の不確実さを踏まえた評価

2.1. 事故緩和策の有効作動時間のモデル化 事故緩和策が実際に機能するまでに要する時間は，起因事象の発生から安全保護系による原子炉施設の異常状態の検出までの時間(t_1)，安全保護系の作動時間(t_2)，アクシデントマネジメント(AM)が必要と状況判断できるまでの時間(t_3)，AM 操作に踏み切る意思決定に要する時間(t_4)，AM 設備の作動時間(t_5)（代替電源・ポンプの起動等），及び AM 設備作動後実際に機能する（代替注水の開始等）までの時間(t_6)等について，それぞれ不確実さを踏まえて定量化していけばモデル化できる。t_1~ t_3 については，起因事象，原子炉システム・構造・機器(SSC)等の状況，及び事故シーケンスに応じて変化する。ここでは，t_4~ t_6 の時間の分布を対象としてモデル化を行い，その総和(t_{eff})を時間依存の分布として定量化した（図 1）。

2.2. 不確実さ解析と結果 米国 Zion プラント（4 ループ PWR）を対象に，事故進展解析コード MAAP5.03 を用いて，代表的なプラント損傷状態について CsOH の環境放出割合の不確実さ解析を行い定量化した。その際，前報の手法[1]に，事故緩和策と，上述の有効作動時間の不確実さモデルを追加し，その感度を確認した。保守的条件の AM 作動時間に比べ，不確実さを踏まえた現実的な AM 作動時間の CsOH の放出割合は低下する傾向となった（図 2）。

2.3. 考察 上記モデルを拡張し，SSC の動作や緩和策について従来のイベントツリー(ET)の成功か失敗の分岐で扱うのではなく，作動時間や対応開始時間が早いか遅いかの時間依存の分布としてモデル化し，事故進展解析コードの条件設定に取込み，膨大なケース数の解析を実施できれば，従来の ET では表現しきれないモデル化が可能となり（ヘッダ数や順番の制約が無くなり，機器作動後の故障や復旧等を考慮できる等），炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度等のリスク指標を直接導出できるようになる。水素爆発や蒸気爆発等の現象の発生の有無については，PRD 法[2]による発生確率分布を，解析コードの入力条件もしくはコード内の条件分岐として用いることにより，現象の発生の不確実さを踏まえた評価を実施できる。発表ではその検討について報告する。

3. 結言 事故緩和策の有効作動時間の不確実さを踏まえた評価手法を開発した。その手法を拡張させ，時間依存のプラント状態の変化を踏まえたリスク評価に発展させる手法を検討した。

参考文献 [1]2016 春の年会 2P09, [2]2015 秋の大会 F29~F31

*Atsushi Ui[1], Hiromichi Miura[1], Koichi Nakamura[1], Keigo Murata[1] and Hiroshi Endo[1] [1]CRIEPI

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

[2G14-17] Evaluation of Source Term and Radiation Dose 2

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G14] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1] (1.JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM

[2G15] Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method

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

4:05 PM - 4:20 PM

[2G16] Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator

*Takao KOJIMA[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Ryoichi Taniguchi[1] (1.Radiat. Res. Ctr., Osaka Pref. Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G17] Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region

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

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価

（1）Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験

Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(1) Experimental evaluation of B effects on revaporization behavior of Cs and I

*三輪 周平[1], 品田 雅則[1], 逢坂 正彦[1], 杉山 智之[1], 丸山 結[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の原子炉冷却系内の温度条件を模擬した装置により Cs 及び I から成る沈着物と B_2O_3の蒸気種／エアロゾルの化学反応実験を実施した。沈着物と B_2O_3蒸気種／エアロゾルの反応により揮発性 I 化合物が生成し、有意量の I が再蒸発することがわかった。

キーワード：ソースターム、再蒸発、ホウ素、ヨウ素、セシウム

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に向けて、核分裂生成物（FP）の原子炉冷却系内移行挙動に影響する化学挙動を評価できるよう SA 解析コード THALES-2 を改良している。このため、BWR における Cs 及び I の化学挙動に及ぼす B_4C 制御材の影響に着目したデータ取得を進めている。気相中における Cs 及び I と B の反応については、従来の実験・解析研究より HI 等のガス状 I の生成が示唆されている[1]。一方、原子炉冷却系等に沈着した Cs 及び I と気相中の B との化学反応挙動に関する知見は皆無に近い。そこで、この沈着物と気相の化学反応挙動に関する基礎的な知見を得ることを目的として、SA 時の原子炉冷却系内の温度条件において Cs 及び I の沈着物と B_2O_3の蒸気種／エアロゾルを反応させる実験を行った。

2. 実験方法

実験は、加熱炉、1023 K ～ 423 K で線形的な温度分布がついた温度勾配管及びその出口に設置されたフィルタから構成される装置を用いて行った。まず、CsI を 2173 K で 60 分間、4%H_2-Ar ガスフロー中で加熱して蒸発させ、温度勾配管及びフィルタに沈着させた。その後、B_2O_3 を 2100 K で 60 分間、4%H_2-Ar ガスフロー中で加熱して蒸発させ、沈着物と反応させた。温度勾配管、フィルタ等への沈着物に対する ICP-MS、XRD、ラマン分光測定等により、生成された化合物の化学形や結晶構造等を分析し、B 蒸気種／エアロゾルが Cs 及び I の沈着物の化学形に与える影響を調べた。

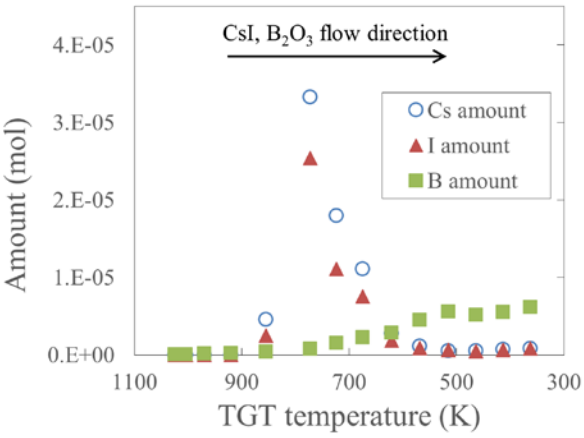


図 1 温度勾配管（TGT）の各温度における沈着物中の元素量

3. 結果・結論

CsI のみを蒸発させた場合、ICP-MS 及び XRD の結果より温度勾配管内の 770 K ～ 670 K の部分に CsI として沈着することがわかった。一方、沈着物に B_2O_3蒸気種／エアロゾルを反応させた場合、図 1 に示す ICP-MS による沈着物中の元素量測定の結果より、770 ～ 670 K において Cs に対して I の量が約 30%低下することがわかった。また、沈着物のラマン分光測定の結果より Cs-B-O 系化合物の生成が示唆された。以上の結果は、CsI の沈着物と B_2O_3蒸気種／エアロゾルの化学反応により有意量の揮発性の I 化合物が生成して再蒸発することにより生じた可能性が考えられ、沈着物と気相の反応においても Cs 及び I の化学挙動に B が有意に影響を与えることがわかった。

参考文献

[1] 例えば Jarmo Kalilainena et al., Nucl. Eng. Design, 267 (2014) 140

本件は、原子力規制庁受託「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Shuhei Miwa[1], Masanori Shinada[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1]
[1]JAEA

ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学挙動の評価

（2）Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響に係わる解析的検討

Evaluation of FP chemistry for improvement of source term estimation method
(2) Analytical study for B effects on revaporization behavior of Cs and I

*塩津 弘之，石川 淳，伊藤 裕人，杉山 智之，丸山 結
原子力機構

Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験を対象とした熱力学平衡計算に基づいた解析により、コードの予測性能評価並びに B_2O_3 存在下での Cs 及び I の再蒸発に係る化学反応機構の検討を行い、B 蒸気種によって I 移行が促進されることを解析的に示した。

キーワード：シビアアクシデント、ヨウ素、ホウ素、再蒸発

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に向けて、大きな不確かさを有する原子炉冷却系での核分裂生成物（FP）の移行挙動に対する化学的な影響に係わる検討を進めている。本研究では、本シリーズ発表（1）の Cs 及び I の再蒸発挙動に与える B の影響評価実験を対象として、熱力学平衡計算に基づく FP 移行挙動評価コード VICTORIA2.0[1]による解析を実施し、Cs 及び I の再蒸発挙動への熱力学平衡計算手法の適用性を検討した。

2. 解析

本シリーズ発表（1）の実験体系に基づき、加熱炉から温度勾配管（TGT）までを模擬した全 15 ノードの体系を対象とした。解析シーケンスは、実験と同様に、①1.0 L/min 4%H_2-Ar ガスフロー条件で CsI を 2173 K（60 分間）で蒸発させ、下流の TGT に一部を沈着させる、②同ガスフロー条件で B_2O_3 試料を 2100 K（60 分間）で加熱し、蒸発した B 化学種と TGT 内の CsI とを反応させる、とした。体系の雰囲気・構造材温度や流速は、実験値又は簡易的な熱伝達計算より得られた値を入力として与えた。また、沈着した Cs 及び I と気相中の B との化学反応挙動に対する影響を定量的に検討するために、加熱炉の最上流ノードでの蒸発速度に寄与するパラメータを調整し、TGT 内での CsI 沈着分布の定量性を向上させた。

3. 結果・考察

加熱炉より蒸発した CsI は、TGT の高温領域に一時的に沈着し、再蒸発と沈着を繰り返すことで次第に下流の低温部へ移行することがわかった。解析終了時の Cs 沈着分布を実験と比較すると約 40%沈着量を過大評価したが、沈着分布の温度依存性を概ね再現することが示された（図 1）。一方、I 沈着分布に関する解析結果は、860 K 付近でのみ I/Cs モル比が減少した。これは、B の存在によりヨウ素の移行が促進されることを示す一方、実験で得られている 800-600 K における I/Cs モル比の減少を完全に再現するものではなかった。これは、CsI と B との反応により>860 K で生成した HI が 800-600 K で熱力学的に不安定であり、逆反応である CsI の生成が進行したためである。また、即座に平衡組成に達する解析であることを考慮すると、実験では HI からの CsI 生成反応が緩やかに進行した可能性が考えられる。以上より、Cs 及び I 再蒸発時の B の影響は、熱力学平衡手法により定性的な評価が可能であるが、定量性を向上させるためには速度論的な考慮が必要であることがわかった。

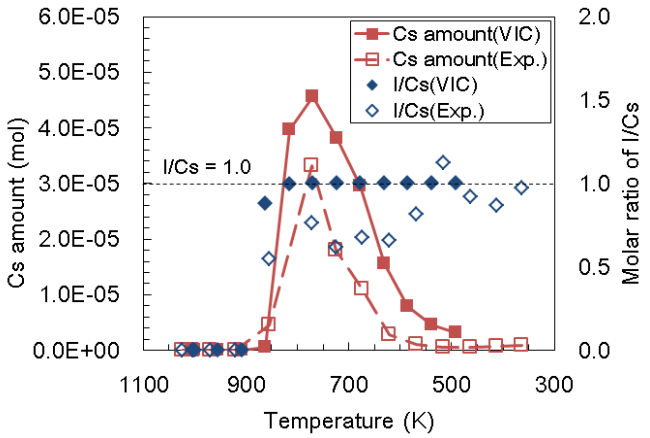


図 1 実験及び解析における温度勾配管に沈着した Cs 分布と I/Cs モル比

参考文献

[1] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131 (1998)

本件は、原子力規制庁から受託した平成 27 年度及び平成 28 年度「原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Jun Ishikawa, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama, JAEA

プール型コバルト 60 ガンマ線照射施設の異常時対応ための基礎的検討
（1）照射プール水位低下時の建屋内線量率評価

Fundamental study on emergency response on Co-60 underwater irradiator

(1) Assessment of dose rate in the irradiation building with decrease in the pool water level

*小嶋 崇夫 [1]，宮丸 広幸 [1]，谷口 良一 [1]

[1] 大阪府立大学

異常時対応計画の作成のために、プール型コバルト 60 ガンマ線照射施設において照射プールの水位が低下した際の建屋内作業環境の線量率を設備の構造を単純化した簡易モデルを用いて評価した。

キーワード：プール型コバルト 60 照射設備，異常時対応，しゃへい

1. 緒言

阪府大放射線研究センターのコバルト 60 ガンマ線照射施設は 4 つの照射室と 1 つの照射プールで構成されている。本施設では照射プールの水位低下によるしゃへい能力の減少が最も大きい異常時の影響を与えると想定され、停電時を含む水位低下時の線源集合体格納方法などの異常時対応手法[1]を検討してきた。異常時対応計画の作成のためにはしゃへい性能低下が建屋内作業環境の線量率や施設周辺に与える影響を定量的に把握しておくことが重要である。本発表では設備の構造を単純化した簡易モデルを用いて異常時対応の際に放射線業務従事者が立ち入る区域を中心に建屋内作業環境の線量率評価法について検討した。さらに、線源集合体の配置の影響についても評価を実施した。

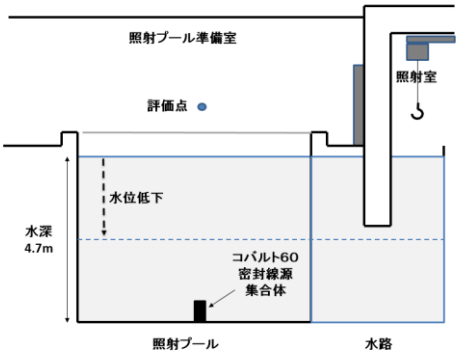


図 1　プール型照射設備の断面図

2. 計算条件

プール型コバルト 60 照射設備はプール部 3 m ×4 m と水路部 1 m ×4 m で構成され、水深は 4.7 m とした。断面図を図 1 に示す。線源集合体は高さ 300 mm、直径 50 mm の円筒状、数量は 1 PBq を模擬した。計算にはモンテカルロシミュレーションコード PHITS[2]を使用し、T-heat タリーを用いた。

3. 結果と考察

異常時の線源格納作業を対象として、照射プール上での作業場所（照射プール基準水面上 1.5 m）の位置を評価点とした。評価点での線量率の照射プール水位依存性の計算結果を図 2 に示す。このような比較的単純な系ではこれまでに本施設で用いているしゃへい計算方法[3]による評価結果とよく一致した。

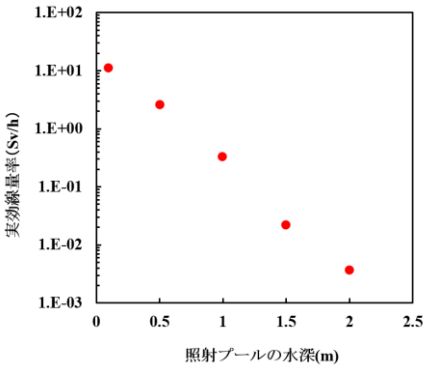


図 2　評価点での線量率の照射プール水位依存性

参考文献

[1]　小嶋、日本原子力学会「2014 年春の年会」予稿集 N41（2014 年 3 月）

[2]　T. Sato *et al*, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, *J. Nucl. Sci. Technol*. **50**, 913-923 (2013)

[3]　原子力安全技術センター、放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015

*Takao Kojima[1], Hiroyuki Miyamaru[1] and Ryoichi Taniguchi[1]

[1]Osaka Pref. Univ.

放射性ヨウ素吸着剤 AgX の低温度域でのヨウ化メチル吸着特性について

Adsorption characteristics of methyl iodine on AgX in low temperature region

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

放射性ヨウ素吸着剤 AgX は室温付近でも良好なヨウ化メチルの吸着性能がある事が判っています。今回、さらにマイナス温度域での吸着特性を評価した所、良好な吸着性能を示し、さらにその吸着機構は化学吸着である事が判りました。この事により、AgX はプレヒートなしの屋外設置の空気浄化システムのような設備向けのヨウ素吸着剤としての応用が可能になる事が判りました。

キーワード：AgX,　ヨウ素吸着剤，吸着率，原子力発電所，低温度域，空気浄化システム。

1. はじめに

弊社の AgX は、ベント雰囲気の、高温、高湿度下で良好なヨウ素吸着性能がありますが、従来から、室温域でもヨウ素吸着剤として利用されています。さらに屋外設置の緊急対策用の空気浄化システムとしての応用を想定した場合、マイナス温度域での吸着特性を把握する事で、不燃性の吸着剤を使用し、空気の加熱装置が不要な小型の空気浄化システムが構築できます。そこで、マイナス温度域でのヨウ化メチル吸着性能試験設備を構築し、AgX の低温度域での吸着性能を評価しました。

2. 低温域での吸着性能評価設備とその結果

図 1 に今回設置したマイナス温度域でのヨウ化メチル吸着性能を測定できる設備の系統図を示します。流すガスは液体冷却槽によって冷却され、ガス冷却槽内の吸着カラムに入り、出てきたガスを捕集し、ヨウ化メチル濃度を GCMS で測定します。ガス中の水分は、湿潤空気と乾燥空気を混合し、露点計でモニターして調整します。

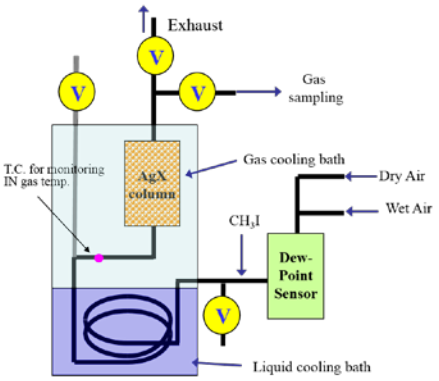


図 1　測定設備

マイナス 5℃でのガス配管内でのヨウ化メチルの吸着がない事を確認した後、カラムに AgX を充填し、ヨウ化メチルの吸着率を測定した結果、AgX への接触時間 0.60 秒で、吸着率は 99.9%以上になりました。

一方、出てきた OUT ガス中にはヨウ化メチルが AgX 中の銀と反応して生成したと思われるメタノールが検出されました。図 2 に 20ppm のヨウ化メチルをマイナス 5℃、接触時間 0.60 秒で 90 分間流して AgX に吸着させた後、ヨウ化メチルの供給を止め、その後もマイナス 5℃の空気を流し続けた際に、OUT ガス中のメタノールを測定した結果を示します。この様に、メタノールの排出は、ヨウ化メチルの導入から少し遅れて起き、ヨウ化メチルを止めても継続しました。このメタノールの積分量は、流したヨウ化メチルの量とほぼ一致し、ヨウ化メチルがほぼ 100%化学吸着している事が判りました。

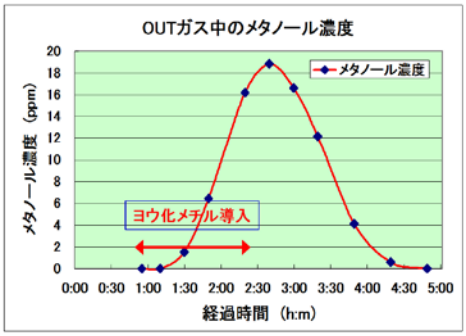


図 2　OUT ガス中のメタノール

この結果、AgX は外気のプレヒートなしでも屋外設置の空気浄化システムへの応用が可能と判りました。

---

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

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

[2G18-22] Risk Evaluation on Reprocessing Plant 1

Chair: Hidemasa Yamano (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 4:55 PM - 6:15 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[2G18] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Mitsuhiro Takanashi[1], Muneyuki Yokotsuka[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)）

4:55 PM - 5:10 PM

[2G19] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Muneyuki Yokotsuka[1], Mitsuhiro Takanashi[1], Noriaki Sasaki[1], Kazuki Yamate[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)）

5:10 PM - 5:25 PM

[2G20] Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1], Kazuki YAMATE[1] （1.Seretariat of NRA Division of Research for Nuclear Fuel Cycle &Radioactive Waste）

5:25 PM - 5:40 PM

[2G21] Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1], Naoki Takahashi[1] （1.JNFL）

5:40 PM - 5:55 PM

[2G22] Evaluation of hydrogen gas production at transient criticality in Uranyl nitrate solution

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1], Hitoshi Abe[1] （1.JAEA ）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
（1）リスク評価実施手法について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(1) An Example of Risk Assessment Procedures

*髙梨　光博[1]，横塚　宗之[1]，森　憲治[1]，山手　一記[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

加工施設及び再処理施設に対するリスク評価実施の基本フローの例及びその主要な考え方を検討した。

キーワード：加工施設，再処理施設，リスク評価手法，安全性向上評価，重大事故

1. はじめに　加工施設及び再処理施設（以下「再処理施設等」という。）の安全性向上評価において、事業者は、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている[1]。このリスク評価に向けて、発電用原子炉施設に対する実施手法の例[2]を参考に、再処理施設等に対しても、リスク評価実施手法の例を取りまとめる予定である[3]。

再処理施設等の内部事象のリスク評価に関しては、国内でも実施手順[4]、評価結果[5]等が公開されているが、外部事象、複数の重大事故の同時発生に関するリスク評価など、更なる検討を要する事項も残されている。

ここでは、再処理施設等の内部事象及び外部事象（地震）を対象に、複数の重大事故の同時発生、施設の特徴及びリスク評価手法の成熟度を考慮して検討したリスク評価実施の基本フローの例について概要を報告する。

2. リスク評価実施の基本フローの例　発電用原子炉施設に対するリスク評価実施手法の例等[2]を参考に検討した、再処理施設等におけるリスク評価実施の基本フローの例を図に示す。この例では、始めに単独の重大事故について一連のリスク評価（①から⑦）を実施し、それらの結果の組合せにより、重大事故の同時発生についても検討（⑧）することとしている。

このフローの例の②においては、起因事象の重畳も考慮したハザード解析により事故シナリオ（B-DBA）を体系的に選定することとし、③において、②で選定した事故シナリオを、当該重大事故に対する発生防止、影響緩和等の安全対策の共通性等の観点からグループ化し、関与するインベントリ、重大事故に至るまでの余裕時間等に基づいて代表事故シナリオを選定することとしている。

また、⑥では、選定した代表事故シナリオを事故シーケンスに展開し、発生頻度及び放出量評価を行う。ここでは、発電用原子炉施設に対する標準的な評価手法[2]以外の地震リスク評価手法を用いることも想定している。（その適用上の課題、留意点等の検討結果については、本シリーズ発表(3)を参照）。

さらに、施設内の複数の場所で核燃料物質等を扱うなどの特徴から、地震等によって複数の重大事故の同時発生が想定されることを踏まえ、⑧において、①から⑦の個別の重大事故に対する評価に、それぞれの重大事故の発生、進展、安全対策等への重大事故間の相互影響を考慮して、重大事故の組合せを同定し、それらの同時発生についても、事故シーケンスの展開等を検討することとしている（本シリーズ発表(2)を参照）。

3. まとめ　ここでは、再処理施設等のリスク評価実施の基本フローの例を示した。ここで示したものが必ずしも再処理施設等の安全性向上評価におけるリスク評価の全てではないが、評価の実施に当たり検討することが望まれる主要な考え方を含むものであり、これらは今後更に精査し改善していく予定である。

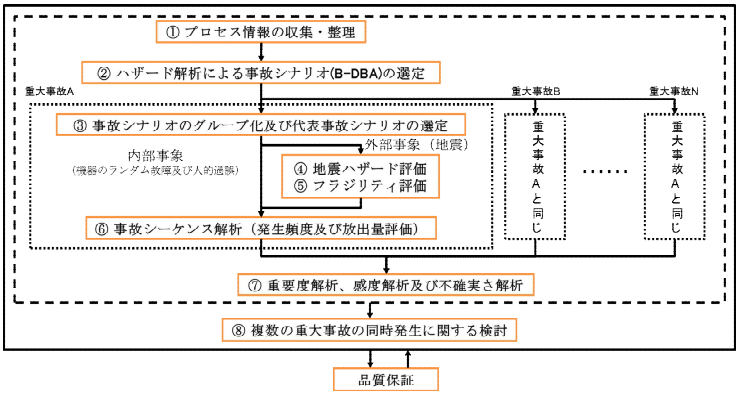


図　再処理施設等のリスク評価実施の基本フローの例

参考文献

[1] 原子力規制委員会、「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」、平成 25 年 11 月
[2] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、平成 25 年 11 月
[3] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、「安全性向上評価に関するガイド類の作成について」、第 18 回技術情報検討会、平成 28 年 3 月
[4] 例えば、玉置 等史ら、「MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書」、JAEA-Technology 2010-004 (2010)
[5] 例えば、玉内 義一ら、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価(I) プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価（内的事象）」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 5、No.4、p.334-346 (2006)

*Mitsuhiro TAKANASHI[1], Muneyuki YOKOTSUKA[1], Kenji MORI[1]and Kazuki YAMATE[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
（2）複数の重大事故の同時発生について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities
(2) Concurrent Occurrences of Severe Accidents

*横塚　宗之[1]，髙梨　光博[1]，佐々木　憲明[1]，山手　一記[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

「(1) リスク評価実施手法について」で示されたリスク評価実施の基本フローの例のうち、「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」を合理的・効果的に実施するための手順の例を検討した。

キーワード：再処理施設，加工施設，重大事故，同時発生，相互影響，リスク評価手法，安全性向上評価

1. はじめに　リスク評価実施の基本フローの例「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」について、ある重大事故が、同時発生する他の重大事故の現象や安全対策へ影響（以下「相互影響」という。）を及ぼす可能性に着目し、これを考慮した検討の実施手順の例について報告する。

2. 検討の実施手順の例の概要　「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例を図に示す。本手順の例では、施設の特徴を考慮して、始めにセル等の構築物（又は工程室）単位で検討を実施し、その結果を踏まえて建屋単位（セル等間）で検討を行うこととした。セル等の単位での検討を対象とした実施手順の例における各項目の概要は次のとおり。

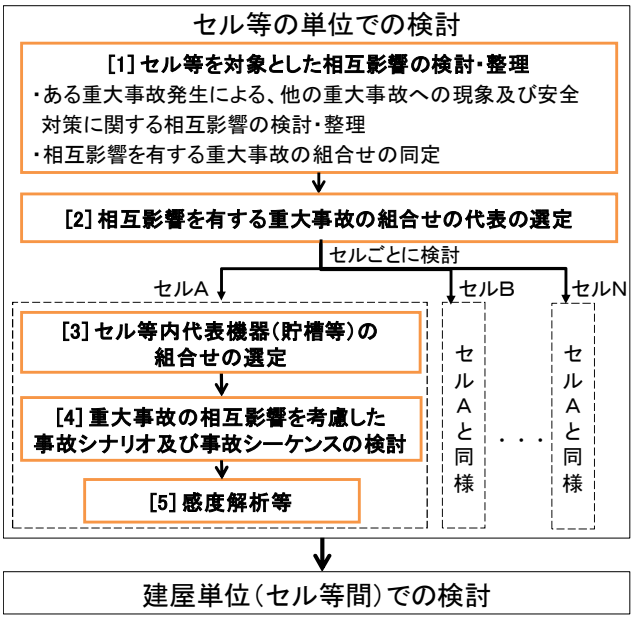


図　「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例

［1］では、相互影響について、施設の特徴を考慮し、現象への影響と安全対策への影響とに分けて定性的に検討し、相互影響を有する重大事故の組合せを同定する。現象への影響の例として、（ｉ）重大事故発生までの余裕時間の減少、（ii）重大事故による影響の増大・拡大及び（iii）新たな重大事故の発生が考えられ、安全対策への影響の例として、（iv）機器の安全機能喪失、（ｖ）作業環境の悪化等による作業員の対応不全及び（vi）作業員の不足が考えられる。

［2］では、［1］で同定したものを重大事故の組合せや相互影響の種類の観点からグループ化し、現象や安全対策への影響の程度の観点から重大事故の組合せの代表を選定する。

［3］では、［2］で選定した重大事故の代表組合せが存在するセル及びセル内機器を整理し、インベントリや重大事故発生までの余裕時間の観点から代表機器の組合せを選定する。

［4］では、［3］までで選定した重大事故の代表組合せ及びセル内代表機器を対象に、相互影響を考慮した事故シナリオを作成し、事故シーケンスを展開する。相互影響を定量的に検討するための科学的知見が不十分な場合には、半定量的な検討を行う。

［5］では、［4］までに設定した仮定・条件のうち、不確実さが大きいものを対象に感度解析等を実施する。

3. まとめ　再処理施設等を対象として合理的・効果的な「⑧ 複数の重大事故の同時発生に関する検討」の実施手順の例を示した。本実施手順の例は、今後も適宜見直していく予定である。

* Muneyuki YOKOTSUKA[1], Mitsuhiro TAKANASHI[1], Noriaki SASAKI[1] and Kazuki YAMATE[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討
(3) 簡易ハイブリッド法の課題について

Study on Risk Assessment for Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities

(3) Issues in Simplified Hybrid Method

*森 憲治[1]，山田 隆[1]，山手 一記[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

「(1) リスク評価実施手法について」で示されたリスク評価実施の基本フローの例のうち、⑤及び⑥に関連して簡易ハイブリッド法[1)]を適用する際の課題について検討した結果について述べる。

キーワード：簡易ハイブリッド法，機器損傷頻度評価法，Max/Min 法，リスク評価手法，安全性向上評価

1. はじめに 簡易ハイブリッド法は、機器損傷頻度評価法及び事故シーケンス発生頻度評価法（Max/Min 法）から構成される。文献 1)及び 2)によれば、次の３つの課題が指摘されている。ここでは、このうち保守性を確保するための課題(ⅰ)及び(ⅱ)について検討した。

(ⅰ) 損傷頻度評価式（$P_F=k\times H(A_{x\%})$）における係数 k、機器損傷確率 x%の設定

ここで、P_F は機器の年損傷頻度[回/年]、$H(A_{x\%})$は機器損傷確率が x%となる地震加速度 $A_{x\%}$における地震ハザード曲線での年超過頻度[回/年]、k は過去の地震を踏まえた経験から定めた係数

(ⅱ) 耐力が最小の機器と同程度の耐力を持つ機器が複数“OR”結合している場合の Max/Min 法の扱い方

(ⅲ) Max/Min 法における人的過誤等の考慮の仕方

2. 損傷頻度評価式における係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順 機器のフラジリティ曲線が対数正規分布であり、地震ハザード曲線が両対数グラフ上で直線近似できるとすると、$P_F/H(A_{5\%})$ 及び $P_F/H(A_{10\%})$ は次のとおりとなる[1)]。

$$P_F/H(A_{5\%})=\exp(-1.645K_H\beta+0.5(K_H\beta)^2) \quad \cdots(1)$$

$$P_F/H(A_{10\%})=\exp(-1.282K_H\beta+0.5(K_H\beta)^2) \quad \cdots(2)$$

式(1)、式(2)を用いた機器の損傷頻度評価における係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順例を**図 1** に示す。本手順例では、[2]の試算結果に基づき、[3]において k 及び x%を適切に設定することにより、保守的な評価結果が得られるものである。

[1] 両対数グラフで表示した地震ハザード曲線の傾き K_H の算出(例えば､年超過頻度 10^{-3}～10^{-7}/年の一桁の範囲ごとに算出)

↓

[2] K_H（[1] の範囲）及び対数標準偏差 β（例えば β =0.1～0.5）に対応する $P_F/H(A_{5\%})$及び $P_F/H(A_{10\%})$の算出)

↓

[3] [2] の結果に基づき係数 k、機器損傷確率 x%を設定（例えば、$P_F/H(A_{5\%})$の値が全て 1.0 以下であれば、k=1.0、x=5 と設定)

図 1 係数 k、機器損傷確率 x%の設定手順

3. 耐力が最小の機器と同程度の耐力を持つ機器が複数“OR”結合している場合の Max/Min 法の扱い方 “OR”結合に対する Max/Min 法と地震 PRA 手法の処理を比較することにより、Max/Min 法の非保守性について分析した。その結果、N 個の機器が“OR”結合した一連の機器の耐力について、最小の HCLPF 耐力を持つ機器のフラジリティ曲線を、損傷確率 1%での地震加速度における損傷確率が 0.01×N となるように平行移動させた曲線の HCLPF 耐力で代表すること（**図 2** 参照）により保守的な評価となると考えられる。

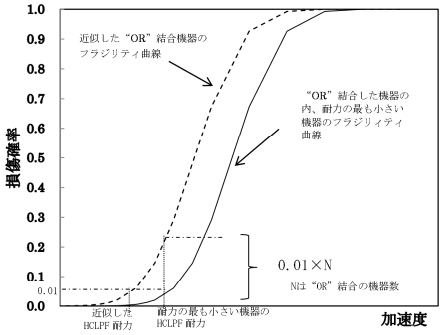


図 2 “OR”結合の場合のフラジリティ曲線と HCLPF 耐力

4. おわりに 簡易ハイブリッド法について、ここで検討した手順例及び扱いにより、保守的な評価結果を簡便に得られる可能性が示された。

参考文献

1)R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, Proceedings of the OECD/NEA Workshop on Seismic Risk, Tokyo Japan, (1999).

2) K. Hirata, et al., “Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures”, 15 WCEE, (2012)

*Kenji MORI[1], Takashi YAMADA[1] and Kazuki YAMATE[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

再処理工場におけるマスターロジックダイアグラム構築手順の検討

Examination of construction procedure of MLD at Reprocessing Plant

*山本 将寛[1]，玉内 義一[1]，衣旗 広志[1]，髙橋 直紀[1]

[1]日本原燃

安全性向上評価の一環として、再処理工場を対象としたマスターロジックダイアグラム(MLD)を構築し、事故シナリオの網羅性を確認する取り組みを行っている。本稿では、六ヶ所再処理工場の特徴を踏まえたMLD の構築過程を手順化したので報告する。併せて、手順に基づき構築した MLD についても報告する。

キーワード：再処理工場，マスターロジックダイアグラム，PRA

1. 緒言

確率論的リスク評価（PRA）に係る日本原子力学会標準[1]では、起因事象を分析・同定する方法として、機器の不具合が与える影響を検討する FMEA、環境への放射性物質の放出に至る原因を検討する MLD 等を推奨している。これらを併用することで、事故シナリオの網羅的な抽出が可能となる。しかし、MLD の構築手順を詳細に示した文献が少ないこともあり、これまで再処理工場の MLD 構築手順が確立していなかった。そのため、六ヶ所再処理工場における MLD の構築過程を手順化した。また、手順に基づき MLD を構築した。

2. 実施内容

2-1. 構築手順の作成

環境への放射性物質の放出を頂上事象として、建屋の開口部、建屋、建屋の場所、管理区域の区域区分の順に放出経路を展開し、放射性物質が漏えいする要因、検討する事象、対象機器、放出の原因となる安全機能の喪失を設定した。その後、安全機能の喪失原因となる機器まで展開することで、起因事象の候補を特定する手順を作成した。

2-2. MLD の構築

2-1.で作成した手順に基づき、MLD を構築した。図 1 に構築した MLD の概略イメージを示す。なお、起因事象のグループ化を容易とするため、最終階層の記載は「建屋名称_安全機能名称_機器名称」として統一した。

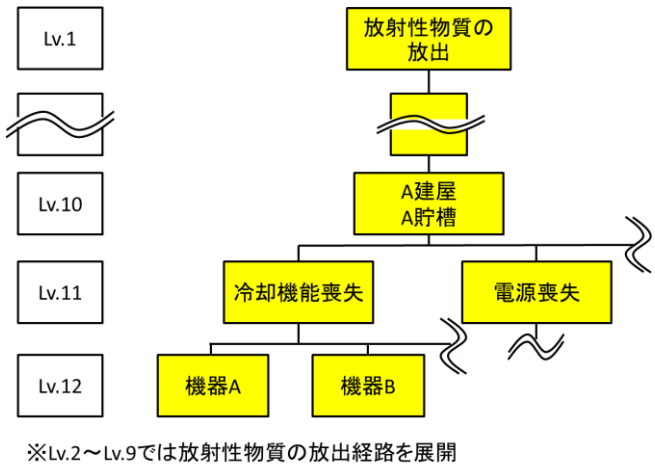


図 1 構築した MLD の概略イメージ

3. 結言

本稿で作成した手順に基づき MLD を構築し、起因事象の候補となる機器を特定した。このことから、MLD を使用して網羅的に事故シナリオを抽出する見込みを得ることができたと考えられる。

参考文献

[1]日本原子力学会標準委員会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013」2014 年 8 月

*Masahiro Yamamoto[1], Yoshikazu Tamauchi[1] Hiroshi Kinuhata[1] and Naoki Takahashi[1]

[1]JapanNuclear Fuel Limited

硝酸ウラニル水溶液の過渡臨界における水素ガス発生量の推定

Evaluation of Hydrogen Gas Production at Transient Criticality in Uranyl Nitrate Solution

*吉田 涼一朗[1]，山根 祐一[1]，阿部 仁[1]

[1]原子力機構

溶液燃料の臨界事故時には出力挙動への影響や爆発を誘引する可能性の観点から重要な水素ガスが発生する。TRACY 炉心タンク内での水素ガスの移行挙動を Taylor 拡散式等を用いてモデル化することで、水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量を推定した。

キーワード：水素ガス，過渡臨界，硝酸ウラニル水溶液，G 値，TRACY

1. 緒言　溶液燃料の臨界事故では、出力挙動への影響や爆発を誘引する可能性から、水素ガス発生量を核分裂数と結び付けて精度よく推定することが重要となる。原子力機構では、過渡臨界実験装置 TRACY において硝酸ウラニル水溶液燃料を用いた過渡臨界実験を行い、水素ガス濃度の経時変化を計測している。TRACY 炉心タンクの概略（0.5mϕ、1.3mH（液面高さ約 1m の位置で出口配管に接続））及び実験結果の一例を図に示す。TRACY では、極めて短時間（数十ミリ秒程度）で反応度を与えるため水素ガス発生も短時間で生じるが、一方で、出口配管から流出したベントガス中の水素ガス濃度ピークの時間幅は 1,000 秒程度と幅広となっている。本報告では、TRACY 炉心タンク内での水素ガスの移行挙動を Taylor 拡散式等を用いてモデル化することで、計測されたベントガス中の水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量の算出を試みた。

2. 水素ガス挙動モデル　水の放射線分解に対しては、核分裂片の運動による寄与が大きいと仮定し、過渡臨界に伴い瞬時に M [mol]の水素ガスが発生するものと考えた。水素ガス濃度の経時変化を 3 領域に区分した。領域 1 では、水素ガスが炉心タンク内を下記の Taylor 拡散式に従って上方に移流拡散し、一部が出口配管からベントガスに同伴して流出するものと仮定した。ここで、D [m^2/s]は水素ガスの拡散係数、r [m]は経路半径、u [m/s]は経路内流速、x [m]は液面からの高さ、$c(x,t)$ [mol/m^3]は位置 x、経過時間 t における水素ガス濃度である。領域 2 では、出口配管高さ位置を通り過ぎた水素ガスが炉心タンク上部に溜まりやや高濃度となり、徐々に均一になりつつ減少するものと考えた。この水素溜り（V [m^3]）における水素ガス濃度の経時変化を、水素ガスの移流拡散による流入量と炉心タンク出口への流出量（v [m^3/s]）を組み合わせたマスバランス式を解くことで算出した。領域 3 では、タンク全体に均一となった残存水素ガスが薄まりつつ出口配管に流れるものと考えた。M、u、V、v をパラメータ（D，r は固定）として、これらの各領域における式を連立することで、計測された水素ガス濃度の経時変化を再現するとともに、炉心タンク内での時間遅れを補正した水素ガス発生量を推定した。

$$c(x,t)=\frac{M}{\pi r^2\sqrt{4\pi Et}}exp\left\{-\frac{(x-ut)^2}{4Et}\right\}\quad\left(E=\frac{(ru)^2}{48D}+D\right)$$

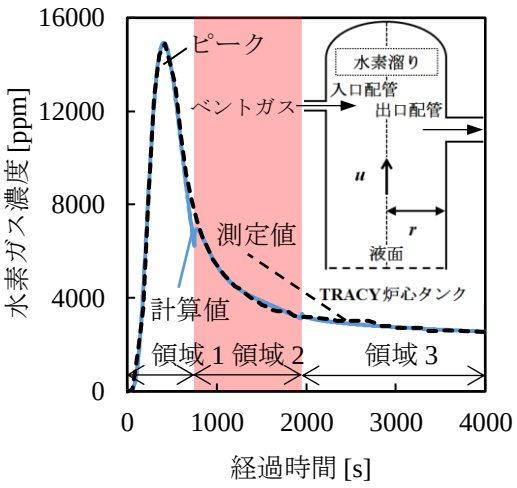


図 水素ガス濃度の測定値と計算値比較

3. 結果　図に示したように、計測値をよく再現することができた。また、水素ガス発生量は 10^{18} fission あたり 4 mol と評価した。

参考文献

[1] 阿部 他, ”溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガスなどの放射挙動の検討”, JAERI-Tech 99-067 (1999).

*Ryoichiro Yoshida[1], Yuichi Yamane[1] and Hitoshi abe[1]

[1]JAEA.

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

[2H01-05] Uncertainty Evaluation

Chair: Tadafumi Sano (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H01] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1] (1.GNF-J)

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3], Shigeo Ohki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Mitsubishi FBR Systems, 3.Mitsubishi Heavy Industries)

10:00 AM - 10:15 AM

[2H04] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*KAZUMI IKEDA[1], Kan Taro[2], Shuhei Maruyama[3], Kazuya Ohgama[3] (1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2H05] Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor

*Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1] (1.JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

共分散核データを起源とするBWR炉心特性不確かさ評価システムの整備
（1）格子計算部

Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(1) Lattice calculation part

*池原 正[1]，山名 哲平[1]，金子 浩久[1]，東條 匡志[1]
[1]GNF-J

GNF-J BWR炉心設計コードシステムLANCR-AETNAに核データ不確かさが燃料・炉心核特性にもたらす影響をランダムサンプリング法により評価する不確かさ評価機能を整備した。本システムの結果を，別法である摂動法，即ちMCNP6.1を核データ摂動に対する感度係数ソルバーとして実効増倍率に関する不確かさを計算するSUAMNシステムと比較すると共に，共分散データの選定の影響について検討した。
キーワード：BWR，共分散，ランダムサンプリング法，感度解析，LANCR，SUAMN，MCNP6.1

1. 緒言

燃料・炉心核特性評価における核データ不確かさ評価方法として，核データ摂動に関す感度係数を用いる摂動法に対し，ランダムサンプリング法（RS法）が知られる[1]。このRS法に基づく核データ不確かさ評価機能をLANCR-AETNAシステム[2]上に整備した。本報では，(1)格子計算LANCR部のRS法機能に関し，結果を既報の摂動法（PT法）システムSUAMN[3]と比較しその特性を把握すると共に，(2)共分散データの選定の影響，(3)燃焼過程でのFP共分散データの寄与，について評価した。

2. 方法

本システムではNJOYで処理した多種バージョンの共分散マトリックスをSCALEのCOVERX形式で格納する（図１）。利点は，共分散データの各反応単位での合成処理の簡便性，SCALE/TSUNAMIやSUAMNとの共分散データの共用化にある。本研究では共分散データ源として，アクチノイド核種にJ4.0，FP核種にB7.1（但し，Pu240はNJOYの結果から判断しB7.1）を採用した（“標準COV”と呼ぶ）。また“標準COV”からFPを除いた“ACT COV”も生成した。

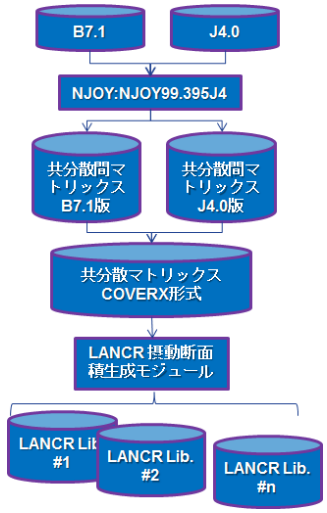


図１ 摂動断面積ライブラリ処理手順

典型的なBWR 9×9ウラン燃料（濃縮度4.4wt%／Gd棒12本）の燃焼計算（40%ボイド率）に試行数100回のRS法計算を実施した（図2）。燃焼計算も含めた通常のRS法“RS（燃）”と，各燃焼度点での中性子束計算部のみの瞬時のRS法“RS（瞬）”の2種類を実施し，(1)燃焼伝播効果の評価，またPT法システムには燃焼機能がないので，(2)PT法との比較はRS法“RS（瞬）”との比較で評価した。更に(3)FP共分散の寄与を“標準COV”と“ACT COV”間で，SCALE6.1の“SCALE COV”も合わせて評価した。

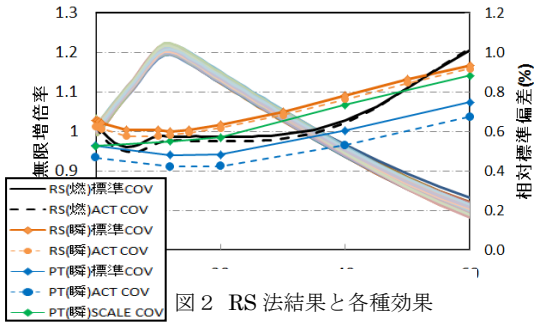


図２ RS法結果と各種効果

3. 結果

(1)の不確かさの燃焼伝播効果は，橙色と黒線の結果から両者の関係に一律増幅や減幅といった系統性は見られない。(2)RS法とPT法の差は橙色と青線の結果から，PT法の結果は不確かさを20%程度過小評価した。 (3)FP共分散の効果は，RS法に対しPT法が過大に見積もる傾向がある。PT法によれば，不確かさの主要因はGd-157とH-1の(n,g)と特定された。“標準COV”の特性は，“SCALE COV”に対し不確かさを過小側に評価するものの不確かさの燃焼挙動は相似的であり健全と考えられる。

参考文献

[1] A.Yamamoto, et.al., NSE,181 (2015)， [2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005
[3] 池原,他,日本原子力学会年春の年会,J39 (2015)

*Tadashi Ikehara[1], Teppei Yamana[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1]
[1]GNF-J

共分散核データを起源とするBWR炉心特性不確かさ評価システムの整備
（2）炉心シミュレータ部

Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance
(2) Core simulator part

*山名 哲平[1]，池原 正[1]，金子 浩久[1]，東條 匡志[1]
[1]GNF-J

GNF-J BWR炉心設計コードシステムLANCR-AETNAに核データ不確かさが燃料・炉心核特性にもたらす影響をランダムサンプリング法により評価する不確かさ評価機能を整備した。本システムの結果を，別法である摂動法，即ちMCNP6.1を核データ摂動に対する感度係数ソルバーとして実効増倍率に関する不確かさを計算するSUAMNシステムと比較した。

キーワード：BWR，共分散，ランダムサンプリング，感度係数，AETNA，SUAMN，MCNP6.1

1. 緒言

発表(1)では，LANCR-AETNAの炉心特性不確かさ評価システムのうち，格子計算部LANCR[1]について報告した。発表(2)では，LANCRと炉心シミュレータ部AETNA[1]の結合による炉心特性不確かさ評価システムについて報告する。また，SUAMN[2]の別法評価結果との比較についても報告する。

2. システム

本システムでは，格子計算部LANCRの段階で取り込んだ不確かさを，炉心シミュレータ部AETNAに伝搬させることで，BWR炉心体系での炉心特性不確かさの評価を行う（図１）。

本システムの特徴として，AETNAの機能を用いて，中性子束1.5群と3群モードの比較による炉心特性不確かさへの群数効果や，SRNM計数率評価での炉心特性不確かさも評価可能となる。さらに，三次元核熱結合動特性解析コードTRACGを結合することで，炉心の過渡・事故解析における核データライブラリ不確かさ起因の不確かさ評価も可能となる。

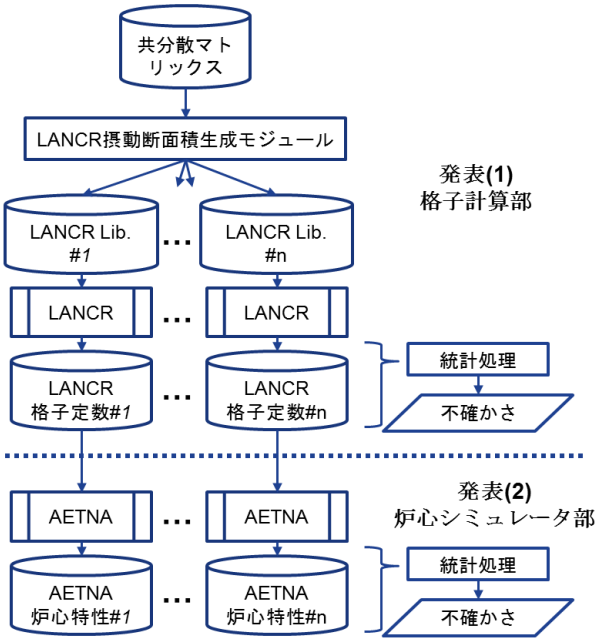


図1. LANCR-AETNA炉心特性不確かさ評価システム

3. 評価

LANCR-AETNAとSUAMNとで，炉心特性不確かを比較した。LANCR-AETNAでは2段階手法を含むランダムサンプリング法であるのに対して，SUAMNは直接計算の摂動法である。対象とした体系は，BWR 9×9 ウラン燃料（濃縮度 4.2wt%／Gd棒13本）の2次元4×4バンドル体系，HOTボイド率40%。LANCR-AETNAのランダムサンプリング試行回数は100回とした。

実効増倍率変動量の標準偏差は，SUAMNの方がLANCR-AETNAよりも相対差で30%程度過小評価側であった。SUAMNの方が過小評価側の傾向は，発表1の格子計算段階と一致している。なお，ランダムサンプリング試行回数や，摂動法の近似精度については，今後の検討課題である。

また，上記の4×4バンドル体系とは別に，BWR平衡炉心計算も実施し，AETNAの実効増倍率と，格子計算の無限増倍率炉心平均値とで，不確かさが同程度となることを確認した。

参考文献

[1] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005
[2] 池原,他,日本原子力学会年春の年会,J39 (2015)

*Teppei Yamana[1], Tadashi Ikehara[1], Hirohisa Kaneko[1], Masayuki Tojo[1]
[1]GNF-J

次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
（1）モデル V&V および UQ の考え方

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(1) Outline of V&V and UQ procedure

*大釜 和也[1]，池田 一三[2]，石川 眞[1]，菅 太郎[3]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ，[3]三菱重工業

日本原子力学会によるシミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインを踏まえ、次世代高速炉の核設計手法のモデル V&V および UQ の基本的考え方を構築した。

キーワード： Verification, Validation, Uncertainty Quantification, Neutronics design, SFR

1. 緒言

シミュレーションの信頼性確保のための方法としての Verification and Validation (V&V)および Uncertainty Quantification (UQ)に関する検討が国内外において行われている。国内では、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」（以下、ガイドライン）が、日本原子力学会の標準として策定された。このガイドラインは、広範なシミュレーション分野を対象とした信頼性評価の基本的考え方であるため、個別分野への適用においては、当該分野の技術的特徴を考慮した方法構築が必要である。そこで、本ガイドラインに基づき、次世代高速炉核設計の V&V および UQ の基本的考え方を構築した。ここでは、ガイドラインと核設計 V&V の対応および核設計における UQ の方法論について述べる。

2. 基本的考え方

次世代高速炉の核設計には決定論を適用し、基準計算値に対して、種々の詳細計算による補正を適用して最確評価を行うこととしている。ここでは、この決定論・最確評価手法により得られる設計対象炉心（75 万 kWe ナトリウム冷却高速炉）の核特性の解析結果における不確かさを定量化する考え方を構築した。

決定論による解析結果の不確かさは、1)解析モデルに起因する不確かさ、2)核データに起因する不確かさ、3)その他の要因（例えば、燃料の組成・寸法などの製造公差等、解析の入力と実物の違いに起因する不確かさ、ここでは、「実体系起因不確かさ」と称する）。これらを定量化することで、フルモックアップ体系のない設計対象炉心の不確かさを評価する。

解析モデル不確かさは、近似度の少ない解法による参照解との比較により得る。3 次元の As built 体系を解析対象とする連続エネルギーモンテカルロ法では、解析体系の形状のモデル化、エネルギー群縮約、適用理論等における近似が少ないため、統計誤差が十分に小さくなるヒストリー数を確保すれば、厳密な理論解に近い解析結果を得ることができる。したがって、設計対象炉心のモンテカルロ法による参照解との比較により、決定論・最確評価値の解析モデル不確かさを定量化できる。

設計対象炉心の核データ起因不確かさは、核データ（JENDL-4.0）の不確かさである共分散と、設計炉心の感度係数（核データの単位変動量当たりの核特性の変動量）により評価することができる。感度係数には、炉心サイズ・形状・組成などの解析対象の特徴が反映されるため、核データ共分散に感度係数を乗じることにより、設計対象炉心の核特性の核データ起因不確かさを定量化できる。なお、核データと共分散の妥当性については、原子力機構が整備した高速炉実験データベースの実験解析により確認してきている。

今後、製造公差等を考慮した実体系起因不確かさ評価方法を検討し、解析モデル不確かさおよび核データ起因不確かさとあわせて、設計対象炉心の核特性の不確かさを定量化する予定である。

Kazuya Ohgama[1], Kazumi Ikeda[2], Makoto Ishikawa[1], Taro Kan[3] and Shigeo Ohki[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems, [3] Mitsubishi Heavy Industries.

次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
（2）Verification

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(2) Verification

*池田 一三[1]，菅 太郎[2]，丸山 修平[3]，大釜 和也[3]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]三菱重工業，[3]日本原子力研究開発機構

75 万 kWe の次世代ナトリウム冷却高速炉を対象として、3 次元の As-built 体系に対する連続エネルギーモンテカルロ法による計算結果を参照解とし、核設計への適用を検討している決定論・最確評価手法の解析モデルに起因する不確かさを検討した。

キーワード： Verification, neutronics design, SFR, MVP, Monte Carlo Calculation

1. 緒言

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」に基づき、次世代高速炉の核設計手法の Verification(検証) に資する検討を行った。75 万 kWe の次世代ナトリウム冷却高速炉の実効増倍率、ナトリウムボイド反応度およびドップラ反応度を対象として、参照解との比較により、決定論・最確評価手法による評価値の解析モデルに起因する不確かさを検討した。

2. 検証の方法

詳細な決定論的手法を適用し、JENDL-4.0 に基づく炉定数セットを用い、非均質格子計算により実効断面積を得て、三角メッシュの拡散計算により炉心核特性を計算した。この基準計算に、輸送、メッシュおよび詳細群・超微細群等の補正を適用して、最確評価値を得た。

解析モデルに起因する不確かさを把握するため、最確評価値を参照解と比較した（図.1）。ここでは、3 次元の As built 体系に対する連続エネルギーモンテカルロ法による解析を実施し、参照解とした。解析体系の形状のモデル化、エネルギー群縮約、適用理論等における近似が少ないため、統計誤差が十分に小さくなるヒストリーを確保すれば、理論解に近い解析結果を得られる。ここでは、のべ約 1 億 2000 万ヒストリーとし、実効増倍率の FSD(相対標準偏差)差が 0.00005 未満となるように解析した。

3. 結果

最確評価値と参照解を表.1 に比較する。参照解と最確評価値の差は、実効増倍率では 0.1%Δk、ナトリウムボイド反応度およびドップラ反応度では 1%となった。この結果により、決定論・最確評価手法により得られた評価値の解析モデル不確かさの程度が明らかとなり、同手法は高い精度を有することを確認した。

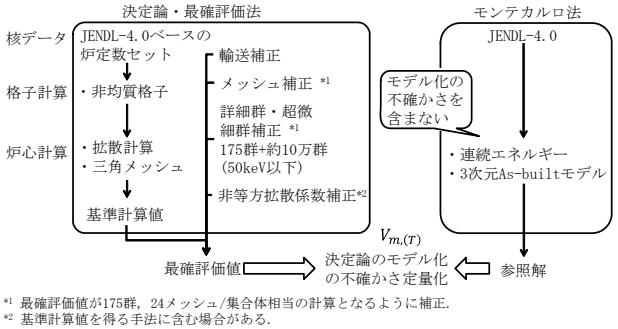


図.1 本検討における検証の考え方

表.1 最確評価値と参照解の比較

	決定論	モンテカルロ法	決定論とモンテカルロ法の差[*2]
実効増倍率[*1]	1.0443	1.0435	0.0009Δk
Naボイド反応度[*1] (%Δk/kk')	1.09	1.10	0.991
ドップラ反応度[*1] (%Δk/kk')	−1.10	−1.09	1.009

[*1] BOIC、制御棒全抜状態における評価結果.

[*2] 決定論とモンテカルロ法の差あるいは比

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

Kazumi Ikeda[1], Taro Kan[2], Shuhei Maruyama[3] and Kazuya Ohgama[3]
[1] Mitsubishi FBR Systems, [2] Mitsubishi Heavy Industries, [3] Japan Atomic Energy Agency.

次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ
（3）Validation

Model V&V and UQ procedure for the neutronics design methodology for the next generation fast reactor
(3) Validation

*石川 眞[1]，横山 賢治[1]，杉野 和輝[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

臨界実験装置・実機プラントにおける多様な核特性を含む高速炉実験データベースを妥当性確認実験として、次世代高速炉核設計手法の Validation に対する方法論を構築し成立の見通しを得た。

キーワード： Validation, Fast reactor experiments, IRPhE , Experimental uncertainty, Nuclear data covariance

1. 基本方針

目的は、「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」（以下、ガイドライン）に基づき、次世代高速炉核設計手法の Validation（妥当性確認）に対する方法論を構築することである。このために、妥当性確認実験としてこれまでに原子力機構が整備した高速炉実験データベースを採用し、実験解析結果である C/E（計算/実験）値の不確かさを定量化して妥当性を評価することとした。

2. 実験解析による妥当性確認

高速炉分野では、米国 ZPPR、露 BFS などの臨界実験装置、また「常陽」および「もんじゅ」などの実機プラントにおける 600 を超える実験データを格納した高速炉実験データベース（JAEA Research 2012-013）を整備してきた。実験解析結果である C/E 値の全不確かさ（1σ で定義）は、実験に起因する不確かさ、解析モデルに起因する不確かさ、核データに起因する不確かさの 3 項目に分類される。①実験に起因する不確かさについては、国際炉物理実験ベンチマーク（IRPhE）のルールに則り、論文・報告書、過去の内部メモの調査や実験関係者へのインタビューなどにより収集した情報を踏まえ、測定方法、実験形状および炉心組成の 3 つの要因毎に可能な限り細分し、OECD/NEA で推奨された実験不確かさマトリックス評価の方法論（NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445）に準じて定量化した。②解析モデルに起因する不確かさについては、本シリーズ発表の(2)Verification で報告した方法に準拠して設定した。③核データに起因する不確かさは、解析対象核特性の核データに対する感度係数を用いて、核データ（JENDL-4.0）の不確かさ（共分散）の核特性への誤差伝播を計算することにより評価した。

以上により得られたそれぞれの核特性についての実験解析の C/E 値のばらつきと不確かさから手法・データの妥当性を確認することで、実験解析に適用した手法の妥当性を確認した。評価の観点は、特定の実験における問題、系統的バイアス、不確かさの過小・過大評価の有無などである（図 1）。例として、Na ボイド反応度の妥当性確認の結果を図 2 に示す。多様な実験炉心、Na ボイドサイズに対して、C/E 値の 1.0 からのばらつきはほぼ全不確かさの統計的範囲内におさまっており、実験解析の結果が不合理ではないことを示している。

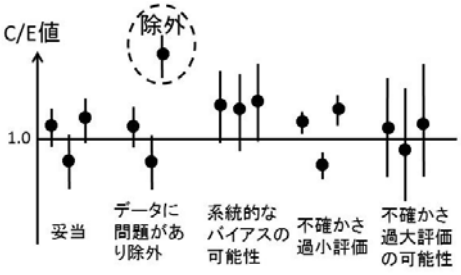


図1 妥当性確認の考え方

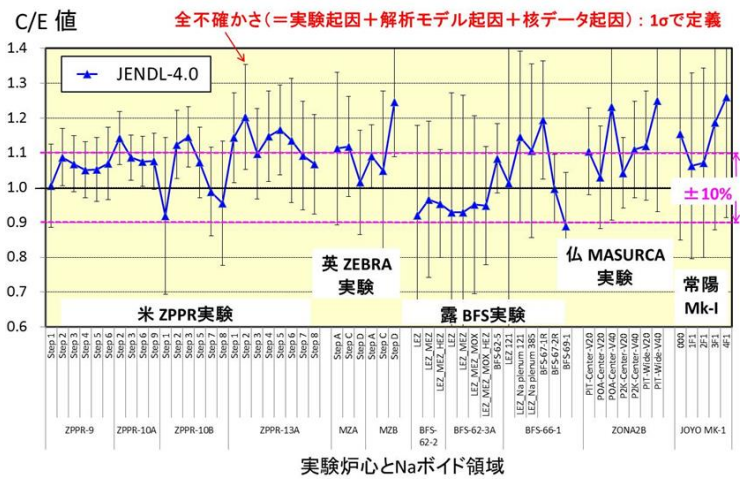


図2 Naボイド反応度実験解析の妥当性確認

Makoto Ishikawa[1], Kenji Yokoyama[1], Kazuteru Sugino[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency.

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

[2H06-09] Monte Carlo Method

Chair: Yasushi Nauchi (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H06] Prediction of Void Information in LWR using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

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

10:50 AM - 11:05 AM

[2H07] Statistical error estimation by orthonormally weighted standardized time series

*Taro Ueki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group）

11:05 AM - 11:20 AM

[2H08] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya university）

11:20 AM - 11:35 AM

[2H09] Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

*Koji Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya university）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

時間依存モンテカルロ計算による
中性子雑音を用いた軽水炉内ボイド情報の推定

Prediction of Void Information in LWR
using Neutron Noise calculated with Time-Dependent Monte Carlo Method

*髙山 直毅[1]，山本 俊弘[2]，佐野 忠史[2]，堀 順一[2]，中島 健[2]
[1]京都大学 原子核工学，[2]京都大学 原子炉実験所

中性子雑音から軽水炉内のボイド率並びにボイド速度の推定を行う方法は以前から存在したが、実際にボイドを含む非均質気液二相流を模擬した時間依存中性子輸送計算による解析は行われてこなかった。本研究ではこれらを同時に取り扱うことにより、高精度なボイド情報取得の可能性を検討した。

キーワード：モンテカルロ法(MC 法)，中性子雑音，軽水炉(LWR)，ボイド

1. 背景及び目的

原子炉で利用される軽水減速材/冷却材中のボイド率及びボイド速度等のボイド情報を推定する方法として、炉内中性子検出器によって観測される中性子雑音を用いた方法が存在する。先行研究では、軽水中に含まれるボイドの形状を模擬した体系に対し、拡散理論に基づいた数値解析が行われている[1]。一方、軽水とボイドを均質に取り扱った体系について、MC 法を用いた輸送計算による解析も行われており、両者の結果に差異が報告されている[2]。そこで、本検討ではボイド形状を実際に模擬した上で MC 法を用いたより厳密な解析を行い、中性子雑音測定に関する知見を得ることを目的とした。

2.解析方法

厚さ 5 cm の 2 次元平板体系において、平板の下部よりボイドを含む非均質の気液二相流が上部に流れることを想定した。軽水の温度は室温とし、ボイド率, 粒径, 速度が任意で与えられる。平板の片側面から中性子が入射され、もう一方の側面に透過してきた中性子を検出する状況を時間依存の MC 計算でシミュレーションした。エネルギー群数は 3 群とし、入射中性子のスペクトルは典型的な軽水炉のものを使用した。

中性子検出の時系列データから中性子雑音の自己パワースペクトル（APSD）の折れ点周波数が得られれば、ボイド情報が取得できるとされている[3]。一方で熱群中性子では折れ点周波数が定義できないため、ピーク周波数からボイド情報を推定することを新たに試みた。本稿では、ボイド率を 20%に固定し、ボイド速度を 10～200 cm/s の範囲で変化させた場合と、ボイド速度を 120 cm/s に固定し、ボイド率を 1～30%の範囲で変化させた際の APSD の周波数特性変化を紹介する。なお、ボイド直径を 7 mm に固定して計算を行った。

3. 結果及び考察

ボイド速度及びボイド率をパラメータとした際の、折れ点周波数とピーク周波数の変化を、それぞれ図 1 と図 2 に示す。先行研究で予測されているように、ボイド速度と折れ点周波数の関係に線形性が確認された。一方で、ピーク周波数はボイド率とともに増加しているが、これは従来の知見とは逆の傾向となっている。これは、ボイドを非均質として陽に取り扱ったことが影響していると考えられる。

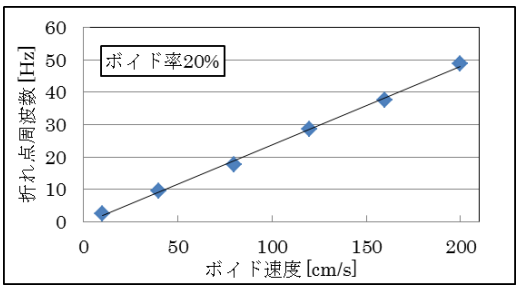


図 1 ボイド速度と折れ点周波数の関係

4. 結論

ボイド速度並びにボイド率変化に伴う APSD の周波数特性から、ボイドが非均質に存在する体系であってもボイド情報を取得できることが確認できた。

ボイド粒径やボイド率をさらに変化させたときの中性子雑音特性については口頭発表で説明を行う。

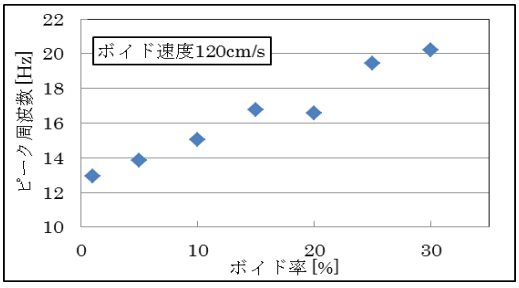


図 2 ボイド率とピーク周波数の関係

参考文献

[1] V. Dykin, I. Pázsit, Nucl. Technol., **183**(2013) 354-366.
[2] T. Yamamoto, H. Sakamoto, Prog. Nucl. Energy, **90**(2016) 58-68
[3] G. Kosály, Prog. Nucl. Energy, **5**(1980) 145-199.

*Naoki Takayama[1], Toshihiro Yamamoto[2], Tadafumi Sano[2], Jun-ichi Hori[2] and Ken Nakajima[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute.

直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価

Statistical Error Estimation by Orthonormally Weighted Standardized Time Series

*植木 太郎
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

モンテカルロ法臨界計算においては、核分裂源の世代間相関のため、統計誤差の過小評価が生じる場合がある。本発表においては、直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価手法を、加圧水型軽水炉の局所出力と燃料デブリモデルの臨界性評価において実践した結果を報告する。

キーワード：モンテカルロ、局所出力、臨界性、統計誤差、直交規格化加重、標準化時系列

1. 緒言 モンテカルロ法臨界計算の核分裂源は、世代間相関の影響下にある。このため、自己相関下の時系列に関する中心極限定理に由来する手法を、統計誤差評価に適用する必要がある。

2. 直交規格化加重・標準化時系列法（OWSTS） 時系列 $x_j, j=1,\ldots,n$ に対して、最初のm項の標本平均をs_m、分散パラメータを$\sigma^2=AC(0)+2\Sigma_{i\geq 1}AC(i)$とする。ここで、$AC(i)$は、世代差 i に対する時系列 x の共分散である。次に、$[nt]$をntを越えない最大の整数とする。自己相関下の時系列に関する中心極限定理によると、$n\to\infty$ の際、$0\leq t\leq 1$に対し、$[nt](s_n - s_{[nt]})/(\sigma\sqrt{n})$ の分布がブラウン橋の分布に収束し、以下の関係式が成立する[1]。

$$\lim_{n\to\infty} E[(Z_j^F(n))^2]=\sigma^2,\ Z_j^F(n)=(1/n)\sum_{i=1}^{n-1} w_j^F(i/n)\,i(s_n-s_i)/\sqrt{n},\ w_j^C(t)=\sqrt{8}\pi j\cos(2\pi jt),\ w_j^S(t)=\sqrt{8}\pi j\sin(2\pi jt).$$

ここで、$E[\ ]$は期待値を表し、$F=C$ または$F=S$である。なお、$i(s_n-s_i)/(\sigma\sqrt{n})$ は標準化時系列と呼ばれ、w_j^Fは直交規格化関数である。本報告では、$j=1,\ldots,10$に対してZ_j^CとZ_j^Sを計算し、20個のσ^2の評価値の平均を取り、標本平均s_nの標準偏差$(\sigma/\sqrt{n})$を推定した結果を報告する。

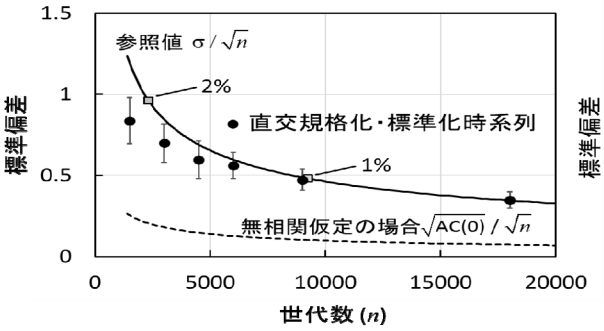


図1 加圧水型軽水炉全炉心の局所出力の統計誤差評価

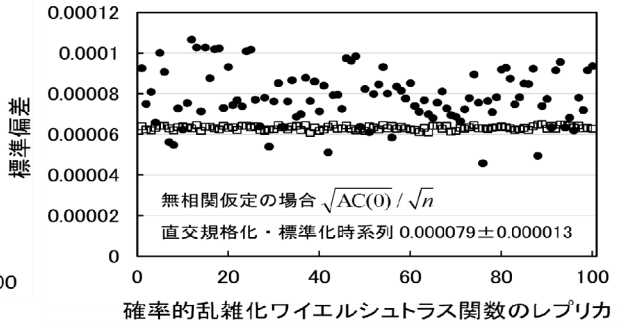


図2 燃料デブリモデルの実効増倍率の統計誤差評価

3. モンテカルロ法計算結果および今後の課題 17x17型燃料集合体を193体装荷した加圧水型軽水炉の第一サイクル全炉心モデルから、核分裂源の自己相関が最も強くなる位置を選び、モンテカルロ法で局所出力を求めた場合の標準偏差を、図１に示す。１％に対応するマーカー(□)は、標準偏差の参照値が１％相当の相対誤差であることを示し、誤差棒は、60レプリカから得られる評価値の誤差に相当する。1%程度以下の統計誤差であれば、10%程度の不確かさはあるけれども、無バイアスでの標準偏差推定が可能であることがわかる。図２に、確率的乱雑化によるUO_2・コンクリート系燃料デブリモデル[2]に関する結果を示す。無相関仮定にするかどうかによって、平均として、約20%程度の違いが生ずることがわかる。なお、図中、確率的乱雑化による各デブリレプリカに対し、それぞれ１回のモンテカルロ法臨界計算による標準偏差推定値が示されている。両図より、OWSTSによる統計誤差評価に関して、レプリカごとの安定性が課題であることがわかる。

参考文献 [1] Ueki, T, 2012. Nucl. Sci. Eng. 171, 220-230. [2] 植木太郎、2016年春の年会、1O14

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 27 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」の成果の一部を含む。

*Taro Ueki, Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group.

2 次元非均質体系におけるモンテカルロ法の統計誤差過小評価の予測
(1) 高次モード計算コードの開発

Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty
in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry
(1) Development of Higher-order Mode Calculation Code

*遠藤 知弘[1], 林 幸司[1], 山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

モンテカルロ法による固有値計算における統計誤差過小評価割合の評価を主目的として、多群拡散近似に基づき高次モード計算コードを作成した。固有値が縮退した場合に対応できるよう固有関数の再直交化を行う。

キーワード：高次モード、固有値問題、再直交化、多群拡散計算

1. 緒言

モンテカルロ法による固有値計算ではべき乗法に基づき、前世代で得られた核分裂中性子源分布を利用して次世代の中性子追跡計算を実施し、核特性(中性子束分布や反応率分布)を推定する。ただし、世代間の核分裂中性子源には相関があるため、無相関を仮定した中心極限定理に基づいて統計誤差(標準誤差)を推定した場合には、真の統計誤差よりも過小評価されてしまうことが知られている。過去の研究において、核分裂中性子源の空間分布を、λモード固有値方程式の固有関数ψ_nで展開し、その展開係数の世代間推移に AR モデルを適用することで、この統計誤差過小評価割合$r \equiv (\text{見かけの統計誤差})/(\text{真の統計誤差})$の推定式を導出した。

$$r \approx \sqrt{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_n^2 \sigma_{d_n}^2}{1-\rho_n^2} \Big/ \sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_n^2 \sigma_{d_n}^2}{1-\rho_n^2} \left(\frac{1+\rho_n}{1-\rho_n}\right)} \cdots (1), \quad w_n \equiv \int_{\Delta V} dV \int_0^{\infty} dE' \int_{4\pi} d\Omega' \, \Sigma_x(\vec{r}, E) \psi_n(\vec{r}, E', \Omega') \cdots (2)$$

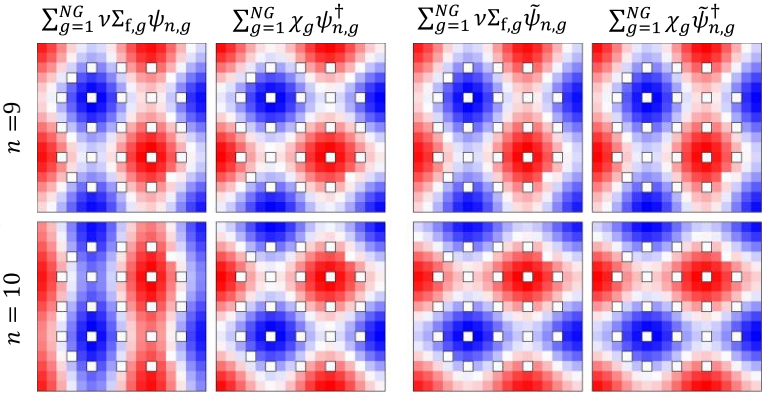
ここでρ_nは固有値比、$\sigma_{d_n}^2$はノイズ項分散を表す。上式によるrの計算には固有関数ψ_nの数値解が必要となる。

2. 高次モード計算コード

多群拡散近似に基づき C++/Eigen を用いて以下のように作成した。まず forward/adjoint の固有値方程式をそれぞれ解くことで forward/adjoint 固有関数の事前推定値$\psi_n, \psi_n^{\dagger}$を求める。次に、縮退している固有値の次数を判定する。縮退している次数m~$(m+r-1)$について、$\psi_n, \psi_n^{\dagger}$それぞれに対して修正 Gram-Schmidt 法を適用した後、線形結合$\tilde{\psi}_n^{\dagger} = \sum_{n=m}^{m+r-1} b_n^{\dagger} \psi_n^{\dagger}$を考える。$\lambda$モードの場合、$\langle \tilde{\psi}_n^{\dagger} \mathbf{F} \tilde{\psi}_{n'} \rangle = \delta_{n,n'}$の直交条件(**F**は生成演算子)を満足するよう連立方程式を解くことで係数$b_n^{\dagger}$を求める。以上により、再直交化した固有関数$\tilde{\psi}_n, \tilde{\psi}_n^{\dagger}$を得る。

3. 計算結果例

全面完全反射境界条件とした PWR17×17 単一集合体を対象として、高次モード計算を実施した。固有値が縮退している例として$n = 9,10$の結果を図 1 に示す。再直交化前は、forward の核分裂源分布について 10 次モードに 9 次モードが若干混じった上、forward/adjoint 核分裂源分布の形が若干異なるため、直交性が崩れてしまう。再直交化により直交条件を満足するように改善できる。



(a) 再直交化前　(b) 再直交化後

図 1 高次モード計算結果($n = 9,10$)

*Tomohiro Endo[1], Koji Hayashi[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

2 次元非均質体系におけるモンテカルロ法の統計誤差過小評価の予測
(2) UO_2-MOX 2×2 集合体体系への適用

Prediction of Underestimation of Statistical Uncertainty in Monte Carlo Eigenvalue Calculation for 2D Heterogeneous Geometry

(2) Applying to UO_2-MOX 2×2 Assemblies

*林 幸司，遠藤 知弘，山本 章夫

名古屋大学

モンテカルロ法で固有値計算を行う場合，出力される統計誤差は真の統計誤差に比べ，過小評価される場合がある．過去の研究では，固有関数展開と Autoregressive model (AR モデル)に基づき統計誤差過小評価の度合いを予測する手法を提案し，エネルギー1 群の 1 次元均質体系において妥当性を確認した．本研究では，C5G7 ベンチマーク問題を参考にした 2×2 集合体体系に提案手法を適用し，その妥当性について検証した．

キーワード：モンテカルロ法，統計誤差過小評価，多群，非均質体系，AR モデル，高次モード

1. 緒言　モンテカルロ法による固有値計算を行う場合，ドミナンス比が大きい体系では，統計誤差が過小に評価されることがある．過去の研究では，核分裂源分布を固有関数展開した際の展開係数の世代推移を AR モデルでフィッティングして，真の統計誤差を理論的に導出した．さらに，モンテカルロ法で評価される統計誤差を理論的に導出し，両者の比を取ることで統計誤差過小評価割合rの理論式を(1)式のように導出した．これまでは 1 次元無限平板の簡単な体系で理論式の妥当性の検証が行われてきた．本研究では，より複雑な体系（多群・2 次元 xy 非均質体系）に対して提案手法を適用し，その妥当性について検証した．

$$\frac{\text{見かけの統計誤差}}{\text{真の統計誤差}} \equiv r \approx \sqrt{\frac{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_{n,v}^2 \sigma_{dn}^2}{1-\rho_n^2}}{\sum_{n=1}^{\infty} \frac{w_{n,v}^2 \sigma_{dn}^2}{1-\rho_n^2}\left(\frac{1+\rho_n}{1-\rho_n}\right)}} \quad (1)$$

$$w_{n,v} = \int_v \sum_g \psi_{n,g}\, dV \quad (2)$$

$$\sigma_{dn}^2 = \left(\sum_g \frac{(D_g B_n^2 + \Sigma_{t,g})}{(D_g B_n^2 + \Sigma_{a,g})} \cdot \frac{\psi_{n,g}}{\sum_g \psi_{n,g}} \right)^2 \quad (3)$$

2. 検証計算　計算体系は C5G7 ベンチマーク問題を参考にした UO_2-MOX2×2 集合体（図 1）とし，対象とする統計量は全エネルギー積分した中性子束とした．図中の数字は領域番号を示している．(3)式中の高次モードのエネルギースペクトル$\psi_{n,g}/\sum_g \psi_{n,g}$は全て基本モードのエネルギースペクトルに等しいと仮定した．また，高次モードは 1156 次まで考慮した．断面積や拡散係数は，非均質輸送計算コード AEGIS の結果を用いて体系全体で均質化した 7 群断面積を使用した．rの参照値は初期乱数を変えた 1000 回の多群モンテカルロコード GMVP の結果を統計処理して算出した．rの統計誤差についてはジャックナイフ法により推定した．

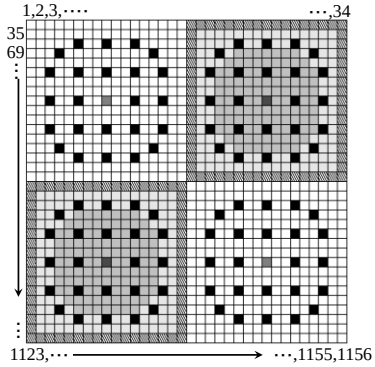


図 1　UO_2-MOX2×2 集合体体系
（図中の数字は Region number に対応）

3. 結果・考察　理論式による予測値と，GMVP により算出した参照値を比較した結果を図 2 に示す．体系端で過小評価割合の値に 0.1~.015 程度の差がみられるが，概ね一致した．空間分布の傾向も比較的よく再現することができ，提案手法の妥当性を確認することができた．体系端で差異が生じる原因については検討中である．

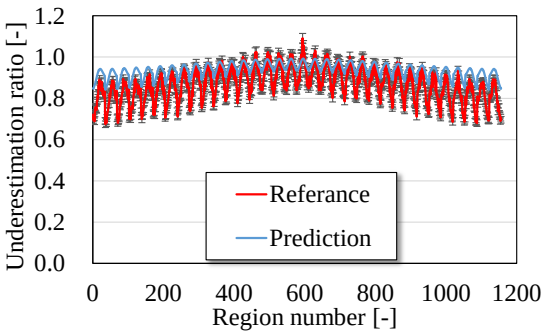


図 2　統計誤差過小評価割合

*Koji Hayashi, Tomohiro Endo, Akio Yamamoto
Nagoya University

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

[2H10-13] Transient Analysis

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H10] Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2] （1.TRANSNUCLEAR, LTD., 2.Kyoto University Research Reactor Institute）

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

*Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] （1.Tokai University）

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] Supercritical transient analysis in light water moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Delgersaikhan Tuya[1], Jun Nishiyama[2], Toru Obara[2] （1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*Yuichi Yamane[1] （1.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

時間依存中性子拡散方程式の時間大域解の存在と一意性

Existence and Uniqueness of a Global-in-Time Solution
to Time-Dependent Neutron Diffusion Equation

*坂本　浩紀[1]，山本　俊弘[2]
[1]トランスニュークリア 株式会社　[2]京都大学原子炉実験所

遅発中性子先行核を無視した時間依存中性子拡散方程式の解の一意性について述べる。

キーワード：遅発中性子先行核、時間依存中性子拡散方程式、時間大域解、一意性

1. 緒言

遅発中性子先行核を考慮した時間依存中性子拡散方程式は時間 $0 \le t \le T$ に対して次式で与えられる。

$$\begin{aligned}\frac{1}{\wp(E)}\frac{\partial}{\partial t}\phi(x,E,t) &= \{\nabla\cdot D(x,E,t)\nabla - \Sigma_t(x,E,t)\}\phi(x,E,t)\\ &+\int_{E_{min}}^{E_{max}} dE'\{\Sigma_s(x,E'\to E,t)+(1-\beta)\chi(E)\nu\Sigma_f(x,E',t)\}\phi(x,E',t)\\ &+\sum_{j=1}^{J}\left\{\chi_{dj}(E)\lambda_j C_{j0}\mathrm{e}^{-\lambda_j t}\right.\\ &\left.+\lambda_j\beta_j(E)\chi_{dj}(E)\int_0^t ds e^{-\lambda_j(t-s)}\int_{E_{min}}^{E_{max}} dE'\nu\Sigma_f(x,E',s)\phi(x,E',s)\right\}\\ &+Q(x,E,t)\end{aligned} \tag{1.1}$$

$$\phi(x,E,t)|_{t=0} = \phi_0(x,E)$$
$$\phi(x,E,t)|_{\partial\Omega} = 0$$

(1.1)の拡散方程式の右辺の第3項と第4項を Q_d とおく。内積、L^2 ノルムおよび双線型形式を定義する。

$$(u,v) = \int_{E_{min}}^{E_{max}}\int_\Omega uvdVdE$$
$$||u||_{L^2} = (u,u)^{1/2}$$
$$\begin{aligned}a(u,v) &= (D\nabla u,\nabla v)+(\Sigma_t u,v)\\ &-\left\{\left(\int_{E_{min}}^{E_{max}}\Sigma_s(E'\to E)u(E')\,dE',v\right)\right\}-(1-\beta)\left\{\left(\chi(E)\int_{E_{min}}^{E_{max}}\nu\Sigma_f(E')u(E')dE',v\right)\right\}\end{aligned}$$

また、双線型形式が楕円的、もしくは強圧的、すなわち、$a(\phi,\phi)\ge\gamma||\phi||_{L^2}^2$ となるような $\gamma>0$ が存在すると仮定する。さらに、すべての $v\in W_0^1(\Omega)$（$W_0^{1,2}(\Omega)$ はソボレフ空間で、この空間のノルム $||v||_{W_0^{1,2}(\Omega)} = \left(\int_\Omega(|u|^2+|\nabla u|^2)d\Omega\right)^{1/2}$）に対して

$$\begin{aligned}\left(\frac{1}{\wp}\frac{\partial}{\partial t}\phi,v\right)+a(\phi,\wp) &= (Q_d,v)\\ (\phi(x,E,t),v)|_{t=0} &= (\phi_0,v)\end{aligned} \tag{1.2}$$

となるような(1.1)の弱形式から $\phi(x,E,t)$ を見つける問題を考える。

2. 時間大域解の存在と一意性

定理 2.1　$\beta=0$ とし、$\phi(x,E,t)$ を(1.2)の解とする。そのとき、$\phi(x,E,t)$ は、ある正定数 C_1，C_2 が存在して

$$||\phi||_{L^2}^2 \le e^{C_1 t}||\phi_0||_{L^2}^2 + C_2\int_0^t e^{C_1(t-s)}||Q||_{L^2}^2 ds \tag{2.1}$$

を満足する。

不等式(2.1)から時間大域解が、L^2 ノルムで初期条件および線源により上から評価でき有界であることがわかる。もし、$\phi_0 = Q = 0$ ならば、(1.2)の弱形式は唯一の自明解があることが導ける。このようにして、定理 2.1 は(1.2)に対する解の一意性を示すことができる。

$\beta\neq0$ の場合、ある核分裂中性子は直ぐには放出されないが、ある時間遅延で放出される。この場合、解は初期条件と線源項はもちろん中性子束の既往歴に依存する。

3. 今後の課題

$\beta\neq0$ の場合、(1.1)の大域解の存在と一意性の証明は可能と思われるが、これを証明することである。

*Hiroki Sakamoto[1], Toshihiro Yamamoto[2]
[1]TRANSNUCLEAR, LTD., [2]Kyoto University Research Reactor Institute

動特性方程式の効率的な数値解法

An Efficient Method of Numerical Calculation of Reactor Kinetics Equations

東海大学　　*田原義壽、　　亀山高範

完全陰解法で生じる計算時間幅の二乗以上の項による誤差を消去する簡便な方法を取り入れ、即発臨界以上のステップ状の反応度添加に対しても解析解と一致することを確認した。しかし、原子炉動特性方程式には、約10^{-7}~10^{-5}秒の中性子寿命と、秒オーダーに対応する遅発中性子崩壊定数が含まれるため、数値計算でタイムステップ幅を大きくとることに困難を生じる（Stiffness 問題）。この問題を解決するため、簡易的手法により計算精度を維持しながらタイムステップ幅を大きくとれる計算法を考案し解析解との一致を確認した。

キーワード：原子炉動特性、中性子密度、中性子先行核密度、反応度、Stiffness

１．はじめに

先の発表[1]では、タイムステップ幅（Δt）を固定したとき動特性方程式には、$nW(\omega);W(\omega)=e^{\Delta t\omega}-\{1+(\Delta t\omega)\}$なる補正が必要であることを示した。本検討では、この補正により動特性方程式の差分化の誤差を除去できること、さらに数値積分に有効であることを確認した。しかし、Stiffness の問題から時間幅を大きくとることはできない。炉心計算への適用性からはΔt を大きくとれる効率的な計算法が望まれる。このため、簡易的手法により精度を確保しつつもΔt を大きくとれる数値計算手法について検討した。

２．動特性方程式の差分化

動特性方程式を$n(t)=n_0e^{\omega_n t}$，$S(t)=\sum\lambda_iC_i(t)=\alpha e^{\omega_c t}$と仮定してタイムステップ幅で積分し、式(1)，(2)を得た。

$$n(\Delta t)=\frac{\alpha\Lambda}{\Lambda\omega_c-(\rho-\beta_{eff})}\left(e^{\omega_c\Delta t}-e^{\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}\Delta t}\right)+n_0e^{\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}\Delta t}\quad(1),\qquad C_i(\Delta t)=\frac{\beta_{i,eff}}{\Lambda}\frac{n_0}{\omega_n+\lambda_i}\left(e^{\omega_n\Delta t}-e^{-\lambda_i\Delta t}\right)+C_{i,0}e^{-\lambda_i\Delta t}\quad(2)$$

式(1)の中性子密度の式の係数には、1/Λ の項がないので Stiffness が緩和されているが、式(2)には残っている。そこで、遅発中性子先行核濃度の式に Stiffness Confinement Method[2, 3]を適用し積分することにより、係数に1/Λ を含まない下式を得た。

$$C_i(\Delta t)=\frac{\beta_{i,eff}}{\Lambda\omega_n-(\rho-\beta_{eff})}\frac{\alpha}{\omega_n+\lambda_i}\left(e^{\omega_c\Delta t}-e^{-\lambda_i\Delta t}\right)+C_{i,0}e^{-\lambda_i\Delta t}\quad(3)$$

これらを組み合わせた二つの手法：式(1)と式(2)を用いた“手法１”と、式(1)と式(3)を用いた“手法2”を考えその特性を比較検討した。ω_c, ω_n はn とC_i の連立方程式がタイムステップ幅内で成立する Self-consistent ω として、式(4)を用いて繰り返し計算により求めた。ただし、n' およびS' はΔt 経過後の値を表す。

$$\omega_n=\left[\ell n(n')-\ell n(n)\right]/\Delta t,\qquad \omega_c=\left[\ell n(S')-\ell n(S)\right]/\Delta t\quad(4)$$

３．計算精度とタイムステップ幅の評価

熱炉及び高速炉にステップ状の反応度を加えた場合の中性子密度の計算値と解析解の比較を表1、2に示すが、同じΔt 幅では、手法１，２は熱炉、高速炉に対して同程度の精度であった。しかし、計算可能なタイムステップ幅は、“手法１”で約$10^3\Lambda$までであるが、“手法2”では約$10^4\Lambda$までと10倍大きく取ることができた。

表１　熱炉　ρ=0.008,　Δt=0.01(s),　Λ=2×10⁻⁵(s)

時間(s)	解析解	手法１	手法２
0.01	6.20285	6.20646	6.20459
0.1	1410.42	1412.10	1407.65
1.0	6.16333×10^{23}	6.17083×10^{23}	6.14980×10^{23}

表２　高速炉　ρ=0.005,　Δt=0.001(s),　Λ=4×10⁻⁷(s)

時間(s)	解析解	手法１	手法２
0.001	40.9571	40.9753	40.9546
0.01	3.08842×10^{9}	3.09443×10^{9}	3.08697×10^{9}
0.1	5.52581×10^{87}	5.53656×10^{87}	5.52321×10^{87}

上記表中の時間は反応度添加後の経過時間であり、中性子密度は初期値との比である。なお、解析の詳細及びランプ状反応度添加に対する検討結果については当日報告する。

参考文献 [1]2016 年春の学会 1O-05, [2]W.M. Stacey, Nuclear Reactor Physics, [3] Y. A. Chao, Nucl. Sci. Eng.,90, 40-46 (1985)

*Yoshihisa Tahara and Takanori Kameyama, Tokai Univ.

Supercritical transient analysis in light water moderated coupled small fuel debris regions using integral kinetic model and point kinetic model

*Tuya Delgersaikhan[1], Jun Nishiyama[2], and Toru Obara[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology

[2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Supercritical transient analyses were performed in symmetric and asymmetric systems of light water moderated coupled small fuel debris regions using the integral kinetic model (IKM) and the point kinetic model (PKM). The obtained quantities included fission rate, released energy, and temperature in whole system by the PKM. The same quantities were obtained for each region by the IKM. The result showed the PKM gives more conservative results than the IKM in asymmetric systems.

Keywords: criticality accident, Fukushima Daiichi, coupled fuel debris, integral kinetic model, point kinetic model

1. Introduction

Evaluation of possible re-criticality accident in the damaged cores of the Fukushima Daiichi nuclear power station necessitates a transient kinetic analysis. As the current condition of damaged core is unknown, we performed the supercritical transient analysis in coupled small fuel debris region of simple symmetric and asymmetric geometry using the IKM and PKM.

2. Methodology

2-1. Description of coupled fuel debris system

Symmetric and asymmetric systems were considered. Symmetric system consisted of two spheres of the same size located at certain distances inside the light water while asymmetric system consisted of two different sized spheres. Each sphere further consisted of 6-mm-radius spherical UO_2 particles inside a light water. The packing fraction of each sphere was 0.25. Enrichment of ^{235}U was 5 wt%. The size of the sphere was decided such that each sphere (i.e., Unit-1 and Unit-2) is critical on its own in case of symmetric systems, while in asymmetric systems the size of larger sphere (i.e., Unit-1) corresponded to a critical size. Thus, in both symmetric and asymmetric systems the excess reactivity was provided by the coupling between two spheres. Furthermore, in both systems a various distances between the two spheres were considered to obtain various coupling and excess reactivity.

2-1. Analysis method

The IKM describes time- and region-dependent quantities (e.g., fission rate) in coupled system of arbitrary geometry [1]. On the other hand, the PKM describes time-dependent quantities in a whole region. When compared against the PKM, the IKM is advantageous because of treatment of region-dependency, while it is disadvantageous due to its more complexity. In both models, we considered Doppler feedback. The kinetic parameters used in the IKM were obtained with continuous energy Monte Carlo code MVP2.0 [2] while the neutron lifetime used in the PKM was obtained by the SRAC code [3].

3. Results and conclusion

In each system, as the distance between two spheres increased, the coupling and excess reactivity decreased leading to smaller energy release. In case of asymmetric system, as the coupling decreased, the power ratio between two spheres increased. In general, it was found that the PKM gives more conservative results than the IKM in asymmetric systems while it gives closer results to the IKM in symmetric systems. As for the fission rate (e.g., power profile), an example of first power spike obtained by the IKM and PKM in asymmetric system of 5 cm distance is shown in Fig.1. As shown, the fission rate in Unit-2 by the IKM is much lower than that in Unit-1 due to smaller size and weak coupling.

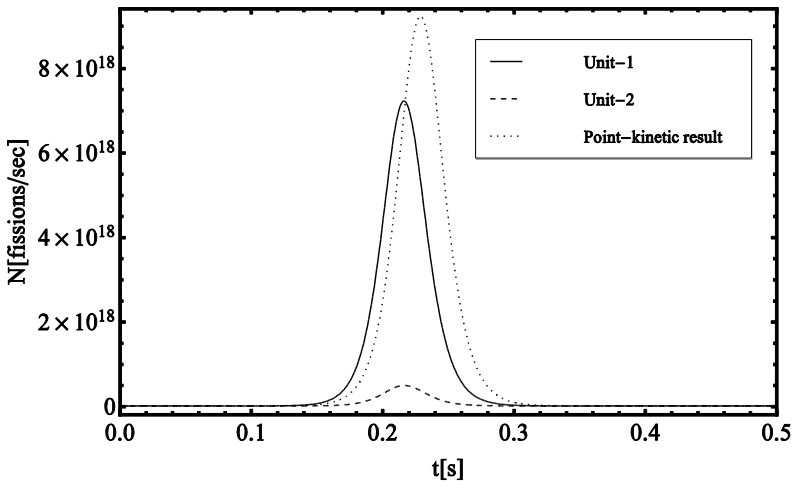


Figure 1. First power spike in asymmetric system of 5 cm distance

References

[1] H. Takezawa and T. Obara, 2012. New Approach to Space-Dependent Kinetic Analysis by the Integral Kinetic Model, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 171, pp.1-12.

[2] Y. Nagaya et al, 2005. MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation Based on Continuous Energy and Multigroup Method, *JAERI-1348*.

[3] K. Okumura et al, 2007. SRAC2006: A comprehensive neutronics calculation code system. *JAEA-DATA/CODE—2007-004. JAEA.*

放射線分解ガスボイドによって揺らぐ臨界事故時放出エネルギーの平均的挙動

Average time profile of energy release fluctuated due to radiolytic gas void in criticality accident

*山根祐一
原子力機構

核燃料溶液の臨界事故で放射線分解ガスボイドによる激しい出力振動が生じる場合を対象とし、事故発生後の経過時間とその時刻までに添加された反応度などの関数として、核分裂により生じるエネルギーを表す式を、準定常法に基づいて導出した。実験値及び準定常法で得られたデータと比較し、実験値をよく再現することを確認した。

キーワード：臨界事故、エネルギー、放射線分解ガスボイド、準定常法、定率反応度添加

1. 緒言　溶液の誤移送等により沸騰に至る臨界事故では、沸騰までに放射線分解ガスボイドによる激しい出力振動が生じうることが、仏国の CRAC 実験[1]のデータにより示されている。臨界事故への対応策の検討においては、事故後の経過時間における出力と核分裂数（エネルギー）の情報が重要であるが、このような激しい出力振動を解析的もしくは数値的に再現して詳細に考慮することは困難である。しかし平均的な出力の挙動やエネルギーが簡単に精度良く評価できれば、対応策の検討や公衆の被ばく評価には十分役に立つ。そこで平均的な出力挙動を数値計算で評価する準定常法[2] [3]の考え方に基づいて、エネルギーが満たすべき方程式を導き、その解析解を求めた。この成果は臨界によるリスク評価を効率よく行う手法の開発に資する。以下では、エネルギーの単位[J]で議論するが、核分裂あたりのエネルギーは約 200MeV であり、この関係（3.2×10^{-11} J/fission）を用いればエネルギーは容易に核分裂数に換算できる。

2. 方程式の導出　反応度ρ（$=rt$）[$]は一定の割合 r[$/s]で添加され、反応度フィードバックについては温度上昇ΔT[℃]と放射線分解ガス及び沸騰によるボイドの割合（ボイド率）f[%]を考慮する。ここでは核燃料から容器等への熱の移動は無視できるものとする。準定常法では、添加反応度とフィードバック反応度が常にバランスする（$\rho-\alpha_T\cdot\Delta T-\alpha_f\cdot f=0$）。出力 Q[W]はボイド率の関数として $f(1-f)=aQ$ を満たす。ここで、α_T[$/℃], α_f[$/%]は反応度温度係数及びボイド係数、a[1/W]は溶液のウラン濃度、硝酸濃度等で決まる定数である。これらの式を連立させてエネルギー$E=\Delta T/K$(K[℃/J] : 熱容量の逆数)を用いると、臨界時から反応度添加終了までの時刻 t[s]の時点までに放出された核分裂エネルギー E[J]は以下のように表される。

$$E=\frac{1}{K}\left[\frac{r}{\alpha_T}t-\frac{\alpha_f}{\alpha_T}\left(\frac{1}{2}-\frac{1}{A}\frac{1+B\exp\left(-\frac{2}{A}\lambda t\right)}{1-B\exp\left(-\frac{2}{A}\lambda t\right)}\right)\right]$$

$$A=\frac{1}{\sqrt{\frac{1}{4}-\frac{1}{b}}},\qquad b=\frac{\alpha_T}{r}\frac{K}{a},\qquad B=\frac{A-2}{A+2},$$

$$\lambda=\frac{\alpha_T}{\alpha_f}\frac{K}{a}.\qquad \cdots \text{式 1.}$$

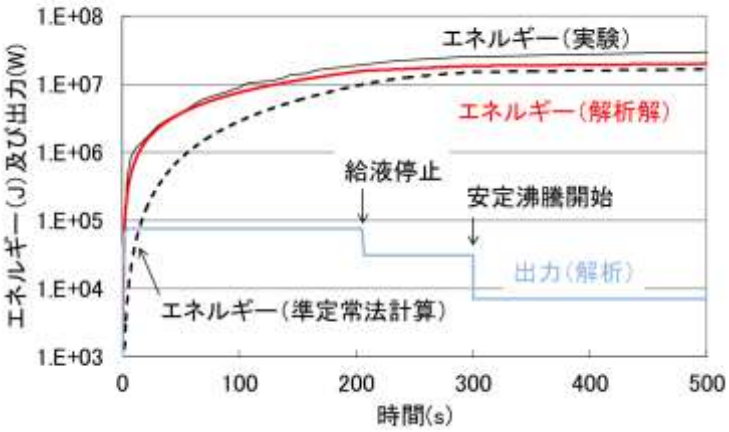


図１：エネルギーの解析解及び実験値と数値計算結果の比較

反応度添加終了から安定的沸騰の開始までの出力は沸点と初期温度の差ΔT_b[℃]を用いて $Q=f_s(1-f_s),\qquad f_s=\left(\rho-\alpha_T\cdot\Delta T_b\right)/\alpha_f$ で表される。安定沸騰開始後は$Q=7.96fV$ [3]を用いた。

３．計算結果　CRAC の実験 No.16（給液により沸騰に至る過渡臨界実験）[1]のデータに式１を適用して、エネルギーの挙動を求めた。実験データ及び準定常法[3]による数値計算結果と比較したところ、図１に示すように、式１によるエネルギー（解析解）の値は、準定常法による計算結果に比べて実験データをよく再現している。

参考文献　[1] Barbry FY., et al., Rapport S.E.E.S.N.C. No. 116 (1973). [2] Schulenberg T, et al., Int. J. Multiphase Flow, 12[5], 759 (1986). [3]Nakajima K. et al., JNSTVol.39(11)p.1162(2002).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

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

[2H14-18] Criticality Management 1

Chair: Jun Nishiyama (Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2016 3:50 PM - 5:10 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H14] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Makoto Nakano[1,2], Yasuhiro Harada[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Hiromi Maruyama[1,4]
（1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 3.Toshiba Corporation Energy Systems &Solutions Company, 4.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.）

3:50 PM - 4:05 PM

[2H15] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2,3], Takuya Umano[2,4], Kazuya Ishii[2,5], Kenya Suyama[2,6] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.TOSHIBA CORPORATION, 5.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 6.Japan Atomic Energy Agency）

4:05 PM - 4:20 PM

[2H16] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*yamato hayashi[1,2], takuya umano[1,2], yutaka takeuchi[1,2], makoto nakano[1,3], satoshi takeo[1,4]
（1.IRID, 2.TOSHIBA, 3.Mitsubishi Heavy Industries, 4.HITACHI-GE）

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Shigeto Kikuchi[1,2], Satoshi Wada[1,2], Yamato Hayashi[1,2] （1.IRID, 2.Toshiba）

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Takeshi Mitsuyasu[1,2], Tetsushi Hino[1,2], Hiromi Maruyama[1,2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(19)臨界管理方針

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(19) Policy of Criticality Control

*中野　誠[1]　原田　康弘[1]　林　大和[2]　丸山　博見[3]
[1] IRID(三菱重工)　[2] IRID(東芝)　[3] IRID(日立GE)

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では最新情報に基づく臨界評価の見直しと、デブリ取り出し時の臨界管理手法について検討結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

１．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリは各種の測定結果から未臨界状態にあると推定されるが、今後のデブリ取り出しに向けてデブリの状態が変化する場合にも適切に臨界を防止するため、臨界評価、臨界監視技術及び臨界防止技術の開発を進めている。取り出しまでの各工程において想定される状況に応じて適切な技術を組み合わせて臨界管理方法を構築していくが、本稿では、炉内状況推定などの新たに得られた情報に基づき臨界リスクを見直すとともに、デブリ取り出しまでの各工程での臨界管理手法について検討結果を報告する。

２．最新情報を反映した臨界シナリオ・リスク評価

臨界管理方法を検討するベースとなる臨界シナリオ及びリスク評価について、事故進展解析やデブリ性状把握などの最新情報に基づいて見直した。これまでに評価したシナリオを大きく見直す必要はなく、検討中の臨界管理方法は有効であると考えられた。なお、炉内残存燃料の臨界リスクをより精緻に評価するため、事故前の燃料の 3 次元組成分布や、宇宙線ミュオンを用いたデブリ分布推定結果に基づき、炉内の残存燃料の臨界リスクとして、未臨界が維持される範囲を評価した（図１）。

３．各工程での臨界管理方針

デブリ取り出しまでの各工程で臨界を防止するとともに、万一再臨界が生じた場合にも一般公衆および作業員に過度の被ばくを防止する管理方法について検討した。これまでに格納容器(PCV)水張り時について、ペデスタル上あるいは圧力容器(RPV)下部ヘッドの燃料デブリの水没時を検討したが、新たに炉心部の残存燃料について検討し、これまでの検討と同様に、ホウ酸水を使用せず純水で水位上昇を行った場合でも、水位上昇速度を 1cm/hr 程度に抑制することで、万一臨界となっても過度の被ばくを防止できることを確認した。

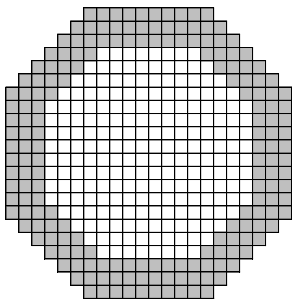
また、デブリ取り出し時に臨界防止(PS)と臨界時影響緩和(MS)の組み合わせによる管理方法を検討した(表 1)。この考え方に基づき、デブリ取り出し設備への要求及び事故・異常事象時の対応について検討した。

４．結果・考察

今後、臨界監視技術、臨界防止技術の開発を進め、デブリ取り出し時の臨界管理方法を確立し、現在検討中の工法毎の臨界管理方法を確立し、2017 年夏に予定されているデブリ取り出し方針決定に資する。

表１　デブリ取り出し時臨界管理方法

主な臨界ｼﾅﾘｵ	・ﾃﾞﾌﾞﾘ掘削等に伴う水侵入
臨界監視	・ﾃﾞﾌﾞﾘ近傍の中性子検出器による臨界近接監視 ・ｶﾞｽｻﾝﾌﾟﾘﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ系 FP ｶﾞｽ γ 線計測による再臨界検知
臨界防止(PS)	・非溶解性/溶解性中性子吸収材による臨界防止 ・臨界近接を検知した場合に取り出し作業中止
臨界時影響緩和(MS)	・臨界を検知し、中性子吸収材投入での臨界を終息させ、過剰被ばくを防止



炉心部の水平方向の燃料集合体配置図。ミュオン透過法測定結果から 1mｻｲｽﾞの燃料が残存していないことを踏まえ、事故前の詳細燃料組成に基づき評価。中心から燃料溶融が生じていると想定、外側に残存燃料（塗りつぶし部）が 3 層残っている体系までは臨界が生じない。

図1　1号機残存燃料 未臨界が維持される範囲

謝辞
本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

Makoto NAKANO[1]　Yasuhiro Harada[1]　Yamato HAYASHI[2]　Hiromi MARUYAMA[3]
[1] IRID(Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.), [2] IRID(TOSHIBA Corporation), [3] IRID(Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(20) 炉心管理コードによる OECD/NEA 燃焼計算ベンチマーク"PhaseIII-C"評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(20) Evaluation of OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C using Core design code

*吉井貴[1]，三木陽介[1]，原田康弘[2]，馬野琢也[3]，石井一弥[4]，須山賢也[5]

[1]テプコシステムズ，[2]IRID（三菱重工），[3]IRID（東芝），[4]IRID（日立 GE），[5]IRID（JAEA）

炉心管理コード(CASMO-4)を用いて OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III-C[1](以下、Phase3C)を評価し、CASMO-4 で得られた組成データとベンチマークに参加した他コードで得られた組成データを比較し、福島第一原子力発電所損傷燃料の臨界評価への適用性を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、臨界安全、燃焼計算、ベンチマーク、CASMO-4

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機では、一部の燃料について燃料棒の形状を維持した状態で圧力容器内に残存している可能性がある。このような損傷燃料の現実的な臨界評価を行う目的で、燃焼履歴を考慮した、燃料ピン毎の詳細な燃料組成データを、炉心管理コード CASMO-4/SIMULATE-3 により算出することを想定している。損傷燃料の臨界評価では、主要な重核種および燃料棒内にその存在が期待される FP 核種の原子個数密度を評価に用いることを予定しており、CASMO-4/SIMULATE-3 による核種毎の評価精度を確認する必要性が生じた。本稿では CASMO-4 を Phase3C に適用し、得られた重核種および FP 核種の原子個数密度を他コード評価結果と比較することで、CASMO-4 で得られた原子個数密度を臨界評価に適用可能であることを示す。

2. 評価

CASMO-4 評価結果と Phase3C に参加した他コード評価結果平均値の比較例を図 1 に示す。比較の結果 CASMO-4 で評価された核種毎の原子個数密度は燃焼の進んだ燃料の長期冷却後の Gd-155 を除いて、他コード評価結果平均値と概ね一致した。Gd-155 原子個数密度は過大評価となったが、これは先行核種である Eu-155 の吸収断面積が適切でないため、燃焼の進んだ燃料では Eu-155 原子個数密度を過大評価することが原因である。Gd-155 原子個数密度の過大評価に対しては、臨界評価において Gd-155 の中性子吸収効果が過大とならないように、Gd-155 原子個数密度に係数を乗じて補正した。

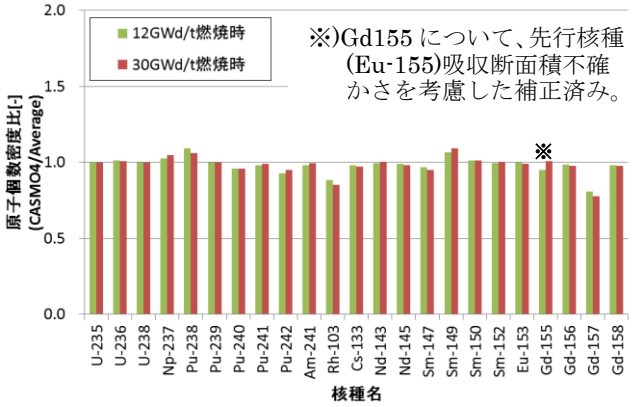


図 1　原子個数密度比較結果(原子炉停止後 5 年時点)

3. 結論

CASMO-4 で評価した核種毎の原子個数密度は、Phase3C に参加した他コード評価結果平均値と同程度であり、福島第一原子力発電所損傷燃料の臨界評価に適用可能である。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] OECD/NEA「Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C (NEA/NSC/R(2015)6)」March 2016

*Takashi Yoshii[1], Yousuke Miki[1], Yasuhiro Harada[2], Takuya Umano[3], Kazuya Ishii[4], Kenya Suyama[5]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]IRID(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.), [3]IRID(TOSHIBA CORPORATION),

[4]IRID(Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.), [5]IRID(Japan Atomic Energy Agency)

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（21）炉心部水張り時の臨界挙動評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(21) Criticality accident analysis for the core water filling

*林　大和[1]，馬野　琢也[1]，武内　豊[1]，中野　誠[2]，竹生　諭司[3]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（三菱重工），[3]IRID（日立 GE）

燃料デブリ取り出しに向けた PCV 冠水作業が検討されている。炉心部に燃料が残存する場合、冠水によって臨界になる可能性があるため、臨界事故時の被ばく影響を解析コードで評価した。残存燃料が約 380 体以下であれば、水位上昇時に臨界になったとしても過剰な被ばく影響とはならない見通しが得られた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，臨界安全，臨界事故解析，PORCAS-F

1. 緒言

福島第一原子力発電所において燃料デブリが臨界になる場合の被ばく影響を評価するために，臨界挙動解析コード *PORCAS-F*[1] の整備を進めてきた。PCV 上部における炉心部の残存燃料を対象として、水位上昇による臨界時の挙動評価を実施した（図 1）。

2. 解析方法

2 号機を対象として気中に露出した状態で炉心部に残存燃料があり、制御棒は燃料より先に溶け落ちた状態を仮定した。*MVP*[2] コードを用いて臨界となる水位を求め、水位反応度係数、水密度反応度係数、ドップラー反応度係数を評価した。これらをデブリ臨界挙動解析コード *PORCAS-F*[1] にインプットして、水位上昇速度 1(cm/h)で臨界になった場合の挙動を解析した。核分裂によって発生する Kr88 の濃度が自発核分裂に相当する初期値の 100 倍になる時点を臨界発生時点とする。FP ガスモニタによる臨界検知遅れを 1 時間と仮定し、臨界検知 10 分後にホウ酸水注入を開始するモデルとする。臨界収束時点までの被ばく量を評価する。

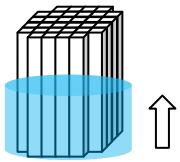


図 1 水位上昇イメージ

地震停止時点における燃料組成について、プラント運転履歴データに基づく追跡計算によって、燃料棒 1 本毎に軸方向 24 ノード分割された単位で求めた。一部の燃料に含まれる Gd の残存量も考慮した（詳細組成）。一方、燃料集合体単位で平均化された燃料組成も使用したが、こちらでは Gd を考慮していない（簡易組成）。

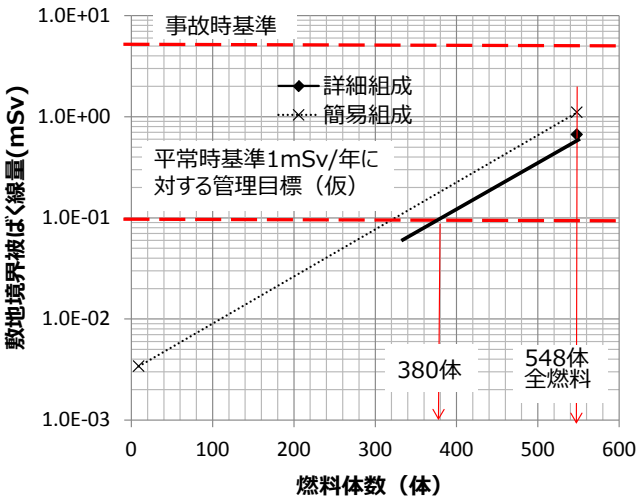


図 2 燃料体数による被ばく影響の解析結果

3. 解析結果

詳細組成に基づく解析の結果、2 号機の炉心部において臨界発生のリスクが懸念されるのは、残存燃料が 5×5 配置の 25 体以上の場合と評価された。簡易組成と詳細組成に基づく解析の結果、残存燃料が約 380 体以下であれば、敷地境界公衆被ばく線量は 0.1(mSv)以下となる結果が得られた（図 2）。

4. 結論

純水による PCV 冠水作業に先立ち、炉内の残存燃料の概数を事前に把握することによって、臨界になったとしても過剰な被ばく影響は生じない見通しを得られることがわかった。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 武内、丸山、中野他、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 A39 (2015)　[2] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005)

*Yamato Hayashi[1], Takuya Umano[1], Yutaka Takeuchi[1], Makoto Nakanoi[2] and Satoshi Takeo[3]
[1]IRID(TOSHIBA), [2]IRID(Mitsubishi Heavy Industries), [3]IRID(HITACHI-GE)

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

燃料デブリの臨界管理技術の開発
(22)炉雑音法とペリオド法による臨界近接検知

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(22) Detection of approach to criticality by reactor noise analysis and period measurement

*菊池 茂人[1]，和田 怜志[1]，林 大和[1]
[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所の燃料デブリは現状未臨界と推定されるが、デブリ取り出し作業により中性子増倍率 k が増加する可能性があるため、中性子計測を基に臨界近接を検知し、臨界安全を確保する。
キーワード： 福島，デブリ，臨界安全、炉雑音法、ファインマンα、ペリオド法

1. 緒言

デブリ取り出し作業における臨界安全管理のために、臨界近接を検知する方法の開発を進めている。炉雑音法に基づき中性子増倍率を測定し、中性子計数率による連続監視を行い、予め定めた中性子増倍率の管理値を超過したら警報を発する。また、増倍率が急激に増加した場合には、ペリオド（計数率の時間変化率）測定値から臨界に到達するまでの時間を予測し、臨界に近づいた場合に警報を発する。

2.臨界近接検知の方法

2-1. 炉雑音法

組成が不明のデブリに対して中性子増倍率を測定する手法として、ファインマンα法などの炉雑音法が有望である。

デブリ近傍では高ガンマ線により中性子検出器の感度が低下するため、炉雑音法の測定時間が長くなる。*MVP*[1] コードを用いてデブリと中性子検出器を模擬したシミュレーションを行い、自発核分裂による中性子発生率が高い場合に Y 値（計数率の分散／計数率の平均値比）のバラつきが大きくなる結果が得られた。図 1 では keff=0.92 のデブリを対象として、中性子発生率が標準のケース（下段）と 1/10 倍のケース（上段）を比較して示す。Y 値のバラつきを低減するためには測定時間を長くする必要がある。このようにデブリでは炉雑音法の測定時間が長くなると予測されるため、デブリ取り出し作業開始前に炉雑音法により中性子増倍率 k を測定し、測定値を基準値として中性子計数率を監視することによりデブリ取り出し作業中の中性子増倍率を連続的に監視することとした。

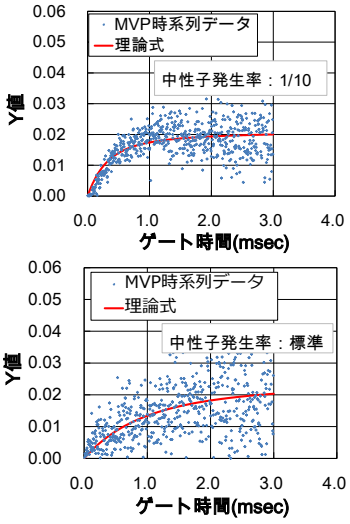


図 1 中性子発生率と Y 値の関係

2-2.ペリオド法

デブリの状態が連続的かつ急激に変化して臨界近接する事象に対しては、応答の速いペリオドを用いて監視することが有効である。また、ペリオドは、臨界に到達するまでの時間の目安になるため、臨界近接検知の手段として有効である。ペリオドは一点炉式を基に(1)式のように表され、中性子増倍率 k と k の増加率αの関数となる（(2)式）。α とその時点の k が分かると、臨界になるまでの時間を(1)式と同じ式で計算できる。これは、k がその後も継続して増加した場合に、ペリオド測定値と臨界になるまでの時間が一致することを示す。図 2 に、増倍率が 0.7 から 0.99 まで 100 秒間で増加したときの増倍率とペリオドとの関係を示した。①(1)式の結果（ペリオド 0 群）が遅発中性子 6 群モデルの結果と一致することから(1)式が妥当であること、②各時点のペリオドが臨界までの時間に一致することが分かる（時刻 40 秒では臨界までの時間（約 60 秒(=100 -40)）とペリオド（約 60 秒）が一致）。

$$T = \frac{1}{\alpha}\left(1 - k_{eff}\right) \quad \text{---(1)} \qquad \alpha = \frac{dk_{eff}}{dt} \quad \text{---(2)}$$

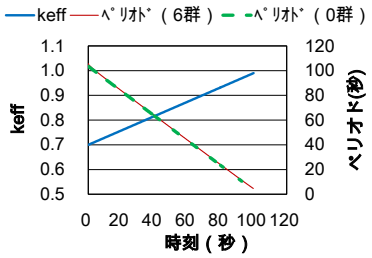


図 2 増倍率とペリオドとの関係

3. 結論

炉雑音法とペリオド法を組み合わせて燃料デブリ取り出し時の臨界近接を検知する手法を策定した。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] Y.Nagaya, et al, JAERI 1348(2005)

*Shigeto Kikuchi[1], Satoshi Wada[1] and Yamato Hayashi[1]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (TOSHIBA Corporation)
本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（23）仮想中性子捕獲法を用いた臨界検知

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(23) Criticality Detection Using Virtual Neutron Capture Method

*光安　岳[1]，日野　哲士[1]，丸山　博見[1]

[1]IRID(日立 GE)

燃料デブリ取り出し時の臨界管理への適用のため、炉内臨界近接検知システム構成を検討し、中性子増倍率推定法として仮想中性子捕獲法を開発した。手法誤差を評価することで、デブリ取り出し作業時の安全制限値と作業制限値を設定し、臨界近接時には安全を確保する方法を策定した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，溶融燃料，デブリ，臨界管理，未臨界，仮想中性子捕獲法

1. 緒言

燃料デブリ取り出し作業時の臨界管理に適した臨界検知手法を開発しており、これまで臨界検知手法として仮想中性子捕獲法を開発した。デブリ表面近傍の部分的なサンプリング情報と解析を活用して、中性子計数率と解析値から未臨界度を推定する本手法を用いたシステム概念および誤差評価について報告する。

2. 炉内臨界近接検知システム

炉内臨界近接検知システムの概略を図 1 に示す。初期中性子増倍率を評価した後に、逆増倍法で中性子増倍率を監視する。安全制限値を超えた場合、警報を作動させ、作業を中止しつつ、中性子吸収材を投入する。作業制限値を超えた場合は作業を停止し、燃料デブリ取り出し計画を変更して、安全を確認した後に取り出し作業を再開する。安全制限値および作業制限値は以下で定義される。

安全制限値 = 0.95 - 検知手法の誤差　　(1)

作業制限値 =

安全制限値- 異常作業時の最大投入反応度　(2)

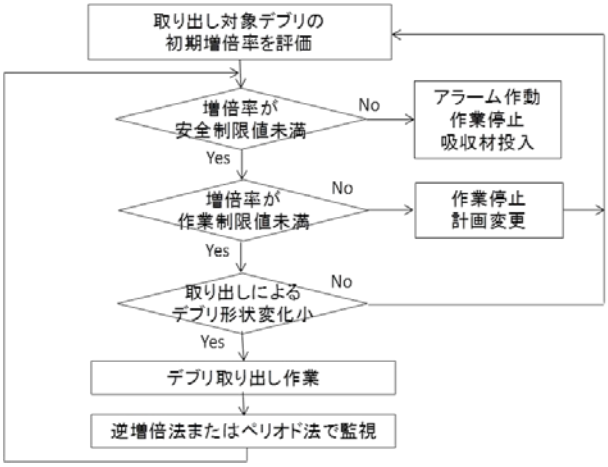


図 1. 炉内臨界近接検知システム

3. 仮想中性子捕獲法の誤差評価

未知領域のデブリの不確定性を考慮した仮想中性子捕獲法の誤差評価のため、図 2 に示す表面からの既知領域の長さの異なる体系で検証した。解析に用いた燃料組成は燃焼度 0GWd/t(new)、14GWd/t(代表)、30GWd/t(old)における組成である。問題体系は非均質性による誤差が大きくなるように new、old の燃料組成のみを積み重ねて構成した。表 1 に増倍率 0.5 における予測誤差評価結果を示す。5cm 程度の深さまで組成が既知であれば、最大差 6.3%dk 以内で増倍率を予測できることを確認した。

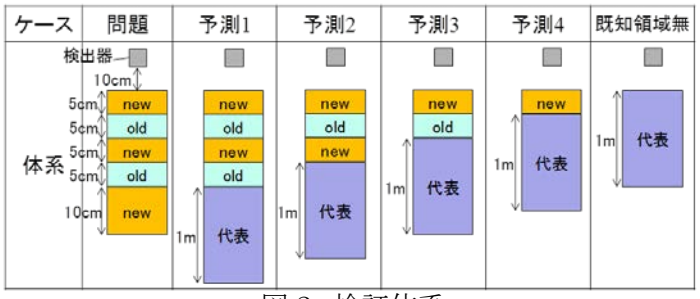


図 2. 検証体系

4. 結論

仮想中性子捕獲法の誤差評価により炉内臨界近接検知システム概念を確立し、臨界近接時に安全を確保する方法を策定した。

表 1. 仮想中性子捕獲法の誤差評価結果

ケース	予測 1	予測 2	予測 3	予測 4	既知領域無
予測増倍率	0.459	0.500	0.488	0.564	0.829
予測誤差	-4.2%dk	-0.1%dk	-1.3%dk	6.3%dk	32.8%dk

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Takeshi Mitsuyasu[1], Tetsushi Hino[1] and Hiromi Maruyama[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2H19-23] Criticality Management 2

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 5:10 PM - 6:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[2H19] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukushima[1], Hideaki Matsumoto[2] （1.IRID(Hitachi-GE), 2.TEPCO HD）

5:10 PM - 5:25 PM

[2H20] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Ryo Ishibashi[1,2], Toshiyuki Fujita[1,3], Kazuya Ishii[1,2], Yasuhiro Harada[1,4] （1.IRID, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, 3.Toshiba, 4.Mitsubishi heavy Industries）

5:25 PM - 5:40 PM

[2H21] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yuta Shindo[1,2], Yutaka Ishiwata[1,2], Yamato hayashi[1,2], Ryo Ishibashi[1,3] （1.IRID, 2.Toshiba, 3.HitachiGE）

5:40 PM - 5:55 PM

[2H22] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yasuhiro Harada[1,2], Makoto Nakano[1,2], Yousuke Kamikawa[1,2], Yuichi Shimizu[1,2] （1.International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Mitsubishi Heavy Industries, LTD.）

5:55 PM - 6:10 PM

[2H23] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

*Yutaka Takeuchi[1,2], Taishi Yoshida[1,2], Yamato Hayashi[1,2] （1. International Research Institute for Nuclear Decommissioning, 2.Toshiba Corporation Energy System Solution Company）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（24）福島第一原子力発電所 1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ測定値を用いた中性子源増倍係数の推定

Criticality Control Technique Development for Fukushima Daiichi Fuel Debris

(24) Neutron Multiplication Factor Estimation using Measured Data from PCV Gas Control System at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1

*丸山 博見[1]，竹生 諭司[1]，鳥谷部 祐[1]，福島 浩[1]，松本 英朗[2]

[1]IRID（日立 GE），[2]東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ

福島第一原子力発電所1号機のPCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの6ヶ月間のデータからKr87、Kr88、Xe135の放射能濃度を評価し、希ｶﾞｽ発生から測定までの遅れ時間と未臨界状態の中性子増倍率（中性子源増倍係数）を推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，臨界安全，中性子増倍率，測定遅れ時間，PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑ

1. 緒言

炉内の情報が得にくい状況にある現在、PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑで測定される FP ｶﾞｽ放射能濃度は炉内の状況を知る手掛りとなる貴重なデータである。今回、1 号機の PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの 6 ヶ月間のデータを積算し、Xe135 に加え、通常は計測できない Kr87、Kr88 の放射能濃度を評価した。これら核種の放射能濃度比を用いれば測定遅れ時間と中性子源増倍係数が推定できる可能性があり[1)]、上記データを用いて推定を試みた。

2. 測定遅れ時間と中性子源増倍係数の推定方法と結果

2-1. 測定遅れ時間の推定

炉内での発生から PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの計測器に希ｶﾞｽが到達する時間（測定遅れ時間）は、Kr87 と Kr88 の半減期の違いから推定できる。今回の放射能濃度結果から推定した遅れ時間(T)は 2.4～3.0h となった。

2-2. 中性子源増倍係数の推定

中性子源増倍係数は、Xe135 と Kr88 の核分裂収率の違いを用いて推定できる。デブリから放出された Kr88 と Xe135 の放射能濃度比 $R(k)$ は次式で表される。

$$R(k) \equiv \left(\frac{\lambda_{Kr} \cdot Kr}{\lambda_{Xe} \cdot Xe}\right)_{in-reactor} = \frac{\theta_{sp} \cdot \gamma_{sp,Kr} + \theta_{in} \cdot \gamma_{in,Kr} \cdot \dfrac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \cdot \dfrac{k}{1-k}}{\theta_{sp} \cdot \gamma_{sp,Xe} + \theta_{in} \cdot \gamma_{in,Xe} \cdot \dfrac{\nu_{sp}}{\nu_{in}} \cdot \dfrac{k}{1-k}} \qquad \cdots(1)$$

ここで、添え字 sp 、in は自発核分裂、誘起核分裂を表し、γ は核分裂収率、θ は希ｶﾞｽ放出率、k は中性子源増倍係数である。これに測定遅れ時間の補正をすれば、測定位置での放射能比と中性子源増倍係数の関係が得られる。今回評価した Kr88 と Xe135 の放射能濃度比から推定した中性子源増倍係数は、0.4～0.7 となった(表 1 参照)。これは、福島第一原子力発電所 1 号機が現状では未臨界であるという知見と合致した結果であり、放射能濃度比から測定遅れ時間及び中性子源増倍係数の推定ができる見通しが得られた。今後、更に測定を積み重ねて確度を上げていくとともに、福島第一原子力発電所のデブリ取り出し作業の臨界管理に活用して行く予定である。

表 1　中性子源増倍率の推定値

系統	デブリ組成	遅れ時間推定値(h)	中性子源増倍係数(k)
A系	平均組成	2.6	0.68
	最低燃焼度組成		0.53
B系	平均組成	2.4	0.60
	最低燃焼度組成		0.47

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。また、（株）日立製作所榊原吉伸氏には PCV ｶﾞｽ管理ｼｽﾃﾑの放射能濃度の採取・評価に御協力いただいた。感謝いたします。

参考文献　[1]中村正則他「核分裂生成ガスを測定して未臨界を監視する方法(Ⅱ)」2014 年春の年会 O28（2014）

---

*Hiromi Maruyama[1], Satoshi Takeo[1], Yu Toriyabe[1], Hiroshi Fukusima[1] Hideaki Matsumoto[2]

[1]IRID(Hitachi-GE), [2]Tokyo Electric Power Company Holdings

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（25）非溶解性中性子吸収材の耐ガンマ線照射性能評価

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(25) Evaluation of Gamma-ray Irradiation Resistance of Insoluble Neutron Absorber

*石橋 良[1]，藤田 敏之[2]，石井 一弥[1]，原田 康弘[3]

[1]IRID（日立 GE），[2] IRID（東芝），[3] IRID（三菱重工）

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、耐ガンマ線照射性能の評価結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，中性子吸収材，臨界防止，ガンマ線照射

1. 緒言

1F-1/2/3 号機廃炉に向けて、燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素（B）、ガドリニウム（Gd）等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性の固体、固化体又は粘性体（非溶解性中性子吸収材）を用いた臨界防止技術を検討している[1, 2)]。候補材の選定を目的に、ガンマ線照射性能を評価し、炉内の放射線に晒されることにより、非溶解性中性子吸収材としての機能を果さない、又は、構造材の健全性あるいは作業の安全性に影響する可能性がないか検討した。

2. ガンマ線照射性能評価

種々の非溶解性中性子吸収材候補に対して、コバルト線源からのガンマ線により、［気中照射］気中で線量率 10 kGy/h 照射時間最大 720 h（一部 1000 h）、及び、［水中照射］200 倍希釈人工海水中に浸漬して内部を窒素ガスにより充填した密閉容器内（気相/液相容積比 1：1）で線量率 8.0～9.7 kGy/h 照射時間 720 h の照射試験を実施した。気中照射では、試験片の外観、硬さ（粘度）、80℃200 倍希釈人工海水中で 72 h 浸漬した際の溶出特性を評価した。水中照射では、水素等のガス発生、溶出成分、試験片の外観を評価した。なお、図 1 及び図 2 において、前報[1,2)]の評価材を改良したものを改良材と表記した。

3. 結果と考察

3-1. 気中照射

粘性体では固化するものがみられたが、特性変化は限定的であった。代表例として、溶出試験液の pH を図 1 に示す。セメント/Gd_2O_3 造粒粉材及び B_4C ゲル材を除き、中性から弱アルカリ性の範囲（pH6～9）にあり、中和が不要なレベルであるため、冷却水 pH 制御への影響は小さいと考えられる。

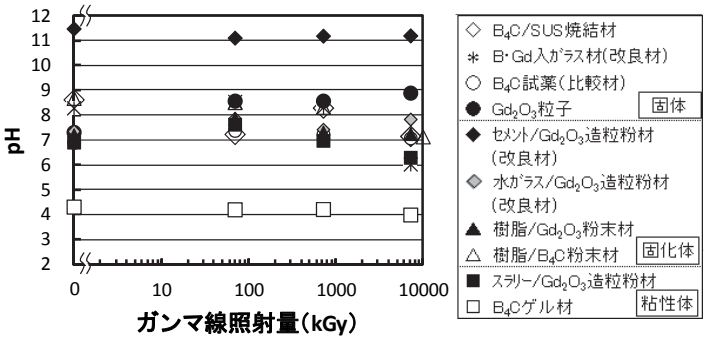


図 1　200 倍希釈人工海水中溶出試験液の pH 測定結果（試験温度 80℃、浸漬時間 72 h）

3-2. 水中照射

代表例として、水の放射線分解による水素分子の収率(G 値(n/100 eV))を用いて評価した結果を図 2 に示す。試験片からの溶出成分が影響して G 値に差異がみられるものの、いずれの G 値も純水の理論値 0.45 よりも低く、吸収材のない場合に比べて顕著な上昇はみられない評価結果を得た。

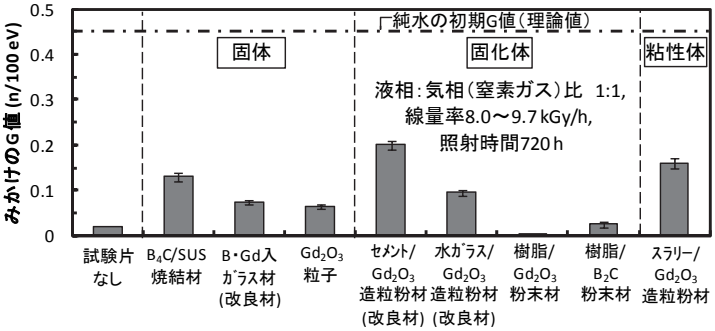


図 2　ガンマ線照射による水素ガスのみかけの G 値の評価結果（200 倍希釈人工海水、照射時間 720 h）

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。さらに、文部科学省の先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業により国立研究開発法人日本原子力研究開発機構高崎量子応用研究所のガンマ線照射設備を利用して得られた成果の一部である。

参考文献

[1] 石橋, 瀬尾, 原田, 大山, 永野, 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集, pp.42, (2015)
[2] 瀬尾, 石橋, 原田, 大山, 永野, 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集, pp.43, (2015)

*Ryo Ishibashi[1], Toshiyuki Fujita[2], Kazuya Ishii[1], and Yasuhiro Harada[3]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.), [2] IRID (Toshiba, Co.), [3] IRID (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

燃料デブリの臨界管理技術の開発

（26）非溶解性中性子吸収材の適用工法検討に係る施工性能試験

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(26) Fundamental test for study on application method of insoluble neutron absorber

*進藤　雄太[1]，石渡　裕[1]，林　大和[1]，石橋　良[2]
[1]IRID（東芝），[2]IRID（日立 GE）

福島第一原子力発電所（以下、1F）の燃料デブリ取出し時の臨界防止用に開発が進められている非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）は、水中にある燃料デブリ上に投入して使用される。燃料デブリは様々な形状が想定されるため、吸収材も複数の候補材を開発しており、燃料デブリ種類に応じた投入方法を検討した。さらに、水中における施工課題を検討するための基礎的な試験を実施した。

キーワード：非溶解性中性子吸収材、デブリ、施工性能試験、適用工法

1. 緒言

投入時の形態として､固体タイプと粘性体タイプの吸収材の開発を進めており、デブリの形状に応じてタイプを使い分ける方針としている。固体タイプはデブリ上に散布する。一方、粘性体タイプは、デブリ上に拡がる挙動や掘削等により生じた亀裂等に速やかに浸透する挙動を示すことが好ましい（図 1)。またデブリ上は水平面のみならず、傾斜や凹凸等の形状が考えられるため､そのような状況下においても表面を覆うことが求められる。このため、粘性体タイプとして検討しているスラリー、セメント、水ガラス、水中硬化樹脂の 4 種に対して、施工性に関する基礎的な評価を行った。

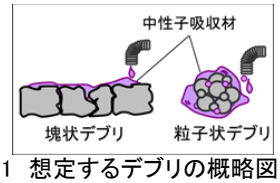
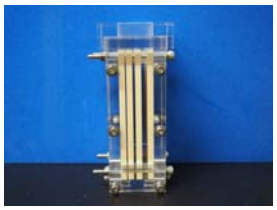


図 1　想定するデブリの概略図


図 2　隙間施工性評価治具の外観

2. 施工性能試験の方法

デブリとして固体状態、亀裂を含んだ状態を想定して、吸収材を水中に投下したときのデブリ表面への拡がりと、隙間への侵入状態の観察を行った(図 2)。デブリの材質は多孔質セラミックを想定しており、試験材には Al_2O_3 を用いた。平面施工性は、吸収材を所定量投下した際の拡がり面積、また隙間施工性については､幅の異なる 1, 2, 5mm の隙間に吸収材が浸入するか否か､またはその充填挙動について調査した(図 2)。試験は常温の水中で実施した。隙間施工性の浸入深さは試験装置の高さを考慮し 0~100mm とした。表 1 の◎○△判定基準は、◎：100mm 以上、○：50~100mm、△：50mm 以下とした。

3. 施工性能試験の結果

(a)スラリー：Gd_2O_3 混合率を下げると隙間施工性は良くなる一方、斜面を滑り落ちるため付着性は悪くなった。(b)セメント：付着性は良好であり、水/セメント比 1.75～2 であれば、隙間施工性も良好であった。(c)水ガラス：斜面で付着性の悪さが認められた。隙間施工性はセメントよりも劣るものの水中硬化樹脂よりは良かった。(d)水中硬化樹脂：付着性は良好であるが、Gd_2O_3 粒子の大きさは粘性に影響を与え、拡がりおよび厚さに影響を与えることがわかった。粘性が高いため、他の吸収材よりも隙間施工性は悪いことがわかった。

4. 結論

表 1　隙間施工性評価試験結果のまとめ（浸入可否）

	スラリ		セメント			水ガラス			水中硬化樹脂			
									スプレタンTM5N		スプレタンTM5CORN	
	Gd2O3粒子混合率[wt%]		水セメント比			撹拌時間（分）			Gd2O3の種類			
mm	20	60	1.50	1.75	2.00	11.5	13.0	15.0	造粒品	粉砕品	造粒品	粉砕品
1	△	△	○	○	○	○	○	△	△	△	○	△
2	◎	△	◎	◎	◎	○	○	△	△	△	○	○
5	◎	◎	◎	◎	◎	○	○	△	○	△	◎	○

粘性体タイプの吸収材は、Gd_2O_3 造粒品 or 粉砕品の混合率、水/セメント混合比、撹拌時間等のパラメータを調整することにより、水平面・斜面に対する拡がり、隙間への施工性をコントロールできることがわかった。デブリの形状を考慮して、調整パラメータを最適化して、デブリに施工することが望ましい。今回はデブリを模擬した試験材として Al_2O_3 を用いたが、今後はデブリ表面の凹凸を考慮した検討が必要と考えられる。

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発)」』の成果の一部を取りまとめたものである。

*Yuta Shindo[1], Yutaka Ishiwata[1], Yamato Hayashi[1], and Ryo Ishibashi[2]　[1]IRID(TOSHIBA), [2]IRID(HITACHI-GE)

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（27）溶解性中性子吸収材の適用性

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(27) Applicability of soluble neutron absorber

*原田康弘[1]　中野誠[1]　志水雄一[1]　上川暢介[1]
[1] IRID(三菱重工)

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、燃料デブリ取り出し時に PCV を水張りする場合において、再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材を投入した場合の PCV/RPV の腐食影響、ホウ酸投入設備の観点から、溶解性中性子吸収材（五ホウ酸ナトリウム）の適用性について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、溶融燃料、デブリ、臨界安全、中性子吸収材

１．緒言

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、燃料デブリ取り出し時に PCV を水張りする場合において、再臨界を防止するため溶解性中性子吸収材を投入した場合の PCV/RPV の腐食影響、ホウ酸投入設備の観点から、溶解性中性子吸収材（五ホウ酸ナトリウム）の適用性について検討した。

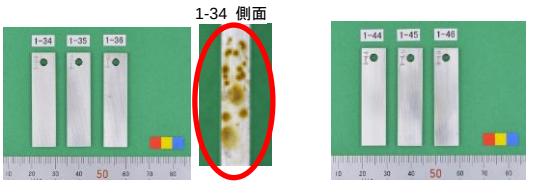
２．適用性検討

福島第一原子力発電所 1/2/3 号機において、PCV 水張り時に再臨界を防止するため、粒状及び燃料棒体系では 6,000ppm 程度のホウ素濃度が必要となる結果が得られているが、今後設置される冷却水ループにおいては、高濃度のホウ酸水を適用した場合、ホウ酸回収設備等、必要な設備が過大となる可能性があり、ホウ素濃度を低減化して運用する可能性がある。溶解性中性子吸収材として五ホウ酸ナトリウムを用いる場合、10,000ppm 程度の高ホウ素濃度条件では、PCV/RPV を構成する鋼材への腐食の影響はないことが確認されている[1]。また、400ppm 程度の低ホウ素濃度条件では局部腐食が発生するが、4,000ppm 程度のホウ素濃度条件では腐食が発生しないことが確認されている[2]。そのため、PCV/RPV に使用されている鋼材を対象として低ホウ素濃度条件での腐食試験を実施した。腐食試験を行う際のホウ素濃度は 1,000ppm および 2,000ppm、ベースの水質は 1,000 倍および 10,000 倍希釈海水、腐食試験時間 50h、100h、500h において確認した（図 1 参照）。また、燃料デブリ取り出し時において、臨界防止のために今後設置される小循環ループ水は水質管理及び作業員の被ばく低減の観点で、小循環ループ水中の放射性物質の除去が必要であると考えられるが、小循環ループ水に五ホウ酸ナトリウム水を使用する場合の放射性物質除去装置へ与える影響を回避するため、ホウ酸回収、塩分除去等を処理するために必要な設備・系統構成を検討した。

３．検討結果及び今後の検討内容

五ホウ酸ナトリウムでの腐食試験の結果、ホウ素濃度 1,000ppm の条件において、局部腐食が確認された。また、2,000ppm の条件では腐食は確認されなかった。このことから、少なくとも本試験の最長時間である 500 時間までの短期間、且つ隙間部等が存在しない一般部であれば、ホウ素濃度 2,000 ppm 以上で腐食が抑制される可能性が示唆された。

小循環ループの機器構成の検討では、①小循環ループ水の放射性物質を専用設備で除去するケースと②小循環ループ水を多核種除去設備(MRRS)等の既設設備に移送し，放射性物質を除去するケースについて検討した結果，RO 膜の二段構成などにより，MRRS へ移行するホウ素量を低減した場合においても廃棄物量増加及びホウ素補給のための労力は大きくなることを確認した。



五ホウ酸ナトリウム（ホウ素濃度 1,000ppm）　五ホウ酸ナトリウム（ホウ素濃度 2,000ppm）

図 1　腐食試験結果例

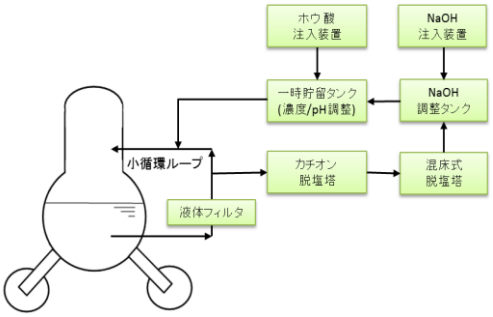


図 2　小循環ループ機器構成

謝辞

本件は、資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 原田康弘ら、(2015)：燃料デブリの臨界管理技術の開発　（18）溶解性中性子吸収材の適用性、日本原子力学会 秋の大会
[2] 深谷祐一ら、(2014)：ホウ酸塩による炭素鋼の不働態化・局部腐食挙動（第 2 報）、第 61 回材料と環境討論会

---

*Yasuhiro HARADA[1]　Makoto Nakano[1]　Yuichi Shimizu[1]　Kenji SATO[1]
[1] IRID(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（２８）露出時の燃料棒温度挙動の解析

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(28) Fuel rod heatup analysis under uncovered core condition

*武内　豊[1]，吉田　大志[1]，林　大和[1]

[1]IRID（東芝）

福島第一原子力発電所-1/2/3 号機内の燃料デブリ取り出しに向けて臨界管理技術の開発を進めている。本稿では、炉心冷却喪失による燃料露出時に臨界抑制に効果のある Gd を含んだ低出力燃料棒と含まない高出力燃料棒の温度上昇挙動の比較を過渡安全最適評価コードを用いて定量評価を行った結果を紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故,デブリ,臨界安全,臨界管理,Gd 含有燃料棒温度挙動

1. 緒言

福島第一原子力発電所-1/2/3 号機の燃料の一部には、中性子吸収核種である Gd がガドリニア(Gd_2O_3)の形態で含まれていた。臨界防止の観点からは、燃料が溶融する際に Gd を含む燃料棒と含まない燃料棒が同時に溶融して、燃料デブリ中に Gd が均等に混合することが期待される。そこで 3 号機の炉心冷却喪失による燃料露出を過渡安全最適評価コードで模擬し、燃料棒間の温度上昇挙動の差を解析的に評価した。

2. 解析条件

3 号機の 9x9 燃料集合体において、Gd を含む燃料棒と含まない燃料棒の崩壊熱の差の大きな燃料集合体を選定し、事故時の燃焼度分布に基づいて燃料棒の出力分布を推定した。それに基づき 74 本の燃料棒を発熱量ごとに 12 グループに分割し、水ロッドを加えた 13 グループ体系で、東芝版 TRAC コードを用いて模擬を行った。3 号機の事故進展に基づいて、スクラムから燃料露出までのプラント挙動を再現した。

3. 解析結果

スクラム後約 42 時間で水位は燃料加熱部上端に達して、燃料棒温度の上昇が開始する。最大出力の燃料棒と Gd を含んだ最小出力の燃料棒間での温度差の挙動を図 1 に示す。温度差は最大でも 30K 程度であり、燃料棒間で温度上昇に大きな差が現れていない。これは輻射熱による集合体内の温度均一化の効果が大きいためである。

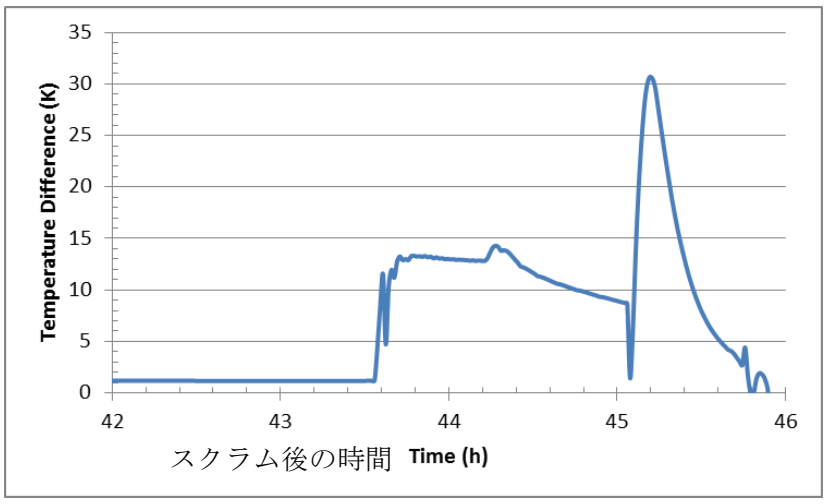


図 1.　最大燃料棒間温度差の挙動

4. 結論

燃料露出時の燃料棒温度上昇挙動を過渡安全最適評価コードにより解析した。その結果、Gd を含んだ低出力燃料棒が有意に遅れて損傷する可能性は低いことが確認された。これはウランと Gd が、燃料損傷時に溶融時間の違いによる分離の可能性が低いことを示唆すると考えられる。

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

* Yutaka Takeuchi [1], Daishi Yoshida[1], Yamato Hayashi[1]

[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (TOSHIBA Corporation)

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

[2I01-07] Pu burning high-temperature gas-cooled reactor

Chair: Koki Hibi (MFBR)

Thu. Sep 8, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I01] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Koji OKAMOTO[1], Kazuhiko KUNITOMI[2], Kazutaka OHASHI[3], Hideaki KISHITA[4] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Fuji Electric Co., Ltd., 4.Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I02] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Nedjet Erkan[1], Koji Okamoto[1] (1.The University of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1] (1.Tokyo University)

10:30 AM - 10:45 AM

[2I04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Minoru GOTO[1], Shohei UETA[1], Yoshitomo INABA[1], Jun AIHARA[1], Yuji FUKAYA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1], Koji Okamoto[2] (1.Fuji Electric, 2.The University of Tokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2] (1.Nuclear Fuel Industries, LTD., 2.The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1], Koji Okamoto[2] (1.JAEA, 2.Univ. Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (7)開発目的と進捗

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(7) Objectives and Current status

*岡本孝司[1]，國富一彦[2]，大橋一孝[3]，木下英明[4]
[1]東京大学, [2]原子力機構, [3]富士電機, [4]原燃工

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、プルトニウム消費をしつつ、廃棄物まで含めて安全性が極めて高い設計が可能な原子炉である。この概念を実証するため、セキュリティ強化型安全燃料を評価し、その実現性を確認する

キーワード：被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　直接処分　プルトニウム燃焼

1. 緒言

高温ガス炉は、物理的な固有安全性により、炉心溶融事故を引き起こさないという特徴を持つ。この安全な高温ガス炉において、プルトニウムを燃料として利用することによって、プルトニウムインベントリを減らすとともに、安全にエネルギーを得る一石二鳥のメリットがある。この時、化学的に安定な YSZ(イットリア安定化ジルコニア)を用い、燃料核を PuO_2-YSZ とすることで被覆粒子燃料からのプルトニウム回収は極めて困難となり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減することができる。プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上を目的として、被覆粒子燃料の破損を抑制するための研究開発、核熱設計、安全評価、および原子炉システムの成立性評価を行う。ライフサイクルのすべての過程において、セキュリティと安全性の両立について評価を行う事を目的とする。

2. 進捗

４年計画の２年度目の成果をまとめる。順調に進捗している。

(1) セキュリティ評価　核セキュリティ事例調査・抽出結果をベースに、高温ガス炉のための核セキュリティ脅威を同定するとともに、防護すべき設備などの検討などを実施した。高温ガス炉におけるシビアアクシデント事象について検討を進めるとともに、炉心の輻射伝熱冷却性能に着目して検討を行った。

(2) セキュリティ強化型安全燃料の成立性評価と炉心核熱設計　遊離酸素由来の CO ガスや FP ガスによる内圧破損挙動を評価するとともに、ZrC 層における内圧抑制の効果を熱化学平衡論に基づき評価した。３次元全炉心計算及び燃料温度計算を行って核特性値を算出し、核的な成立性を評価した。

(3) 安全評価　プルトニウム燃焼高温ガス炉における代表的な事故事象を摘出し、減圧事故等を対象にした原子炉温度挙動や再臨界挙動を解析する手法の整備を図り、予備解析を実施した。

(4) セキュリティ強化型安全燃料の試作と製造検討　溶液条件、滴下条件等の製造条件を変えた CeO_2-YSZ 模擬燃料核の製造試験を実施し、製造条件パラメータと模擬燃料核の物性（寸法、真球度、化学組成、密度、結晶構造など）の相関を調べて PuO_2-YSZ 燃料核の適切な製造条件を検討した。

(5) ZrC 層被覆試験と特性評価　ZrC 被覆試験装置へ装荷した YSZ 模擬燃料核の流動条件を取得すると共に、YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆試験を開始し、ZrC 層および YSZ 境界面の材料特性データを取得した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Koji Okamoto[1], Kazuhiko Kunitomi[2], Kazutaka Ohashi[3], Hideaki Kishita[4]
[1]University of Tokyo, [2]JAEA, [3]Fuji Electric Co.,[4] Nuclear Fuel Ind., Ltd.

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (8) セキュリティと安全の定量的な評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(8) Quantitative Evaluation of Security and Safety

*出町 和之[1]、 ポリ ジョナサン[1]、佐川 渉[1]、近藤 雅裕[1]、エルカン ネジェット[1]、岡本 孝司[1]
[1]東京大学

Pu燃焼高温ガス炉の燃料製造工程におけるPu燃料盗取のターゲットセットとプロテクトセットを提案するとともに、２つのプロテクトセットについて敵対者の行動シナリオ案を作成した。

キーワード： 高温ガス炉、核セキュリティ事例　妨害破壊行為、核燃料物質盗取、内部脅威者

Ⅰ．はじめに

平成26年度に実施した核セキュリティ事例調査・抽出結果をベースに、高温ガス炉のための核セキュリティ脅威を同定するとともに、防護すべき設備などの検討および悪意ある行為者の行動シナリオの例を作成した。

Ⅱ．高温ガス炉における核セキュリティ評価

Pu 燃焼高温ガス炉では核燃料に Pu 燃料を使用することから、内部脅威者による Pu 燃料盗取の脅威を重視した核セキュリティ脅威の同定が必要である。ここでは、Pu 燃料盗取を対象とし、①脅威の抽出、②ターゲットセット(Target Set)の抽出、③プロテクトセット(Protect Set)の抽出、④シナリオの構築、を実施した。また、燃料製造工程案を設計して、２つのプロテクトセットについて敵対者の行動シナリオ案を作成した。



図１：核セキュリティのための物理的防護システム(PPS)構築のプロセス

Ⅲ．対策案の検討

Pu 燃焼高温ガス炉においては燃料製造工程における Pu 燃料盗取が最大の脅威と考えられる。よって、燃料製造工程案を設計し、１０のターゲットセットと各々に対するプロテクトセットを提案し、２つのプロテクトセットの敵対者の行動シナリオ案を作成した。対する物理的防護システムの改善のため対策例として下記が挙げられる。

- Ⅰ．枢要区域（設備）の堅牢化：屋内に設置されている枢要区域（設備）の脆弱性を減じ、敵対行為に必要な資金、道具等の準備に対する困難さを高める。
- Ⅱ．各建屋配置の修正：建屋配置の適正化、すなわち枢要設備を互いに分離させて別々に設置するとともに、複数の枢要設備を堅牢な施設内に設置する。
- Ⅲ．監視システムの強化：監視カメラ画像解析により内部脅威者の異常行動を自動検知するシステムなどを適用し、敵対行為の検知能力・検知確率を向上させる。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*Kazuyuki Demachi[1], Jonathan Poli[1], Wataru Sagawa[1], Masahiro Kondo[1], Erkan Nedjet[1], Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (9)グラファイトの輻射特性に関する実験的評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(9) Radiation heat transfer property evaluation with graphite experiment

*近藤雅裕[1]，佐川渉[1]，Chai, Penghui[1]，Wu, Yang[1]，岡本孝司[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

抄録　高温ガス炉は、事故時に輻射と自然対流により炉心が除熱されるように設計されている。しかし、外部からの空気の流入などにより輻射伝熱特性が影響を受ける可能性がある。本研究では、高温ガス炉の炉心構成材料であるグラファイトの空気流入時の輻射伝熱特性を実験的に評価する

キーワード：高温ガス炉，輻射伝熱，グラファイト，過酷事故

1. 緒言 高温ガス炉の事故の炉心除熱に重要なグラファイトの輻射伝熱特性が空気侵入等により受ける影響を実験的に評価する。

2. 実験方法および結果

2-1. 方法 図 1 に示すような二重円管状のグラファイト試験片を内側からタングステンヒータにより加熱する。内外試験片の温度が定常に達した後に，内外試験片の間に 1.0 l/min，10 分間の空気注入を行い，再び定常状態とし，空気注入前後の定常状態における内外試験片の温度差を比較することで，輻射率への影響を評価する。

2-2. 結果 図 2 に試験時の内外試験片の温度履歴を示す。ここで，試験開始後 30~40 分の間に空気注入を行った。空気注入時には，酸化反応により内外両方の試験片の温度が上昇したが，空気注入前後の定常状態を比較して，大きな温度の違いは観察されなかった。したがって，本実験体系において空気酸化によって輻射伝熱特性が受ける影響は小さかった。

3. 結論 空気酸化によるグラファイトの輻射特性の変化について二重円管状の試験片を用いて実験的評価を行なった。本実験体系においては輻射特性変化による大きな影響は観察されなかった。

謝辞　本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

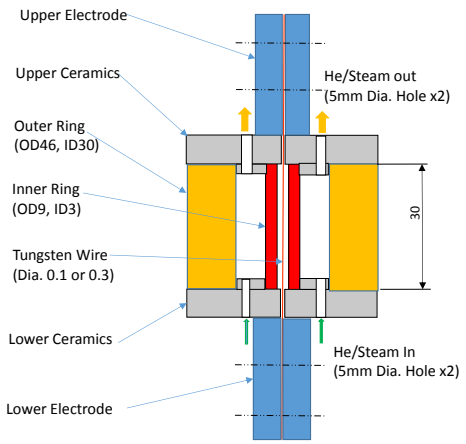


図 1　実験体系

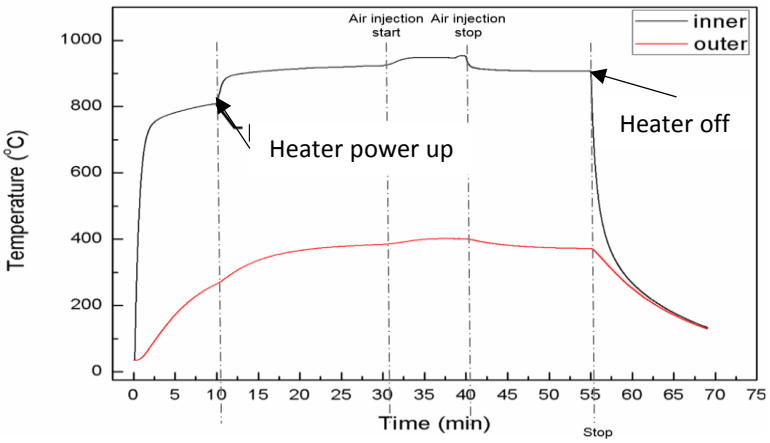


図 2　グラファイト試験片温度履歴

*Masahiro Kondo[1], Wataru Sagawa[1], Penghui Chai[1], Yang Wu[1], Koji Okamoto[1]

[1]University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(10) 燃料内圧及び炉心核特性の評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(10) Evaluation on internal pressure of fuel and nuclear characteristics of reactor core

*後藤 実[1], 植田 祥平[1], 稲葉 良知[1], 相原 純[1], 深谷 裕司[1], 橘 幸男[1], 國富 一彦[1], 岡本 孝司[2]
[1]原子力機構, [2]東京大学

高燃焼度における被覆燃料粒子（CFP）の健全性の確保及び炉心の核特性の把握を目的とし、CFP 内圧及び炉心核特性の評価を行い、500GWd/t の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性を確認した。

キーワード：プルトニウム、高温ガス炉、内圧、核特性、高燃焼度

1. 緒言

プルトニウム（Pu）燃焼高温ガス炉では、燃料核にイットリア安定化ジルコニア（YSZ）を母材とする二酸化プルトニウム（PuO_2-YSZ）を用いる[1]。この燃料核に酸素ゲッターとして炭化ジルコニウム（ZrC）を被覆して、被覆燃料粒子（CFP）の主要な破損モードである内圧破損の防止を図るとともに、燃料シャッフリングを導入して燃料の炉内滞在期間の長期化を図る。本検討では、500GWd/t 程度の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性の確認を目的とし、CFP の内圧及び炉心核特性について予備的な評価を行った。

2. 方法

CFP の内圧評価は、概念設計が行われた実用高温ガス炉 GTHTR300[2]の仕様をベースに燃料核を二酸化ウラン（UO_2）及び PuO_2-YSZ とする 2 種類の CFP について、取り出し時の内圧を比較して行った。CFP の内圧は Code-B-2[3]を用いて算出し、UO_2 燃料及び PuO_2-YSZ 燃料の取り出し時の燃焼度は、それぞれ GTHTR300 の最大燃焼度と同じ 139GWd/t 及び 500GWd/t に設定した。

炉心核特性の評価は、径方向燃料シャッフリング（図 1）を行う平衡炉心の炉停止余裕及び反応度温度係数を設計要求と比較して行った。これらの核特性値は、SRAC/COREBN[4]を用いた炉心燃焼計算を行って算出した。本検討は予備的な評価であることから、炉心燃焼計算においては、可燃性毒物は装荷しないこととし、また、制御棒位置は燃焼期間に渡って同じに設定して計算モデルを単純化した。

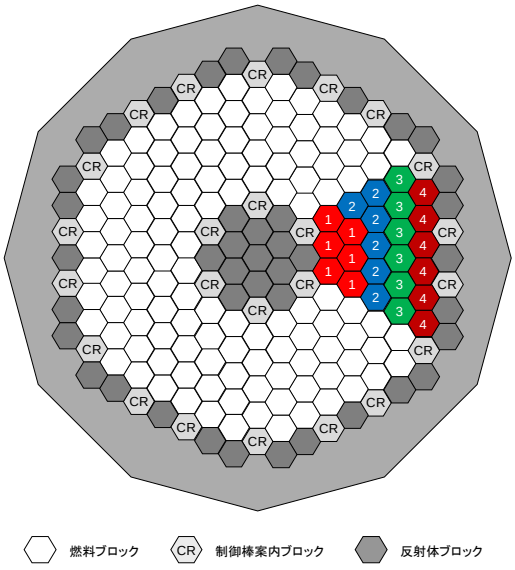


図 1　Pu 燃焼高温ガス炉の径方向燃料シャッフリング
（250 日×4 バッチ炉心、4→3→2→1 の順に移動）

3. 結論

PuO_2-YSZ 燃料は、ZrC 層により遊離酸素（核分裂に伴い生成する酸素）由来の CO ガス分圧を 3MPa 程度に抑制することで、取り出し時の CFP 内圧が GTHTR300 の UO_2 燃料と同程度の 60MPa となることから、内圧破損を抑制できると考えられる。なお、CO ガス分圧を 3MPa 程度に抑制できることは、熱化学平衡計算を行って確認した。

表 1　取り出し時の CFP 内圧の計算結果

項目	UO_2 燃料	PuO_2-YSZ 燃料
全内圧	60MPa	277MPa
CO ガス分圧	42MPa	220MPa
FP ガス分圧	18MPa	57MPa

低温及びワンロッドスタック条件での制御棒価値から過剰反応度を引いた値は-12.7%Δk/k である。設計要求である 1%Δk/k 以上の炉停止余裕を確保するためには、燃焼初期において少なくとも 13.7%Δk/k の負の反応度を加える必要があるが、これは、可燃性毒物の装荷や制御棒の追加装荷で実現できると考えられる。また、反応度温度係数は燃焼期間にわたり負であり設計要求を満たす。

以上より、500GWd/t の高燃焼度において内圧破損が発生しない CFP の成立性及び炉心の核的成立性を確認した。

参考文献

[1] Y. Fukaya, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(6), 2014.　[2] 相原純　他、JAEA-Data/Code 2012-030 (2013).
[3] 中田哲夫　他、和文誌、Vol.2、No.4 (2003).　[4] K. Okumura, et al., JAEA-Data/Code2007-004 (2007).

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*M. Goto[1], S. Ueta[1], Y. Inaba[1], J. Aihara[1], Y. Fukaya[1], Y. Tachibana[1], K. Kunitomi[1] and K. Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (11) 減圧事故時の原子炉温度挙動解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(11) Reactor temperature analyses in depressurization accident

*中野 正明[1], 大橋 一孝[1], 岡本 孝司[2]
[1]富士電機, [2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性を評価するために、減圧事故時及び減圧事故時に原子炉スクラムが失敗する事象について原子炉温度挙動・再臨界挙動の解析を行った。

キーワード：高温ガス炉, プルトニウム燃焼, 減圧事故, 安全性

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、核拡散抵抗性を向上させるためにイットリウム化合物（YSZ）を母材とした燃料を用いていること、プルトニウムを十分燃焼させるため燃料交換バッチ数を大きくしていることから、ウラン燃料を用いた既往炉心（GTHTR300[1]）に比べて炉心が大きくなっている。そのため、熱伝導・輻射による自然冷却に期待している減圧事故時には除熱性能が低下し、燃料温度が高くなる懸念があった。

2. 解析評価

2-1. 減圧事故時の原子炉温度挙動解析

TAC-NC を用いて、減圧事故時の原子炉温度挙動解析を行った。自然放熱による受動的な冷却によって燃料温度制限（1600℃）を満足するためには、原子炉出力を 350～420MW 程度に制限する必要があることが分かった（図-1）。

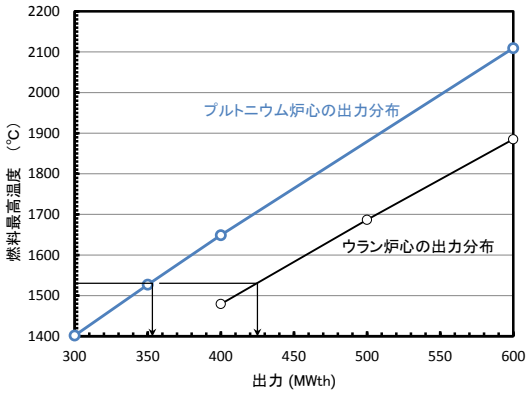


図-1　減圧事故時の原子炉温度挙動

2-2. 減圧事故+スクラム失敗の再臨界挙動解析

減圧事故時に原子炉スクラムが失敗する事象に対して、TAC-BOOST を用いて原子炉動特性解析を行った。制御棒を挿入しなくても未臨界となること、ウラン炉心に比べて、その後の再臨界時刻は遅くなること、動特性挙動は緩慢になることが分かった（図-2）。

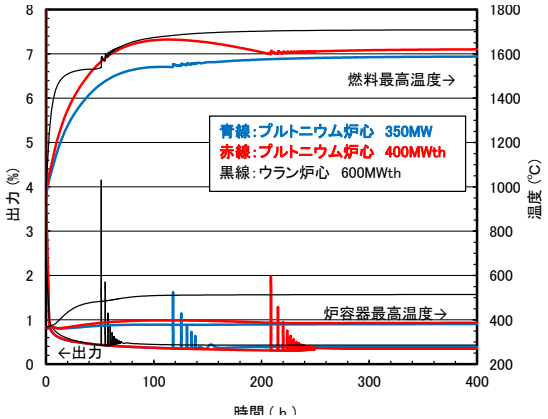


図-2　減圧事故+スクラム失敗時の再臨界挙動

3. 結論

減圧事故時に自然冷却により燃料温度制限を満足するためには、原子炉出力を低くする必要があることが分かった。また、スクラム失敗時にはウラン燃料を用いた原子炉に比べて再臨界時刻は遅くなり、運転員の対応等の時間余裕が大きくなる傾向であることが分かった。

参考文献

[1] 中田, 片西, 高田, Yan, 國富, “高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の核熱流動設計”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.2, No.4, p.478-489 (2003)

■ 本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の 成果である。

*Masaaki Nakano[1], Kazutaka Ohashi[1] and Koji Okamoto[2]
[1]Fuji Electric, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃料高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 （12）3S-TRISO 燃料の試作と製造検討

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(12) Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*本田 真樹[1]，齋木 洋平[1]，木下 英昭[1]，岡本 孝司[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

3S-TRISO 燃料開発を目的とした PuO_2-YSZ 燃料核を模擬した燃料核の製造試験及び TRISO 被覆試験を行い各種知見を得た。

キーワード：プルトニウム燃焼高温ガス炉、プルトニウム燃料、4 層被覆粒子、3S-TRISO

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料は、イットリア安定化ジルコニア（Yttria Stabilized Zirconia: YSZ）を母材とする二酸化プルトニウム（PuO_2）の燃料核（PuO_2-YSZ 燃料核）に酸素ゲッターである ZrC 層を被覆し、外側に SiC 被覆（TRISO 被覆と称する）を施した高温ガス炉用の燃料であり 3S-TRISO 燃料と称している。本燃料開発のため、Pu を模擬した Ce を用いて CeO_2-YSZ 模擬燃料核の製造検討実施し、適切な製造条件取得の見通しを得た。また、3S-TRISO 燃料製造を想定した被覆試験等を行った。その結果、各種知見を得ると共に今後の検討課題を摘出できた。

2. 試験及び検討

CeO_2-YSZ 模擬燃料核の試作試験として、滴下原液の組成などの溶液条件、振動滴下時の振動条件などの滴下条件、その他の製造条件を変えた CeO_2-YSZ 模擬燃料核の製造試験を実施し、製造条件パラメータを検討した。

3S-TRISO 燃料用被覆粒子試作試験として、ZrO_2 模擬燃料核(φ0.7)を用いて TRISO 作製試験を行い、最適な運転条件検討のためのデータを取得した。

3. 結論

図 1 に試作試験の結果得られた粒子の外観を示す。当初見られた乾燥ゲル粒子割れがほぼ解消され、バッチサイズ約 20g における製造パラメータを得ることが出来た。今後は、真球度及び粒径の安定化を図りつつ且つバッチサイズアップを実現する。

図 2 に TRISO 被覆粒子被覆層の金相試料外観を示す。金相試料より、特に問題の無く被覆されていることが確認され、当初見込みに近い厚さの被覆層を得ることが出来た。今後は、より小粒径且つ少量バッチにおける TRISO 作成試験を実施し、3S-TRISO 燃料用被覆燃料粒子の開発に資する。

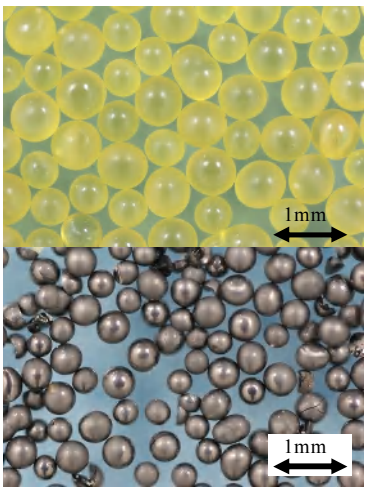


図 1 模擬燃料核外観
（上：乾燥ゲル、下：焼結粒子後）

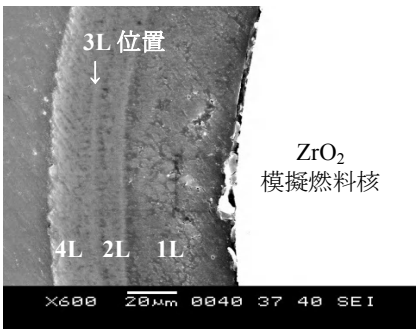


図 2 TRISO 被覆粒子金相試料

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Hideaki Kishita[1], Koji Okamoto[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, LTD., [2] University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
（13）ZrC 被覆試験と特性評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(13) Test and characterization for ZrC coating

*植田 祥平[1]，相原 純[1]，橘 幸男[1]，國富 一彦[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学

セキュリティ強化型安全燃料の高燃焼度化を目的として、炭化ジルコニウム（ZrC）をイットリア安定化ジルコニア（YSZ；Yttria-Stabilized Zirconia）模擬燃料核上へ臭化物化学蒸着法にもとづき直接被覆する試験を開始し、定比性の良い ZrC 層の取得に成功した。

キーワード：被覆燃料粒子，炭化ジルコニウム，化学蒸着，被覆試験，特性評価

1. 緒言

セキュリティ強化型安全燃料においては、核拡散抵抗性を持たせた PuO_2-YSZ 燃料核上へ酸素ゲッターとしての ZrC を直接被覆することで、燃料破損の主原因である遊離酸素に起因する内圧上昇を抑制し、500 GWd/t を目指す高燃焼度化を図る。一方 ZrC は、定比性の指標である C と Zr の原子数比（C/Zr 比）が小さいほど熱伝導率が低下し[1]、逆に大きいほど金属核分裂生成物の拡散を助長する[2]。そこで本研究では、C/Zr 比が 1 の定比 ZrC を得られる臭化物化学蒸着法にもとづき、YSZ 粒子上への被覆試験を実施した。

2. 方法及び結果

臭化物化学蒸着法[2]においては、ジルコニウム（Zr）と臭素（Br_2）より生成させた Zr 臭化物（$ZrBr_4$）をメタン（CH_4）と共に ZrC 被覆試験装置の流動床（図 1）へ供給し、粒子上へ ZrC を蒸着する（$ZrBr_4 + CH_4 \rightarrow ZrC + 4HBr$）。試験は、これまでに熱分解炭素被覆粒子への定比 ZrC 被覆に成功した被覆温度 1350℃[2]にて、YSZ 粒子装荷量 100g、被覆時間 90 分間の条件で実施し、光沢のある ZrC 被覆粒子を取得した（図 2）。

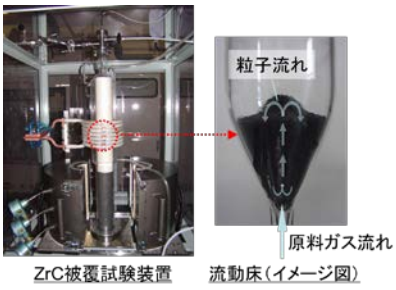


図 1 ZrC 被覆試験装置と流動床

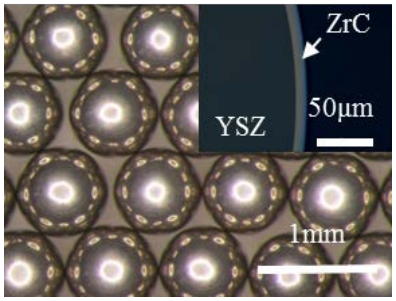


図 2 ZrC 被覆粒子表面と断面（右上）

次に、得られた ZrC 層の厚さ、密度、C/Zr 比を測定した。ZrC 層厚さは、プロジェクターを使用し、YSZ 粒子および ZrC 被覆粒子を対象に差分法により測定した結果、約 14μm であった。また、C/Zr 比と密度の測定では、ZrC 被覆粒子を空気中で焙焼して ZrC 層を酸化ジルコニウム（ZrO_2）とし、前後の重量変化から Zr 及び C の含有量を算出する焙焼重量法を適用した。その結果、C/Zr 比と密度はそれぞれ 0.94 と 6.63g/cm^{3}であった。

3. 結論

YSZ 粒子への直接被覆でも概ね定比性の良い ZrC が得られることを確認できた。今後、燃料核寸法の違いに対応した ZrC の被覆条件と材料特性の相関について検討していく。

参考文献

[1] E.K. Storms, P. Wagner, High Temp. Sci. 5, 454 (1973). [2] K. Fukuda, et al., J. Nucl. Mater. 87, 367(1979). [3] S. Ueta, et al., J. Nucl. Mater. 376, 146(2008)、他.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo

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

[2I08-12] Core design of next generation sodium-cooled reactor

Chair: Minoru Goto (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I08] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

*FUKUCHI IKUO[1], HIGURASHI KOICHI[1], SHIRAKI TAKAKO[2], SUGINO KAZUTERU[3], OHKI SHIGEO[3] （1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3], Shigeo Ohki[3] （1.Mitsubishi FBR Systems, 2.Mitsubishi Heavy Industries,, 3.Japan Atomic Energy Agency）

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2], Taro Kan[3] （1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI）

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3], Shigeo Ohki[3] （1.MHI, 2.MFBR, 3.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[2I12] Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2], Shigeo Ohki[3] （1.MFBR, 2.MHI, 3.JAEA）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代ナトリウム冷却高速炉の原子炉周り遮蔽設計
(1) ストリーミング体系へのSn-モンテカルロ接続計算法の適用検討

Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1) Application of the connection method with Sn and Monte Carlo calculations for a streaming geometry

*福地 郁生[1]，日暮 浩一[1]，白木 貴子[2]，杉野 和輝[3]，大木 繁夫[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

JASPER 実験等より円環ギャップ内を中性子がストリーミングする体系での検出器応答の C/E 値(=計算値/実験値)評価を実施し、1 次主冷却系配管周りの体系へのSn-モンテカルロ接続計算法の適用性を検討した。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、ストリーミング体系、接続法、モンテカルロ計算、Sn 計算

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心周り遮蔽設計においては、原子炉容器内に非対称に配置された機器周りの放射線挙動を把握する必要があり、大規模な複雑体系を計算対象とする、Sn-モンテカルロ接続計算法を開発している。1 次主冷却系配管の円環ギャップ内を中性子がストリーミングする体系(以降、配管周りストリーミング体系と称する。図 1 参照)に、Sn-モンテカルロ接続計算法を適用するにあたり、手法の妥当性確認が必要となる。そこで、前報[1]に引き続き、配管周りストリーミング体系に対して類似性のある実験データにより解析精度を評価した。更に、配管周りストリーミング体系への設計適用上の計算時間確認を行い、適用性を検討した。

2. Sn-モンテカルロ接続計算法の適用検討

Sn-モンテカルロ接続計算法とは、2 次元 RZ 体系でのモデル化が可能な炉心槽の内側領域(図 1 参照)を 2 次元 Sn 解析コード DORT で解析し、得られた角度線束分布を境界条件として、3 次元モンテカルロ解析コード MCNP により外側領域を解析する手法である。

配管周りストリーミング体系においては配管周りで 4 桁程度の中性子束減衰を伴うため、円環ギャップ形状で類似性があり、同等の減衰を伴う JASPER(Japanese-American Shielding Program of Experimental Researches)実験[2]でのコンクリート中の円環ギャップのストリーミング実験等に対する再現解析を JENDL-4.0 に基づく MATXSLIB-J40 及び FSXLIB-J40 の断面積にて実施して、円環ギャップ出口における検出器応答の C/E 値を評価した。その結果、C/E 値は 1～2 程度であり、十分な解析精度を有していることを確認した。

また、配管周りストリーミング体系に適用した場合の中性子束の計算時間は、モンテカルロ解析では分散低減法として比較的簡素なセル・インポータンス法のみを用いて、統計誤差の信頼がおけるとされる相対誤差 10%以下を満たすのに CPU 時間にて 21 日程度となることを確認した。

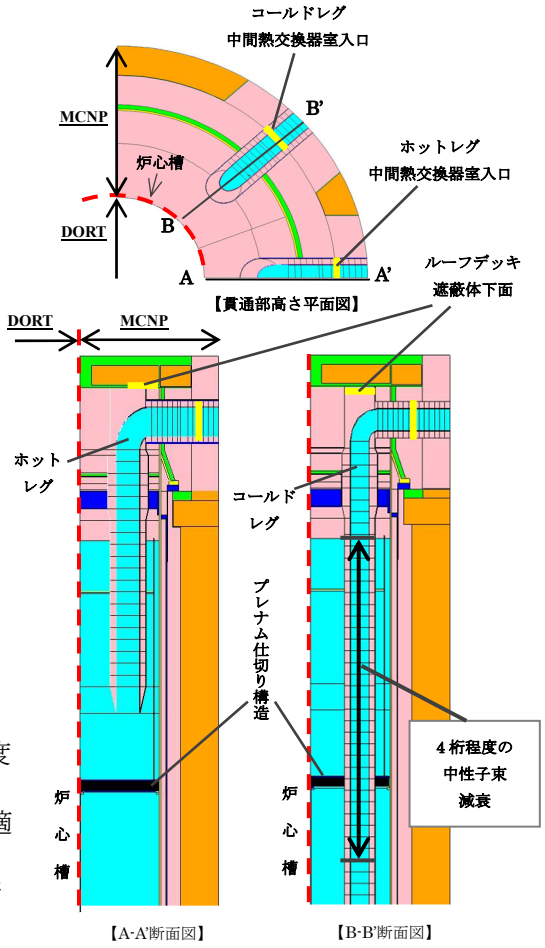


図 1　1 次主冷却系配管周り解析モデル図

3. 結言

Sn-モンテカルロ接続計算法は、実験解析より十分な解析精度を有していること、配管周りストリーミング体系に対して適度な CPU 時間にて必要な統計誤差が得られることより、設計へ適用可能であることを確認した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 多田　惠子、他：日本原子力学会 2010 年秋の大会　P57(2010)

[2] JASPER 実験データ集－ギャップストリーミング実験－，JNC TJ9450 2000-002

*Ikuo Fukuchi[1], Koichi Higurashi[1], Takako Shiraki[2], Kazuteru Sugino[3] and Shigeo Ohki[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉の原子炉周り遮蔽設計
（2）径方向中性子遮蔽合理化に向けた設計手法改良

Shielding design in the reactor vessel for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2) Improvement of shielding design methods for optimizing radial neutron shieldings

*日比 宏基[1]，福地 郁生[1]，増山 大輔[2]，杉野 和輝[3]，大木 繁夫[3]
[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

高速炉に高性能遮蔽材を用いる時に顕著となる、(a)遮蔽体からの中性子ストリーミング、(b)炉心槽での中性子束分布周方向不均一性、(c)B_4C 遮蔽材での B-10 燃焼効果による影響を評価し、設計対応を検討した。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、中性子透過挙動、径方向遮蔽体、設計手法改良

1. 緒言：次世代ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器大型化を回避するための合理化策として、高速中性子(0.1MeV 以上)に対する遮蔽性能が高い材料(Zr-H、B_4C 等)を径方向遮蔽材に採用する傾向にある。この場合、構造上の理由で生じる遮蔽材充填率の粗密によって中性子ストリーミングが顕著になる等、高性能遮蔽材特有の現象が生じる。そこで、懸念事項を抽出して、B_4C を代表例として設計への影響を定量的に評価し、設計対応を明らかにする。

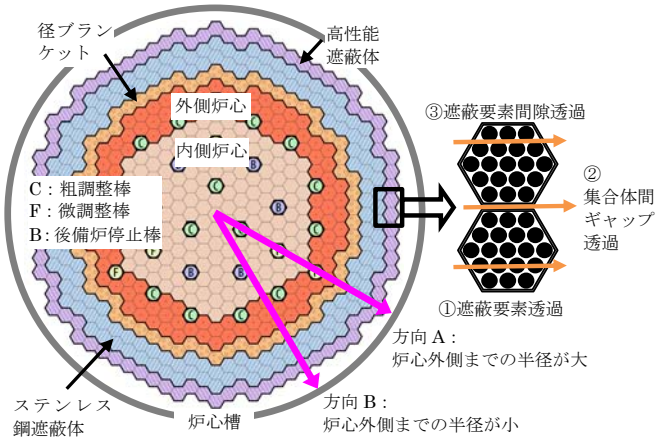


図 1 遮蔽体での中性子ストリーミングと炉心からの中性子漏えいの概念

2. 検討内容

2-1.中性子遮蔽体での中性子ストリーミング：ピン型遮蔽要素の場合では、図 1 に示すように、①減衰率が高い遮蔽要素での透過の他に、減衰率が低い②遮蔽体がない集合体間ギャップ及び③遮蔽材充填密度が低い遮蔽要素間隙からの透過があり、これにより高性能遮蔽体では中性子ストリーミングが顕著になる。詳細メッシュによる 2 次元 XY 体系での Sn 計算にてストリーミング係数を評価し、B-10 濃縮度が高い(遮蔽性能が高い)ほど大きくなるが、濃縮度に依らず遮蔽要素本数 19 本以上でほぼ飽和する結果を得た。

2-2. 炉心槽位置での周方向中性子束分布の不均一性効果：図 1 に示す方向 A(炉心コーナー方向)と方向 B(炉心辺部方向)では炉中心から炉心外側までの半径が異なるため、炉心槽位置での周方向中性子束分布に歪が生じる。この歪は透過物質との散乱によって緩和されるが、減衰率が高い高性能遮蔽材では、歪緩和効果が抑制されるためピーク値/周方向平均値(周方向歪率)が小さくならない傾向となる。集合体形状等を忠実に模擬した 3 次元モンテカルロ計算にて評価し、高速中性子束の周方向歪率は約 1.2 となる結果を得た。

2-3. B_4C での遮蔽性能に対する B-10 燃焼効果：B_4C は、主に中性子吸収反応により中性子を減衰させるが、B-10 が燃焼するために長期炉内滞在の場合には遮蔽性能の低下が無視できなくなる。遮蔽体寿命 60 年(プラント寿命に同じ)として B-10 燃焼率変化を評価し、B-10 濃縮度の減少率は約 10%となる結果を得た。

3. 結言：高性能遮蔽体採用時の炉心径方向遮蔽設計に対し、(1)遮蔽要素本数を 19 本以上として中性子ストリーミングを抑制し、(2)ストリーミング効果×周方向不均一性効果を評価して補正係数として考慮するとともに、(3)B_4C を使用する場合は遮蔽性能の観点から必要とされる B-10 濃縮度の 10%増で製作時仕様を設定する手法を定めた。

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Koki Hibi[1], Ikuo Fukuchi[1], Daisuke Masuyama[2], Kazuteru Sugino[3] and Shigeo Ohki[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
（1）炉心設計に対する性能要求と設計条件

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(1) Core performance requirements and design conditions

*大木 繁夫[1]，近澤 佳隆[1]，久保 重信[1]，日比 宏基[2]，菅 太郎[3]

[1]原子力機構，[2]MFBR，[3]三菱重工

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計の結果について実証段階の炉心を中心に3件のシリーズ発表で報告する。本報では炉心設計に対する性能要求と設計条件を述べる。

キーワード： ナトリウム冷却高速炉、炉心設計、次世代炉、性能要求、設計条件

1. はじめに

エネルギー政策の変遷や設計検討の進捗を考慮し、将来のベースロード電源として資源制約解放をもたらす次世代ナトリウム冷却高速炉の開発目標とともに、目指すべき実用段階の炉を実現するための実証段階の炉の役割を検討した。それら炉心設計に対する主な性能要求・設計条件を述べる。

2. 主な性能要求・設計条件

①燃焼度　他電源に匹敵する経済性を得るためブランケット燃料を含む全炉心取出平均燃焼度を以下のように設定。

（実用段階）　導入期： 60 GWd/t 以上

平衡期： 80 GWd/t 以上（炉心部取出平均燃焼度：150 GWd/t 程度）

（実証段階）　60 GWd/t 以上　（実用段階のピーク燃焼度に相当する照射データを取得するとともに、燃焼特性評価を含む炉心設計技術を確立する。）

②増殖比

（実用段階）　低増殖炉心：1.1 程度　（径方向ブランケット燃料の削除等により平衡期の増殖比1.0程度を確保できること。）

高増殖炉心：1.2 程度　（将来の原子力発電規模の不確実性への対応として高い増殖比も可能としておく。低増殖炉心とほぼ同じ原子炉構造に適合可能な炉心とする。）

（実証段階）　増殖比1.1の炉心を対象として増殖性能を実証する。

③燃料組成（実用段階、実証段階共通）　導入期から平衡期にかけての燃料組成変動に対応可能であること(高フィッサイル組成と低フィッサイル組成で燃料組成変動を包絡する条件を設定。ここで、異なる燃料組成が混在して炉心が構成される状態（燃料組成の混載）を考慮。)。従来想定していた発電設備容量58 GW_eだけでなく、新たな原子力の電源構成比率20～22%（発電設備容量27～30 GW_e）との整合性を確認。

④マイナーアクチニド（MA）含有率　（炉心燃料重金属に対する質量割合として定義）

（実用段階）　炉心平均の上限を3 wt%程度、局所的な最大値を5 wt%程度とする。

（実証段階）　設計条件は実用段階と同様。MA含有燃料の段階的な導入を可能とし、MAリサイクル技術を実証するとともにMA含有燃料を装荷した炉心の設計技術を確立する。

⑤安全要求（実用段階、実証段階共通）

・流量喪失型スクラム失敗事象（ULOF）起因過程における即発臨界回避のため、ナトリウムボイド反応度6 $程度以下、炉心高さ100 cm程度以下、炉心平均比出力40 kW/kg-MOX程度以上とする。

・再臨界回避方策として、全ての炉心燃料集合体に溶融燃料排出経路である内部ダクトを設置。

3. おわりに

次世代ナトリウム冷却高速炉が達成すべき炉心性能要求・設計条件を設定した。引き続く発表において実証段階の炉心設計結果を示し、性能要求に対する達成度や設計成立性を議論する。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

Shigeo Ohki[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Koki Hibi[2] and Taro Kan[3]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR Systems, [3] Mitsubishi Heavy Industries.

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
(2) 基準炉心の構築

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor
(2) Reference core design

*坪井 亨[1], 森脇 裕之[2], 小倉 理志[2], 日比 宏基[2],
前田 誠一郎[3], 大釜 和也[3], 近澤 佳隆[3], 大木 繁夫[3]
[1]三菱重工, [2]MFBR, [3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の性能要求・設計条件を達成しつつ、炉心核熱特性に対する他設計からの制約条件を満足する実証段階の高速炉の基準炉心を構築した。

キーワード：次世代炉、ナトリウム冷却高速炉、炉心核設計、炉心熱設計、炉心特性

1. 緒言　シリーズ発表(1)で報告した性能要求等を達成し、実証段階の 75 万 kWe 級高速炉の主要な検討条件として、①被覆管材は ODS 鋼・ラッパ管材は PNC-FMS、②炉心熱出力 1765 MWt、③運転サイクル長さ 13 か月以上、④原子炉入口／出口温度 395／550℃、⑤1 次冷却材必要流量 9000 kg/s 以下、⑥高速中性子(注)照射量 5.0×10^{23} n/cm^2 程度以下、⑦最大線出力 430 W/cm 程度以下、⑧主炉停止系及び後備炉停止系の炉停止余裕を満足する基準炉心を構築する。（注）中性子エネルギー0.1 MeV 以上

2. 検討条件　核特性評価は、JENDL-4.0 から作成された炉定数 JFS-3-J4.0 を用い、3 次元三角メッシュ 7 群拡散・燃焼計算を基準として、輸送・メッシュ効果など基準計算に対する補正、種々の不確かさ、プラント運転余裕を考慮して評価する。このとき、燃料の組成変動(6 組成)を包絡して運転可能な炉心とするため、異なる組成の混載(燃料混載)により想定される反応度低下分を補償するように、プルトニウム富化度及び制御棒挿入位置を設定する。熱特性評価は、核特性評価で得られた出力分布履歴を用い、被覆管の温度及び累積損傷和が制限値以下となるよう燃料集合体及び制御棒等の炉心構成要素に対する 1 次冷却材必要流量（無効流量及び燃料混載による影響など設計余裕を加算）を考慮する。

3. 検討結果　図 1 に示す炉心を基準炉心として構成した。この炉心において、運転サイクル長さを 18 か月（燃料集合体の炉内滞在期間 6 サイクル）とすることで、増殖比約 1.1、全炉心取出平均燃焼度約 83 GWd/t（炉心取出平均燃焼度約 150 GWd/t）、最大線出力約 400 W/cm、ナトリウムボイド反応度約 6 $、1 次冷却材必要流量は約 9000 kg/s 等となり、性能要求、制限条件を満足した。このとき、出力分布、制御棒価値に内部ダクトによる中性子束分布歪みの影響[1, 2]を考慮しても設計が成立することを確認している。

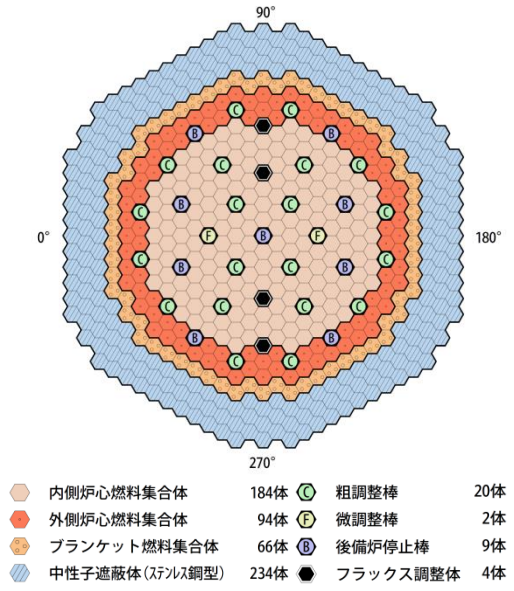


図 1　基準炉心の構成
（シリーズ発表(3)を参照）

4. 結言　実証段階の 75 万 kWe 級高速炉に対し、次世代ナトリウム冷却高速炉の性能要求等を満足する基準炉心を設定し、炉心核熱特性の観点からの成立性を確認できた。本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献　[1]大釜 他：日本原子力学会 2014 年春の年会 K15（2014）　[2]森脇 他:日本原子力学会 2015 年秋の大会 B23(2015)

*Toru Tsuboi[1], Hiroyuki Moriwaki[2], Masashi Ogura[2], Koki Hibi[2], Seiichiro Maeda[3], Kazuya Ohgama[3], Yoshitaka Chikazawa[3] and Shigeo Ohki[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Japan Atomic Energy Agency

次世代ナトリウム冷却高速炉の炉心設計
（3）炉心構成の高度化検討

Core design for the next generation sodium-cooled fast reactor

(3) Design optimization for the core arrangement

*森脇 裕之[1]、小倉 理志[1]、菅 太郎[2]、大木 繁夫[3]

[1]MFBR，[2]三菱重工，[3]原子力機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の高度化として、実証段階の 75 万 kWe 級炉心を対象に制御棒挿入位置の変化に伴う出力分布の変動が抑制されるような炉心構成を検討し、炉心水平方向出力分布の平坦化を達成した。

キーワード：次世代炉，ナトリウム冷却高速炉，炉心構成，設計高度化，フラックス調整体

1. 緒言　次世代ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器径縮小のため、切欠き型炉上部機構を採用しており、制御棒を配置できない領域が存在する等の制約がある。改良前の炉心[1](図 1(a)改良前)では、制御棒挿入位置の変化に伴い最大線出力が大きく変化する(図 2､改良前)ため、幅広い燃料組成を装荷する等の設計要求に対する設計裕度が小さい。

そこで、制御棒挿入位置が変化しても出力分布の変動が小さい炉心構成を検討した。

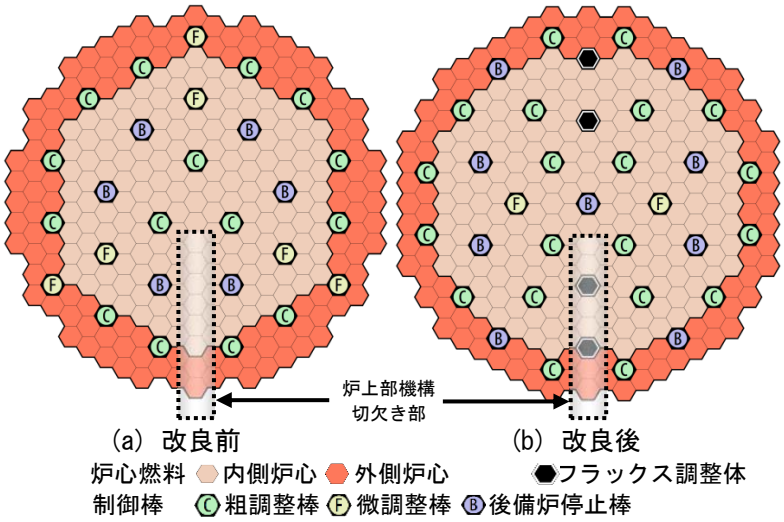


図 1　炉心構成の見直し

2. 検討結果　外側炉心での最大線出力の変動を抑制するため、①外側炉心の層数を周方向一様とし、②内側炉心と外側炉心に配置する粗調整棒の本数割合を最適化した。さらに、制御棒配置の制約により生じる水平方向の出力分布歪を抑制するため、③制御棒配置を 1/3 対称から 1/4 対称に変更し、④制御棒間隔が広くなっている個所に燃料要素が無くラッパ管だけの構造を持つ「フラックス調整体」を設置した(図 1(b)改良後)。

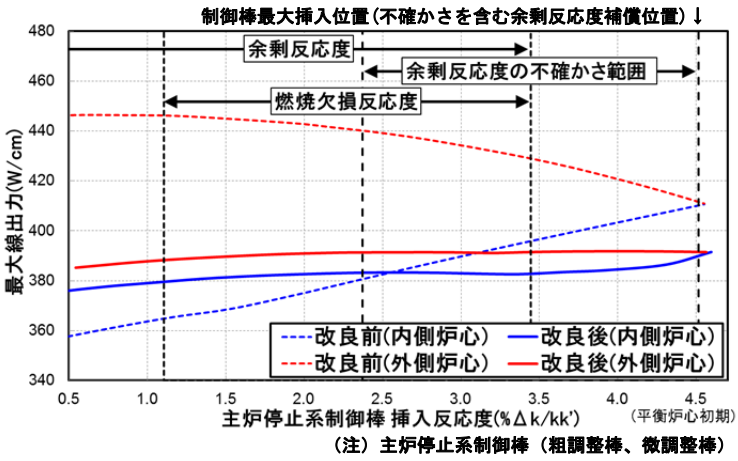


図 2　制御棒挿入位置を変更した場合の最大線出力変動

その結果､制御棒最大挿入位置(不確かさを含む余剰反応度補償位置)における最大線出力が約 5%低減し、制御棒挿入位置が変化しても最大線出力が大きく変動しない(図 2､改良後)炉心を構成することができた。

3. 結言　炉心燃料集合体及び制御棒の配置の最適化、並びにフラックス調整体の設置により、出力分布の平坦化を図り、幅広い燃料組成を装荷する等の設計要求に対応できる炉心構成を構築した。

◇本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

引用文献　[1] 小倉　理志、他：日本原子力学会 2010 年秋の大会 P31（2010）

*Hiroyuki Moriwaki[1], Masashi Ogura[1], Taro Kan[2] and Shigeo Ohki[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Energy Agency

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

[2I13-17] System of sodium-cooled reactor

Chair: Masaaki Nakano (Fuji Electric)

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I13] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

*Atsushi Katoh[1], Masako Tanaka[3], Yuuichi Ohtani[3], Nobuki Oka[3], Akihiro Ide[2], Keiichi Nagai[1] （1.JAEA, 2.MFBR, 3.MHI）

4:05 PM - 4:20 PM

[2I14] Dry cleaning process test for fuel assembly of fast reactor plant system

*NOBUKI OKA[1], ATSUSHI KATO[2], KEIICHI NAGAI[2], MASAKO TANAKA[1], YUICHI OHTANI[1], AKIHIRO IDE[3] （1.MHI, 2.JAEA, 3.MFBR）

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2], Tomoyuki Inoue[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.MITSUBISHI FBR SYSTEMS, INC.）

4:35 PM - 4:50 PM

[2I16] A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2] （1.JAEA, 2.MFBR）

4:50 PM - 5:05 PM

[2I17] Reinforcement of imergency power supply system for next generation SFR

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Daisuke Sato[2], Risako Ikari[2] （1.JAEA, 2.MFBR）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験

(1) 全体計画

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(1) Master planning

*加藤　篤志[1]、永井　桂一[1]、田中　昌子[2]、大谷　雄一[2]、岡　伸樹[2]，井手　章博[3]

[1]原子力機構、[2]三菱重工、[3]MFBR

使用済燃料集合体の残留ナトリウムのアルゴンガスブロウによる乾式洗浄システムの研究開発を実施している。本報告は、要素試験及び乾式洗浄性能評価（実規模試験）の全体計画について報告する。

キーワード：ループ型炉、洗浄システム、使用済燃料集合体

1. 緒言：ナトリウム(以下 Na)容器から引揚げられた使用済燃料集合体(以下 SF)には Na が付着しており、水プールで貯蔵する前に Na 残留量を低減させる必要がある。先行炉で採用された湿式洗浄(水プール貯蔵前に水により洗浄し、SF を缶詰した後に水プールで保管)は大量の液体廃棄物が発生する。このため、Na 容器からの引揚時の Na の自然ドレンに続き、SF を 300℃のアルゴンガスでブロウすることで Na 付着量を低減し、湿式洗浄プロセスを省略することで、廃棄物量の低減と経済性の向上を狙った乾式洗浄を指向してきた(図 1)。一方仏国 ASTRID 計画では、先進的な洗浄システムを検討しており、候補の一つとして日本から乾式洗浄システムを提案している。本件では本システムの実証・性能向上のための検討の全体計画を示す。

2. 試験計画：燃料集合体(図 2)は、燃料ピンバンドル、ワイヤスペーサ、燃料ピン支持部等、Na 残留要因となる狭隘部等を有する構造である。これに対し、Na 残留量の予測評価式の構築と、これに係る基礎データの取得および試験による実証は、洗浄システムの設計に必須であるとともに、燃料取扱システム全体の設計合理化に資する。このため平成 26 年度より、以下の 3 段階の計画に基づき研究開発を実施している。

①要素試験 1：短尺燃料ピンバンドル(グローブボックス(GB))試験：実機環境を模擬するための基本条件、燃料ピン表面及び狭隘部(燃料ピン/ワイヤスペーサ)への Na 残留量を把握するため、GB 内で短尺燃料ピンバンドル試験体を Na に浸漬し、自然ドレン後の Na 残留形態及び量を評価するとともに、ループ試験計画立案に必要なデータを準備する。

②要素試験 2：中尺燃料ピンバンドル(Na ループ)試験：Na 残留の大部分を占める燃料ピン束部(図 3)への残留量評価式(ドレン後及び乾式洗浄後)を構築するため、GB 試験で用いる供試体よりも長尺とした燃料ピンバンドル要素を Na 中に浸漬し、自然ドレン後の Na 残留形態及び量を評価する。加えてガス洗浄を行うことで洗浄効果の確認、乾式洗浄の条件の最適化を行う。

③実規模(Na ループ)試験：実規模での残留量評価、残留モデル検証及び乾式洗浄性能の実証を行うため、実規模燃料集合体を用いた乾式洗浄プロセスの後に、各部の残留状況及び残留量評価を行う。

3. 結論：本計画に沿って平成 31 年度までの研究開発計画を策定し、実施している。

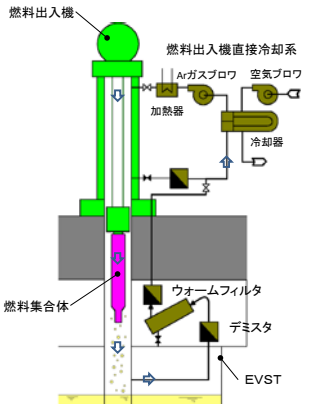


図 1　乾式洗浄システム

項　目	内　容
型式	改良 内部ダクト型
燃料ピン数	255本
燃料 被覆管径	10.4mm
スペーサ ワイヤ径	1.03mm

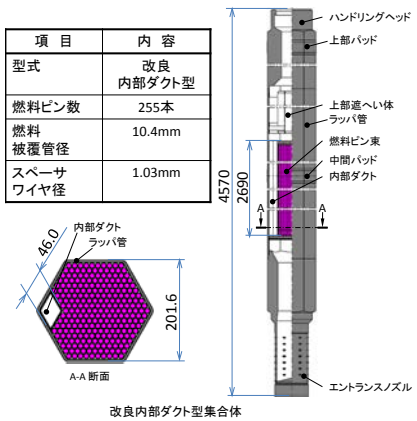


図 2　燃料集合体構造

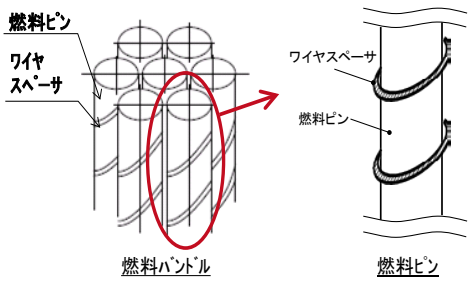


図 3　燃料ピン部

* Atsushi Katoh[1], Keiichi Nagai[1], Nobuki Oka[2], Masako Tanaka[2], Yuichi Ohtani[2], and Akihiro Ide[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Mitsubishi FBR Systems

※本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
(2) グローブボックス試験成果

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System
(2) Glove Box Test Results

*岡　伸樹[1]，田中　昌子[1]，大谷　雄一[1]，加藤　篤志[2]，永井　桂一[2]，井手　章博[3]
[1]三菱重工，[2]原子力機構，[3]MFBR

燃料集合体の乾式洗浄試験のうち，燃料洗浄の初期条件となるナトリウム中から取り出した際の燃料集合体のドレン性及び乾式洗浄性能評価を目的として実施したグローブボックス試験結果について報告する。

キーワード：ループ型炉，洗浄システム，使用済燃料集合体

1. 緒言：使用済燃料集合体には，多くのナトリウム（以下 Na）が付着していることから，水プール浸漬前の燃料集合体洗浄時に Na 廃棄物も相当量発生する。このため，本研究では，事前に高温のアルゴンガスで燃料集合体をブローすることにより，Na 付着量低減を狙う乾式洗浄技術開発を行っている。ここでは，実機環境を模擬するための基本条件，燃料ピン表面及び狭隘部(燃料ピン/ワイヤスペーサ)への Na 残留量を把握するため，要素試験として実機燃料集合体の一部を模擬した供試体を作成し，不活性ガス雰囲気のグローブボックス内で，供試体を所定時間 Na 中に浸漬させ，表面を Na で濡らした後，取り出した供試体への Na 残留形状・量の観察・評価を行った。

2. Na の残留形状・量評価試験

2-1. 試験装置：実機燃料集合体の直径，表面粗度及び Na 流路確保用ワイヤスペーサ形状を模擬した短尺燃料ピンを準備し，実機の燃料ピンの配列を模擬した 7 本バンドルの供試体を作成した。この供試体を Na 中に浸漬させるために，Na ポット，マントルヒータ等から構成される残留形状・量評価試験装置を準備した（図 1)。

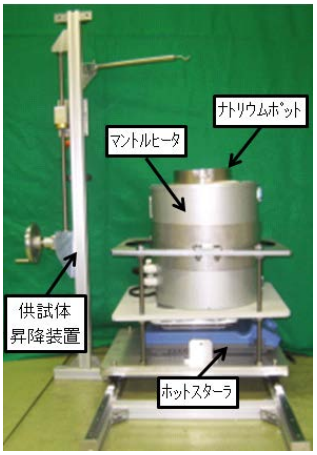


図 1 残留形状･量評価試験装置

2-2. 試験条件：実機では，燃料集合体は長時間 Na 中に浸漬していることから，確実に Na で濡れている。このため，実機環境を模擬した試験とするために，供試体が Na で濡れる条件を導出した。試験では，この条件にて供試体を Na 中に浸漬させた。ここでは，供試体表面粗度，供試体取り出し時 Na 温度等をパラメータとした Na 残留形状・量の観察・評価を行った。

2-3. 試験結果：供試体を Na 中に浸漬させ，十分に濡らした後，Na 中から取り出し，供試体への Na 残留状況確認（図 2）と化学分析より，条件毎の供試体表面，ワイヤスペーサと供試体間等の狭隘部に残留する Na 量を把握するとともに，その再現性を確認した。表面粗度が低下すると残留量が増加し，取り出し時 Na 温度が高いと残留量が低下する傾向等を確認した。

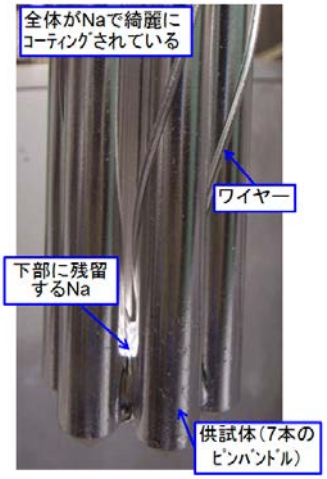


図 2 供試体への Na 残留状況

3. 結論：実機燃料集合体の直径，表面粗度及びワイヤスペーサ形状を模擬した供試体に残留する Na の形状・量を把握し，Na 残留量の評価式構築のための基礎データを取得した。今後，他部位への残留量評価に係わる基礎データ等を取得し，乾式洗浄試験へ展開する予定である。

参考文献

[1] ナトリウム技術読本 JNC-TN9410-2005-011，[2] ナトリウム技術実用物性値表 PNC TN941 81-71

*Nobuki Oka[1], Masako Tanaka[1], Yuichi Ohtani[1], Atsushi Katoh[2], Keiichi Nagai[2] and Akihiro Ide[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries., [2]Japan Atomic Energy Agency., [3]Mitsubishi FBR Systems

※本報告は，経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

次世代ナトリウム冷却高速炉 1 次ポンプにおけるガス巻込み防止及びガス抜き構造の検討

Design study for the structures for gas entrainment prevention and gas exclusion at the primary pump of the next generation sodium-cooled fast reactor

*天野 克則[1]，江沼 康弘[1]，近澤 佳隆[1]，渡辺 収[2]，早川 教[2]，井上 智之[2]
[1]原子力機構，[2]MFBR

次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次冷却材中への気泡混入は炉出力変動の原因となる。本報では、1 次冷却材中の気泡を許容値以下に抑えるための対策である 1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造の検討について報告する。

キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉，1 次ポンプ，ガス巻込み防止，ガス抜き

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け、各機器の成立性に関する課題への検討を実施している。1 次冷却材中にはベント型制御棒からのヘリウムの放出、1 次ポンプの軸周りでのカバーガスの巻込みなど、気泡が混入する可能性がある。1 次冷却材中の気泡は炉出力変動の原因となるため、1 次ポンプの自由液面部で気泡を分離する方針である。そこで、1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造を検討し、気泡分離量評価によりその有効性を確認した。

2. 検討結果

検討した対策構造を図 1 に示す。主な対策構造の概要は以下の通り。

- カバーガスが下方に入り込むのを妨げるため、ポンプケーシング径を狭め、且つ多孔のフロー孔を上方に設置し、軸受からのリークフローを上昇流とする。
- シールリングからのリークフローを上方に導き、浮力による気泡分離を促進するためのフローガイドを設置する。

上記対策構造に対し、二相流解析により軸周りのカバーガス挙動、リークフロー中のヘリウムの挙動を評価した。図 2 にその概要を示す。解析結果から評価した①＋②による気泡分離量は、気泡分離の目標値（1 次系内の気泡濃度を許容値以下にするための分離量）の 5 倍以上であることが分かった。

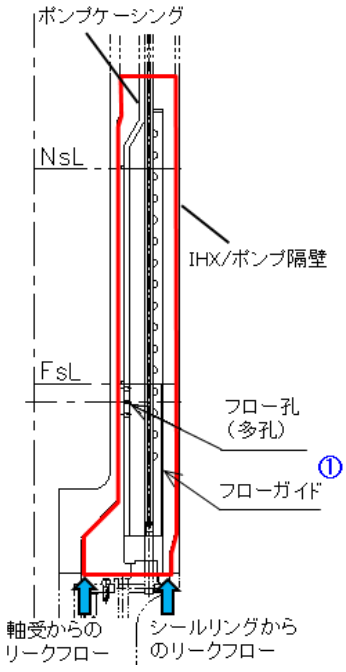


図 1　対策構造

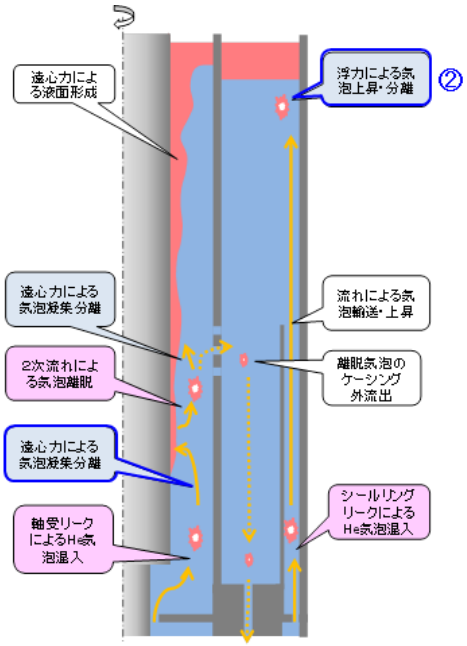


図 2　気泡の挙動

3. 結論

1 次ポンプのガス巻込み防止及びガス抜き構造を検討し、1 次冷却材中に混入した気泡は 1 次ポンプで分離可能な見通しを得た。今後、この評価結果を試験等で確認し、引き続き、安全設計要件に適合する設計取り纏めに向け検討を進める。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Katsunori Amano[1], Yasuhiro Enuma[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Osamu Watanabe[2], Satoshi Hayakawa[2] and Tomoyuki Inoue[2]
[1]JAEA, [2]MFBR

次世代ナトリウム冷却高速炉における GIF 安全設計ガイドラインを踏まえたナトリウム-水反応への対応検討

A study of measures against sodium-water reaction in next generation sodium-cooled fast reactor based on SDG

*神田 大徳[1]，江沼 康弘[1]，二神 敏[1]，近澤 佳隆[1]，岡野 靖[1]，吉岡 直樹[2]，宇敷 洋[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ（株）

GIF の安全設計ガイドライン（SDG）では第 4 世代炉としてのナトリウム-水反応に対する安全対策が議論されている。本報では、次世代ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器（SG）でのナトリウム-水反応事象に対し、多重性・多様性を拡張した設計対策を実施し、多重故障に対する安全性を評価・確認した。

キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウム-水反応

1. 緒言

GIF の SDG においては、影響緩和対策の多重故障を設計拡張状態で想定することが設計要件として検討されている。SG 伝熱管破損に起因したナトリウム-水反応に関しても、多重性・多様性を考慮した安全対策が必要となる。このような背景をふまえ、次世代ナトリウム冷却高速炉の設計オプションである単管ヘリカルコイル型 SG の設計検討を実施し安全対策の有効性を評価した。

2. 検討結果

2-1. ナトリウム-水反応評価に基づく SG 仕様の検討

本報では、ナトリウム - 水反応による水リークの拡大規模を 1DEG（Double Ended Guillotine）以内に抑制することを目安として単管ヘリカルコイル型 SG の仕様を検討した。破損伝播への感度が高い伝熱管肉厚及び伝熱管ピッチをパラメータとしてセーフティマップ評価を実施し、概ね破損伝播を防止できる伝熱管肉厚と伝熱管ピッチ等の SG 仕様を評価した（図 1 参照）。この仕様において、従来の設計基準での想定と同様に、1 本の伝熱管の微少からギロチン破断相当までの初期水リーク率を想定した破損伝播解析を実施し、最大水リーク率を 1DEG 以内に抑制できることを確認した。

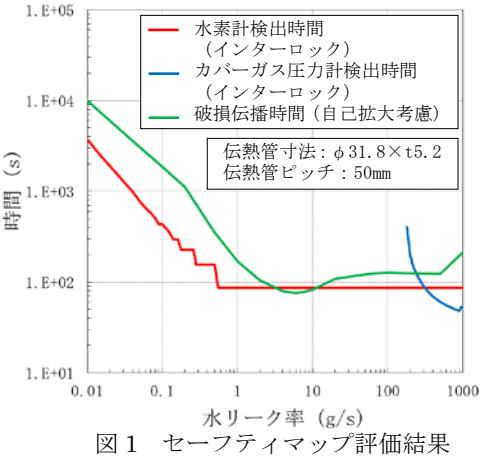


図 1　セーフティマップ評価結果

2-2. SDG との対応

これまでの設計検討から、SG 伝熱管破損における設計拡張状態として、影響緩和対策の多重故障を想定した場合の水リークの拡大規模は、SG 内水・蒸気の放出機能が喪失するような多重故障の組み合わせが最も厳しくなることが指摘されている [1]。今回検討した単管ヘリカルコイル型 SG においても、当該事象が同様に厳しくなることが推定されることから、水・蒸気放出機能の喪失を想定した破損伝播解析を実施し、破損伝播の事象推移、水リーク率の拡大規模を評価した。これらの評価結果から、設計拡張状態において 2 次冷却材系に生じ得る圧力影響を検討し、前項で設定した工業的に現実解となり得る仕様において 1 次/2 次冷却材バウンダリの構造健全性を確保できる見通しを得た。

3. 結論

次世代ナトリウム冷却高速炉の設計オプションとして、単管ヘリカルコイル型 SG について設計検討を実施し、単管ヘリカルコイル型 SG が GIF 安全設計ガイドラインを踏まえた SG 伝熱管破損の設計拡張状態に対して成立性を有することを見通した。

参考文献

[1] Kanda, H., et al., 2016, ICONE24, Charlotte, 60156

*Hironori Kanda[1], Yasuhiro Enuma[1], Satoshi Futagami[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Yasushi Okano[1], Naoki Yoshioka[2], Hiroshi Ushiki[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR systems Inc.

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 27 年度高速炉等技術開発」の一環 として実施した成果を含む。

次世代ナトリウム冷却高速炉の非常用電源構成の強化

Reinforcement of emergency power supply system for next generation SFR

*石川 信行[1]， 近澤 佳隆[1]，佐藤 大輔[2]，猪狩 理紗子[2]

[1]原子力機構，[2]三菱 FBR システムズ

次世代ナトリウム冷却高速炉について除熱喪失事象（LOHRS）対策の冷却設備等が合理化された最新設計を対象に、多様性・多重性の観点でも強化を図った非常用電源設備の構成に関する検討結果を報告する。
キーワード：次世代ナトリウム冷却高速炉，非常用電源設備

1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉の設計においては、独立性や多様性・多重性の観点でも設計の強化が求められており、除熱喪失防止対策、全交流電源喪失対策等の強化を踏まえて、最適な非常用電源構成の検討を実施しその構成概念を取りまとめた。

2. 非常用電源設備構成の検討

2-1. 検討対象

設計基準事故（DBA）に対処する非常用発電機（安全系ガスタービン発電機）に加え、除熱喪失防止対策のための追加冷却設備及び燃料取扱設備の追加冷却設備に給電するための、設計拡張状態（DEC）に対処する非常用発電機を対象とする。

2-2. 設計検討方針

非常用電源設備構成の設計検討の前提条件および方針は以下の通り。

・DBA 対応の崩壊熱除去系は完全自然循環の DRACS、PRACS とする。炉外燃料貯蔵設備（EVST）の冷却系は空冷の強制循環の設備を想定する。

・除熱喪失事象（LOHRS）対策として DBA 設備の復旧（ダンパ等のマニュアル操作等）をまず行うが、DBA 設備から独立した補助炉心冷却系を 1 系統設置する。また、EVST 冷却系も DBA 設備から独立したループ型冷却系を 1 系統設置する。

・DEC 関連の非常用電源設備は DBA に対処する電源設備とは独立に設ける。

2-3. 検討結果

上記の方針に加えて、容量や運用、信頼性等を考慮して、一部共用による物量低減を図った非常用電源構成を検討した。従来は安全系のメンテナンス用ガスタービン発電機（安全系の予備機）と外部電源喪失時に安全系でない機器の一部に財産保護の目的で給電する財産保護系ガスタービン発電機とを独立で設置していたが、安全系のメンテナンス用と財産保護系とを共用化した。長時間の全交流電源喪失対策として DBA 対応の非常用電源とは独立した代替発電機（恒設型と可搬型）を設置している。恒設型は DBA の崩壊熱除去系に加え、除熱喪失防止対策で追加した冷却系への給電も想定しているため発電機容量は 1750kVA としている。可搬型は DBA の崩壊熱除去系のみへの給電とし、当該系統が完全自然循環であることを考慮して最低限の容量（60kVA）としている。

項目	安全系ガスタービン発電機	財産保護系ガスタービン発電機（兼 安全系メンテナンス用ガスタービン発電機）	代替発電機
容量等	2 台：3000kVA	1 台：6000kVA	恒設型 1 台[*1]：1750kVA 可搬型 4 台[*2]：60kVA

***1:ガスタービン発電機 *2：ディーゼル発電機**

3. 結論

運用や規制要求（配線系統分離等）の成立性を確保した上で、非常用発電機の共用により設備の最適化を図った非常用電源設備の構成概念を構築した。

---

*Nobuyuki Ishikawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1] ,Daisuke Sato[2] and Risako Ikari[2]

[1]JAEA., [2]MFBR

※本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

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

[2I18-21] Sodium with suspended nanoparticles

Chair: Kuniyoshi Takamatsu (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[2I18] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*KUNIAKI ARA[1], AKIRA MIYAMOTO[2], MASAHIKO NAGAI[3], KOICHI KURITA[4] （1.JAEA, 2.Touhoku Univ., 3.MHI, 4.MFBR）

5:25 PM - 5:40 PM

[2I19] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*JUN-ICHI SAITO[1], KEIICHI NAGAI[1], KUNIAKI ARA[1] （1.JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

[2I20] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*KEIICHI NAGAI[1], JUN-ICHI SAITO[1], KUNIAKI ARA[1] （1.JAEA）

5:55 PM - 6:10 PM

[2I21] Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2], Kuniaki Ara[2] （1.Tohoku University, 2.JAEA）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究（22）全体進捗状況

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(22) Progress of Project

*荒　邦章[1]，宮本 明[2]，永井　正彦[3]，栗田　晃一[4]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]三菱重工業，[4]MFBR

ナノ粒子分散ナトリウム（ナノ流体）による冷却材ナトリウムの化学的活性度抑制技術を用いた高速炉の安全性向上を目指している。従来の設計基準を超える厳しい事故を想定したナノ流体技術の開発および適用性評価を進めており、これまでに明らかになったナノ流体の適用効果等について報告する。

キーワード：高速炉、ナトリウム、反応抑制、ナノ流体

1. 研究目標

ナノ流体技術を用いて、冷却材ナトリウムに潜在する危険性を低減することにより、ナトリウムの化学的活性度が係る事故等における格納機能の健全性確保ならびに重大事故への進展防止の可能性を明らかにし、その方策の提示に資することを目標とする。

2. 研究計画

かかる目標を達成するために、①ナノ流体の反応抑制効果の評価および抑制メカニズムの解明、②原子炉プラントに適用した場合の効果の評価ならびに適用方策の検討、③全く新しい技術であるナノ流体の製造技術開発を実施している。

3. 進捗状況

(1)ナノ流体概念の成立性および冷却材適用性検証

提案概念の原理検証、成立性評価ならびに冷却材としての適用性評価を通じて技術の有効性が示された。ナノ流体の仕様として粒子径 10-30nm 程度で濃度 1-2vol.%程度の条件により、ナトリウムと同等の取扱性のままに要求される反応抑制を実現できることの見通しを得ている。

(2)ナノ粒子分散による反応抑制効果の評価

① 理論と実験の両面の研究が進み、ナノ粒子分散によるナトリウム原子との原子間相互作用の理解が進み、反応抑制メカニズムが明らかになるとともに、反応現象や効果の予測が可能となってきた。新たな手法の適用により、液体金属ナトリウム中のナノ粒子の挙動評価による原子間相互作用の理論推定が可能となり、本件提案技術の根幹となるアルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属種のナノ粒子との組み合わせは実用上充分な安定性を有することが示され実験結果を裏付けている。併せてナノ流体の特性に関わるデータベースなどの基盤知見の蓄積整備を進め実用化検討に備えている。

② 原子間相互作用に起因する反応速度の緩和や反応熱量の低減効果に加えて、物性変化に伴う抑制への寄与ならびにアルカリ金属に固有の電気化学的腐食現象の抑制などに代表される分散ナノ粒子に固有の特性に基づく効果などが明らかになり、それらの相乗により顕著な抑制効果が認められている。

③ 原子間相互作用および抑制効果は、相当に厳しいナトリウム漏えい温度（600℃）においても、充分且つ安定な反応抑制効果を生み出し、従来の設計基準を超える状態でも機能は維持される。

④ 実炉でナトリウム漏えい事故が起こり床面に堆積燃焼すれば、燃焼は継続性を失い、構造物への熱的破損を防ぎ、特殊な環境条件で生じうるアルカリ金属に固有の電気化学的な構造材料の腐食による破損にも至らずコンクリートとの接触を回避、すなわちナトリウムの弱点克服の可能性が示された。反応の自己終息機能は大規模な漏えい事象に対して極めて大きな効果を有することが期待される。ライナ鋼材の貫通破損を防止できればナトリウム-コンクリート反応は生じないが、仮に生じた場合の評価も進めておりナノ流体の適用により顕著な低減効果が再現性をもって確認されている。

⑤ このように、現行のナトリウムの化学的活性度を前提とした特段の設計上の配慮が不要或いは軽減できる可能性が示された。ナノ流体は新たな固-液分散系流体として通常の取扱性は維持したままに化学的活性度を抑制制御しうる安全性向上のブレークスルー技術として実用化が期待される。

(3)ナノ流体製造技術開発

ナノ流体の製造に関わる基盤技術開発、整備を進めており実用製造に必要な装置化に備え知見の蓄積整備が進んでいる。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Kuniaki ARA[1], Akira Miyamoto[2], Masahiko Nagai[3] and Koichi Kurita[4]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]MHI, [4]MFBR

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 (23) 反応抑制効果（その６）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium (23) Reaction Suppression (6)

*斉藤淳一[1]、 永井桂一[1]、 荒　邦章[1]
[1]原子力機構

ナトリウムと燃焼反応との現象について、ナノ流体の（ナノ粒子分散による）反応抑制に係わる効果を評価している。

キーワード：高速炉、ナトリウム、燃焼、ライナ腐食、反応抑制、ナノ流体

１．研究計画　研究アプローチは以下の通り。

(1) （基礎的知見把握）ナノ粒子分散による原子間相互作用に基づく基礎的な物性および特性の変化
(2) （基礎的知見把握）原子間相互作用と反応抑制効果（反応熱、反応速度）の基礎的な関係
(3) （反応現象把握）酸化反応の反応現象（気相反応、界面酸化生成物を介した反応）への効果把握
(4) （実炉適用効果把握）設計基準内外の実機（または事象進展）で考慮すべき現象（腐食、再着火）

２．ナノ粒子分散による酸化燃焼への抑制効果

(1) ナノ粒子分散によりナノ粒子原子とナトリウム原子は強固な原子間結合力を形成することが明らかにした。これにより、液体金属の重要な物性の一つである表面張力が増大し、反応特性に影響する特性である蒸発特性（蒸発速度）が低下することが従来までに確認された[1]。ナノ粒子の周囲のナトリウム原子からナノ粒子に電荷移行が生じることが明らかになっている。これにより、反応前のエネルギー状態が安定化し反応のエンタルピーが低下し、反応熱量が低減する。さらに、反応時の活性化エネルギーが増加し、反応速度が低減することが従来までに明らかになった[1]。これまでに、これらの物性値と原子間相互作用のデータベースが整っている。

(2) ナトリウムの酸化反応の特徴は２つある。一つはナトリウムが蒸発し、それが酸素と反応する①気相反応である。これは前述の(1)からナノ粒子分散により蒸発速度（反応速度）と反応熱量の低減により、燃焼温度が低減することが確認された。もう一つは、ナトリウム燃焼は燃焼界面に酸化物を形成し、その酸化物がナトリウムの供給経路となり、燃焼が進行する②界面反応である。ナノ粒子分散により界面酸化物中に熱力学的に非常に安定なナノ粒子を含む酸化物が形成され、ナトリウムの供給経路を閉塞することから、燃焼が途中で停止（自己終息機能と呼ぶ）する固有の特徴が確認された。

(3) 実機の適用効果の評価は③通常運転時と④設計基準外事象を想定する。③通常運転での漏えい燃焼事故では、ナノ粒子分散の効果により燃焼速度および燃焼温度の上昇が緩和され、自己終息機能が発現することから床ライナの機械的強度を維持できることが確認された。また、④設計基準外事象では高温ナトリウムが漏えいする。その場合でもナノ粒子分散による(1)と自己終息機能の発現により燃焼温度の上昇が抑制され、床ライナの機械的強度は維持される。また、高湿分の特殊な環境下で漏えい燃焼が生じた場合に、アルカリ金属に固有の著しい腐食が生じることがある。ナノ粒子分散により、腐食源となる過酸化イオンがナノ粒子と強く結合することから、腐食速度が顕著に減少することが確認された。これにより、床ライナの腐食による破損は考慮しなくてよく、ナトリウムーコンクリート反応が回避される可能性がある。再着火現象についても、ナノ粒子が分散することにより温度、酸素濃度の感度が低下することが想定される。

３．ナノ流体技術の適用性、反応抑制ポテンシャル

ナノ粒子分散により原子間相互作用に関係する抑制効果および分散に起因する効果を確認した。自己終息機能や腐食低減のナノ粒子分散が寄与する効果が大きく反応抑制のポテンシャルを高めている。これまでの結果から、設計基準外の事象でナノ粒子分散による反応抑制効果より格納機能が維持できる可能性を見出した。

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

参考文献

[1] J.SAITO et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.240 (2010), pp.2664-2673.

*Jun-ichi SAITO[1], Keiichi NAGAI[1] and Kuniaki ARA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究 （24）反応抑制効果（その 7）

Study on safety enhancement of the fast reactor by using nanoparticle suspension sodium

(24) Reaction Suppression (7)

*永井　桂一[1]，斉藤　淳一[1]，荒　邦章[1]

[1]原子力機構

ナトリウムと水反応との現象について、ナノ流体の（ナノ粒子分散による）反応抑制に係わる特性や効果を明らかにするとともに、実炉への適用効果を評価している。

キーワード：高速炉、ナトリウムー水反応、ナトリウムーコンクリート反応、反応抑制、ナノ流体

１．研究計画

研究アプローチは次のとおり。

(1)（基礎知見把握）ナノ粒子分散による原子間相互作用に基づく物性や特性の変化の把握、反応速度および反応熱量の変化の把握

(2)（反応現象把握）ナトリウム-水反応におけるナノ粒子分散の効果の把握

(3)（実炉適用効果把握）実炉で生じる反応形態や条件を考慮した実験による効果の把握

２．ナトリウム-水反応におけるナノ粒子分散の効果

(1) 基礎知見として、ナノ粒子分散による原子間相互作用ならびに相互作用に基づく有意な物性や特性の変化について、理論推定と実験検証により確認している[1]。これらの知見をデータベース化して実用化検討に備えている。

(2) また、ナトリウムと水との反応の特徴は、反応速度が極めて高く(瞬時に反応)且つ反応によって生じる熱量が大きいことにある。ナノ粒子分散により、反応速度が緩和することならびに反応熱量の低減を把握しており、理論検討でもこれらが裏付けられている。水反応におけるナトリウムとの反応抑制を把握した。

(3) 実炉で生じうるナトリウムと水との反応現象は、水や蒸気が直接的に接触する例えばナトリウム-コンクリート反応のような反応形態に加えて、高温高圧の蒸気が液体ナトリウム中に急速に注入されるような蒸気発生器（SG）伝熱管破損時に生じる水蒸気ジェットで周囲のナトリウムがエントレンされて反応が進行するような特殊な反応形態が存在する。このため、代表的な反応として、水蒸気ジェット様相を形成する水反応現象と水や蒸気と直接接触するような様相の反応についてナノ流体の反応抑制効果の評価を行っている。

以下、両者について、ナノ粒子分散による反応抑制への寄与（現象挙動）および事故時の影響緩和（反応抑制効果）について報告する。

① SG 伝熱管破損による水反応：ナトリウム中に高温高圧の水蒸気を噴射させ、その際に形成される反応ジェット温度の抑制効果を把握し反応温度の低下を確認した。原子間結合力の増加により表面張力が大きくなってエントレン液滴径が増し反応が抑制される。さらに液滴からの蒸発速度が減少することにより反応が抑制、反応ジェット温度が低下（反応抑制）する。

② コンクリートとの反応：現象は燃焼反応とナトリウムー水反応が混在する複合反応であり、燃焼反応によってコンクリートが加熱され、放出された内包水とナトリウムとの反応現象である。この際の反応による水素発生の支配要因はコンクリート含有水との反応にあり、その放出挙動（コンクリート加熱時間や到達温度）と放出量が反応を支配する。反応挙動の把握によりナノ流体適用により水素発生速度および発生量が顕著に低下することを把握している。

３．現状の整理

以上を総括するとナノ流体技術は、高速炉で生じうる水反応事故に対し、ナノ流体を適用することにより、ナトリウムーコンクリート反応では発生水素の燃焼（爆発）を抑制し、蒸気発生器伝熱管破損事故については隣接伝熱管の破損抑制ならびに設計基準を超える条件を想定しても破損規模の拡大緩和の効果が期待できる。今後、工学実証や実炉への応用に必要な基盤知見の取得を進めていく予定である。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

参考文献

[1] Jun-ichi SAITO and Kuniaki ARA: Nuclear Engineering and Design, Vol.240 (2010), pp.2664-2673.

*Keiichi Nagai[1], Jun-ichi Saito[1] and Kuniaki Ara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上に関する研究
（25）理論検討（8）

Study on Safety Enhancement of the Fast Reactor by Using Nanoparticles Suspension Sodium
(25) Theoretical Study (8)

*畠山 望[1]，三浦 隆治[1]，鈴木 愛[1]，宮本 明[1]，斉藤 淳一[2]，荒 邦章[2]
[1]東北大学，[2]原子力機構

ナトリウムに金属ナノ粒子を分散させたナノ流体の反応抑制メカニズムを理論的に解明するために、人工知能融合超高速化量子分子動力学法に基づくマルチスケール・マルチフィジックス計算化学手法を用いて、物性予測、プール燃焼、液滴落下燃焼について、実測と比較しながら検討を行った。
キーワード：ナノ流体，計算化学，超高速化量子分子動力学法，人工知能

1. 緒言

高速炉の冷却材として使用するナトリウムを化学的に安定化させるために、金属ナノ粒子を分散させたナノ流体の研究を進めている。ナノ流体の反応抑制効果を理論的に解明し、適用性評価に必要な基礎知見を整備する目的で、超高速化量子分子動力学法（UA-QCMD）に基づいた計算化学による検討を行った。

2. 計算方法

ナノ流体の物性予測には、UA-QCMD に必要となる密度汎関数理論（DFT）精度のパラメータ構築に人工知能手法を適用して、これを利用した。プール燃焼については、動的モンテカルロ法に基づくメソシミュレータを開発した。液滴落下燃焼は、マクロレベルの化学反応連続体方程式系を差分法で解いた。

3. 計算結果

ナノ流体による反応抑制には、ナトリウム蒸発速度の低下が寄与している。ナノ金属の粒径と数密度を原子レベルでモデル化し（図 1(a)）、UA-QCMD による凝集エネルギーの計算値と実測の相関を求めた。また、ナノ流体でプール燃焼が自己終息する現象の計算に成功し（図 1(b)）、蒸発速度の低下と酸素濃度が液滴落下燃焼にもたらす影響についても、連続体レベルの計算により実験と同様の結果を得た（図 1(c)）。

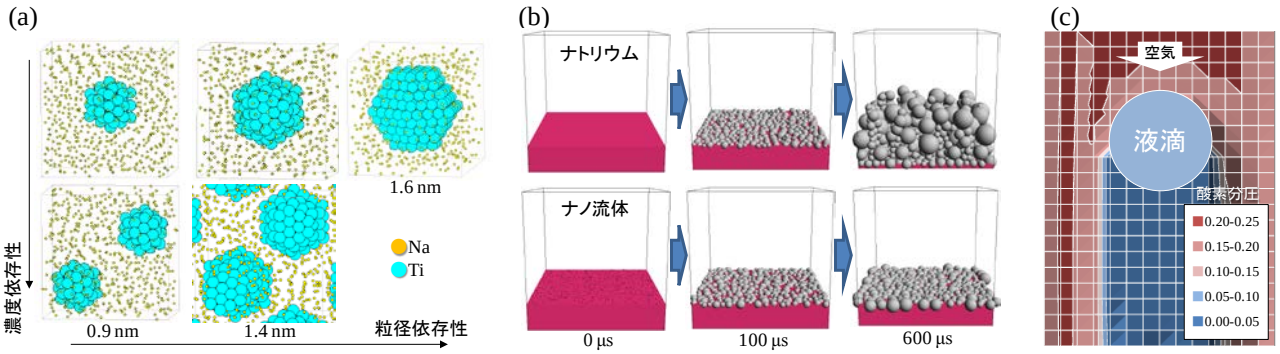


図 1 (a) 物性予測、(b) プール燃焼反応、(c) 液滴落下燃焼の各シミュレーション

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」の成果です。

---

*Nozomu Hatakeyama[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Akira Miyamoto[1], Junichi Saito[2] and Kuniaki Ara[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2J01-04] Medical and Biological Application/Radiation Protection and Control

Chair: Kazumasa Shimada (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:35 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J01] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

*Yasushi Aizawa[1], Hansem Yu[2], Shigeaki Sunada[2], Takamitsu Kato[3], Misturu Uesaka[1,2]
（1.Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University）

9:30 AM - 9:45 AM

[2J02] Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3], Kiyonori Yamaoka[1] （1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2.Ningyo-toge JAEA, 3.Grad. Sch. Med. dent. pharm. Sci.,Okayama Univ. ）

9:45 AM - 10:00 AM

[2J03] Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Kiyonori Yamaoka[1] （1.Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2J04] Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation

*Takatoshi Hattori[1] （1.CRIEPI）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

糖転移ルチンを利用した新しい放射線防護剤の開発

Development of New Radioprotectors utilizing Glucosyl-rutin (second report)

*相澤恭[1]，于暠[1]，砂田成章[1]，加藤宝光[2]，上坂充[1]
[1]東京大学大学工学系研究科，[2]コロラド州立大学環境・放射線医学健康科学科

（抄録）前報で報告したフラボノイド・ナノ構造体による細胞取り込み効率の改善効果に引き続き、本発表では、他の可溶化剤（シクロデキストリン）との比較や放射線防護剤に最適なフラボノイド（アグリコン）の選択など細胞試験を中心とした試験結果についての続報を発表する。

キーワード：放射線防護剤，糖転移フラボノイド，可溶化効果，フラボノイド・ナノ構造体

1. 緒言

糖転移ルチンは、水溶性に優れたフラボノイドであり、放射線防護効果が確認されている[1]。しかしながら、水溶性が向上した反面、細胞への取り込み効率が低下する課題がある[1]。そこで、本研究では、この課題を解決するため、糖転移ルチンの可溶化効果を利用した新しいフラボノイド・ナノ構造体を作製し、抗酸化活性の測定や培養細胞を用いた実験を行い、その有用性の検証を行った。

2. 実験手法および結果

前報により作製したクェルセチン・ナノ複合体（QNC）を、動的光散乱法（DLS）を用いて、水溶液中の粒度分布を測定した所、Mv=4.1nm とナノ構造を形成していることが分かった（図 1）。また、フラボノイド・ナノ複合体による放射線防護効果を確認するため、CHO 細胞を使用した細胞増殖抑制試験を行った。試験法は、CHO 細胞を PBS で洗浄した後、各フラボノイド（250μM）を溶解した PBS を添加した。30 分後、X 照射装置にて 4Gy の X 線を照射し、培地中に CHO 細胞を各 20,000 個/ウェルになるように調整し 24 ウェルマイクロプレートに撒いた後、3 日後の細胞数をコールターカウンタで測定を行った[2]。その結果、ナノ複合体は、組み合わせたアグリコンの種類によって、放射線防護および放射線増感の両方の効果が確認できた（図 2）。

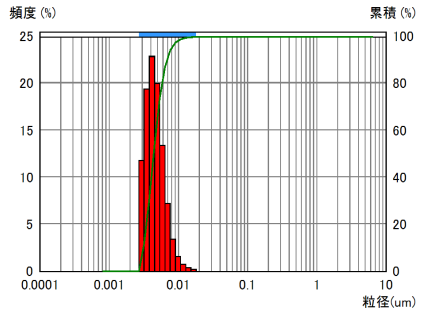


図 1　フラボノイド・ナノ複合体粒度分布

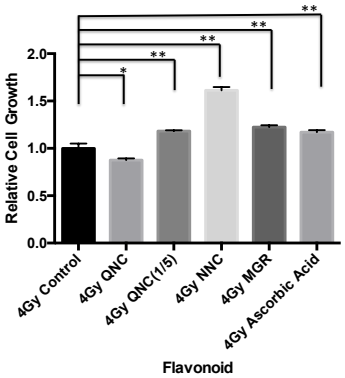


図 2　細胞増殖抑制試験

参考文献

[1] S. Sunada, et al., Molecular Medicine Reports, **10,** 1, (2014) pp.10-14

[2] A. Engen, et al., Mutat Res Genet Toxicol Environ Mutagen, 784-785, (2015) pp.15-22

*Yasushi Aizawa[1], HansemYu[1], Shigeaki Sunada[1], Takamitsu Kato[2], Misturu Uesaka[1]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Department of Environmental & Radiological Health Sciences, CSU

マウス酸化障害抑制に及ぼすラドン各種摂取方法の比較検討

Comparative study on the inhibitory effects of different types of radon treatment on oxidative damage in mice

*片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，神﨑 訓枝[1]，笹岡 香織[1]，迫田 晃弘[2]，
田中 裕史[2]，小橋 佑介[1]，石森 有[2]，光延 文裕[3]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠，[3]岡山大学・院・医歯薬

α線放出核種で気体であるラドンによる酸化障害抑制の程度に関して，抗酸化機能を指標にマウスへの各種摂取方法を比較検討した。この結果，例えば抑制効果は吸入（経気道摂取）の方が飲泉（経口摂取）より大きいことが示唆でき，ラドンの生理的特性に合致するものであった。

キーワード：ラドン，吸入，ラドン温泉，飲泉，抗酸化機能，酸化ストレス

1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入やラドン温泉の飲泉がマウスの種々酸化ストレス関連疾患に対し予防や治療効果の可能性のあることを明らかにしてきた。本研究ではこのラドン効果を最も効率的に再現できる条件を明らかにするため，各種摂取方法に関して抗酸化機能に着目し比較検討をした。

2. 方法

いずれもマウス肝臓中の抗酸化酵素・物質を指標にし，1) 特にスーパーオキシドジスムターゼ（SOD）活性に着目したラドンの濃度と吸入時間の依存性，2)ラドン摂取による予防効果と治療効果の比較，3)ラドン温泉と脱気温泉のそれぞれ飲泉による効果の比較，4)ラドン吸入と抗ビタミン剤投与の比較による抗酸化力の比較，5)低線量・低線量率γ線照射との複合効果に関して検討した。

3. 結果と考察

1) 1000～4000Bq/m^3 のラドンの吸入開始 0.5~1 日後で SOD 活性が増加することが示唆できた。2) 肝障害誘導剤である四塩化炭素(CCl_4)の投与の前または後にラドンを吸入した場合，吸入前である治療効果に比べ吸入後である予防効果の方が大きいことがわかった。3) ラドン温泉の飲泉を施した場合でも肝臓中の抗酸化機能の亢進は少ないことがわかった。4) 抗酸化力は CCl_4 誘導肝障害の抑制効果において，2000Bq/m^3 で 24 時間のラドン吸入は 500mg/kg 体重のアスコルビン酸（ビタミン C）または 300 mg/kg 体重のα-トコフェロール（ビタミン E）の投与に相当することがわかった。 5) ラドン吸入(2000Bq/m^3)と低線量・低線量率γ線照射（3μGy/h）との併用の場合，抗酸化機能に有意な変化がないことがわかった。

4. 結論

ラドンによる症状改善効果を最も効率的に再現できる条件として，例えば吸入は発症後（治療）より発症前（予防）の方が，摂取方法は飲泉（経口摂取）より吸入（経気道摂取）の方が，それぞれ良好であることが示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Yusuke Kobashi[1], Yuu Ishimori[2], Fumihiro Mitsunobu[3] and Kiyonori Yamaoka[1]

[1, 3]Okayama Univ., [2]JAEA

マウス肝機能に及ぼす低線量放射線とアルコールの作用に関する比較検討

Comparative study on effects of low dose radiation and alcohol on mouse liver function

*神崎 訓枝[1]，片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，笹岡 香織[1]，小橋 佑介[1]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大・院・保健

我々は今までに放射線とアルコールのマウス肝臓への影響を比較するため，肝機能と抗酸化機能に着目した自己組織化マップ（SOM）を用いた酸化ストレス評価をしてきた。今回さらに，肝臓中の NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量について同様の比較評価ができた。

キーワード：低線量放射線，アルコール，肝機能，SOM

1. 緒言

我々は今までに，低線量放射線による種々の活性酸素種由来の疾患の抑制効果を報告してきた。これら効果は，抗酸化機能の亢進によるものと考えるが，その機構は未だ不明な部分が多い。このため今回，低線量放射線とアルコールのマウス肝臓に及ぼす酸化ストレスを種々比較評価した。

2. 方法

C57BL/6 マウス（8 週齢・♂）を用い，24 時間のラドン吸入（Sham, 500，1000，2000Bq/m^3）直後，X 線照射（Sham, 0.5，1.0，2.0Gy）の 4 時間後，またはアルコール投与（Sham, 0.5，2.0，5.0g/kg 体重）の 24 時間後に各々安楽死させ，得られた血清と肝臓をサンプルに供した。[1] 肝機能（血清中の GOT・GPT）と抗酸化機能（肝臓中の SOD・Cat 両活性・t-GSH 量）を分析し，これらの結果から SOM による酸化ストレスの比較評価をした。[2] 抗酸化物質 SOD の産生に関わる NIK 量と，細胞膜およびタンパクの酸化指標である過酸化脂質・カルボニル化タンパク両量を分析し，同様の評価をした。

3. 結果と考察

[1] 肝機能について，アルコール 5g 群で急激に GOT・GPT が上昇し，肝障害が生じていることが分かった。抗酸化機能について，X 線群で SOD 活性が上昇したことなどから低線量放射線による亢進が見られたが，ラドン群ではその傾向はあるものの有意差はなかった。これらのデータに対し SOM の機械学習によるクラスタリングを行うと，2000Bq/m^3 以下のラドン吸入群および 2Gy 以下の X 線照射群は，アルコール 0.5g 群と同じ領域に配置されたことから，これらの影響は同等であることが分かった。[2] NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量は，Rn2000Bq/m^3 群で NIK 量の有意な減少が見られたが SOD 活性の変化特性と矛盾していることから今後検討の余地があり，その他では有意差はなかった。ただし，タンパクのカルボニル化について，ラドン 2000Bq/m^3 群，X 線 2Gy 群，アルコール 0.5g/群を比較すると，放射線でのみわずかに抑制された。

4. まとめ

肝機能･抗酸化機能の変化特性から，2000Bq/m^3 以下のラドン吸入および 2Gy 以下の X 線照射の影響は，アルコール投与 0.5g/kg 体重相当であると予測された。さらに，NIK・過酸化脂質・カルボニル化タンパク各量には有意差はなかったが，低線量放射線ではタンパクのカルボニル化が抑制されたことから改めて抗酸化機能の亢進が示唆できた。

---

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1] and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ.

原子力事故や放射線緊急事態後に発生する現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベルに関する考察

Discussion on Setting of Reference Level for Workers in Existing Exposure Situation Occurring after Nuclear Accident or Radiological Emergency Situation.

*服部 隆利[1]

[1]電力中央研究所

原子力事故や放射線緊急事態後に発生する現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベル設定のあり方について考察する。

キーワード：現存被ばく状況、原子力事故、放射線緊急事態、職業被ばく、参考レベル

1. はじめに

国際放射線防護委員会（ICRP）は、ICRP Pub.103[1]において、現存被ばく状況における参考レベルを年間線量で表現している。本発表では、原子力事故や放射線緊急事態後の現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベル設定のあり方について考察する。

2. 計画被ばく状況で用いられる線量限度の根拠

参考レベルを考える際、Pub.60[2]に示された計画被ばく状況で用いられる線量限度の根拠の一つとなった考え方が参考になる。ICRP は、作業者について 18～65 歳まで継続的に放射線を受けた時の年当たりの死亡確率を示し、作業者の線量限度の基準となる職業リスクを 1/1,000 とし、これと年死亡確率曲線との比較（約 65 歳までは 1/1,000 を超えない）から 20 mSv/年の値を導出し、さらに柔軟性を考慮して管理期間を 5 年としていかなる 1 年間にも 50 mSv を超えないという条件付きで、5 年間の平均値としての 20 mSv/年を作業者に対する線量限度として勧告した。このように線量限度は、継続的に線量限度相当の放射線を受け続けた時のリスクを考慮して決定されており、5 年間の平均値と単一年の上限値によって表現されている。

3. 参考レベルの設定に係る考察

我が国では、ICRP Pub.103[1]において、復旧作業者の職業被ばくが、現存被ばく状況ではなく計画被ばく状況に位置付けられていたため、福島第一原子力発電所（1F）事故後の 2011 年 12 月 16 日以降、1F 内の復旧作業者の職業被ばくは現存被ばく状況として扱われず、平常時と同じ線量限度を用いた放射線管理が適用されてきた。今後、ICRP が復旧作業者の職業被ばくを現存被ばく状況に位置付ける勧告を発表した場合、その参考レベルは、線量限度と同様に法的な制限値として取入れられる可能性がある。このような状況を考慮すると、線量限度と参考レベルではその意味合いが異なるため、単純に比較することは適切ではないが、現存被ばく状況における復旧作業者に対する参考レベルを設定する際には、平常時に用いられる線量限度とのバランスを考慮した上で、復旧作業当たりに自主的に設定する被ばく線量の管理目標値を、初期の高い値から時間の経過とともに段階的に低い値に下げて管理していく自由度をできるだけ許容できるようにしておくことが重要であり、線量限度よりもさらに柔軟性のある、例えば 10 年間の平均値としての 20 mSv/年と単一年の 50 mSv で表されるようなオプションの追加も有効と考えられる。なお、このようなオプションは、復旧作業者のリスクを増加させない範囲で、他にも設定が可能である。

参考文献

[1] ICRP, 国際放射線防護委員会の 2007 年勧告, ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37（2−4）2007.

[2]ICRP, 国際放射線防護委員会の 1990 年勧告, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21（1−3）1991.

---

*Takatoshi Hattori[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2J05-09] Environmental Radioactivity 2

Chair: Masahiko Machida (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 10:35 AM - 11:55 AM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J05] Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground suface environment

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1], Mariko Atarashi-Andoh[2] (1.Nagoya Univ., 2.JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM

[2J06] Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] (1.Nagoya Univ., 2.Fukushima Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J07] Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1] (1.JAEA, 2.Nagoya Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2J08] Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1.Fukui University of Technology, 2.University of Ontario Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[2J09] Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'uchi Hisamatsu[1] (1.Institute for Environmental Sciences, 2.National Institute for Fusion Science)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

HT,HTO 地表面環境中移行に及ぼす環境因子影響の数値解析

Numerical analysis of effects by environmental factors on HT- and HTO-transfer in ground surface environment

*山澤 弘実[1]，森泉 純[1]，安藤 麻里子[2]
[1]名大院工，[2]原子力機構

大気放出された HT および HTO の地表面環境中での移行について、詳細モデル SOLVEG を用いた数値実験によりトリチウム移行の主要素過程に対する気温、湿度、降水等の環境条件の影響を解析した。

キーワード：トリチウム、環境中移行、SOLVEG、数値実験、TFWT、OBT

1. 緒言　大気放出された HT および HTO の土壌・植生を含む地表面環境中での移行には、多くの複雑な物理、化学、生物過程が関与する。これを実用的な簡易モデルにより表現するためには、主要過程の同定とそれらの環境因子への依存性の定量的な評価が必要である。本発表では、詳細な数値モデルと実気象データを用い用いた数値実験により、HT 沈着、HTO 蒸発、HTO 蒸散、大気－植物 HTO 交換、OBT 形成等の素過程の相対的な重要度と、気温、降水等への依存性について議論する。

2. 方法　数値計算には、多層に分割した大気、植生および土壌層中での運動量、熱、水蒸気、日射、大気放射の輸送過程を表現した SOLVEG を用いた。トリチウム動態計算では、大気中 HT 及び HTO、土壌空気中 HT 及び HTO、土壌水中 HTO、植物自由水中 HTO（TFWT）、有機結合トリチウム（OBT）を予測対象とした。大気―植物の水及び HTO 交換は、各分圧勾配に駆動され、日射、気温、土壌水分量の関数の気孔抵抗で制御されるとした。大気－土壌 HT 輸送は、大気中及び土壌気相中 HT の鉛直輸送を陽に表現し、各土壌深さでの水素酸化菌による HTO への転換を温度及び土壌水分量の関数として計算した。

境界条件としてモデル上端に名古屋地方気象台で 2010 年に得られた風速、気温、湿度、日射量を与え（1 時間値）、年初から 1 年間の計算とした。大気層は地上 10m までを 7 層、土壌は 1m までを 7 層に分割した。大気層の 5－10 m に 0.2 m^2m^{-3} の葉面積密度の針葉樹キャノピーが存在するとした。トリチウム曝露は、HT 及び HTO のそれぞれを 10 m 高で濃度一定（1 Bqm^{-3}）とする 2 ケースとした。

3 .結果　降水後数日経過して適度に湿った土壌状態での晴れた夏の日の計算結果の典型例を図 1 に示す。HTO 曝露では土壌 HTO 及び TFWT が大きく、大気 HTO とほぼ平衡になっているため、日中の蒸散による損失を補う程度に大気→土壌、大気→植物、土壌→植物の移行が起こっている。HT 曝露では、表層土壌での HT 酸化がその後の HTO 移行及び OBT 生成の入り口となっており、HTO 曝露に比べて HTO 存在及び OBT 存在量は小さい。HT 沈着は日中に気温が高いために夜間に比べてやや大きいが、1 日を通して大きな値を保つ。土壌からの蒸発及び経根吸収の何れも主要な経路であるが、大気中での鉛直輸送により大気中濃度が低く抑えられることから、大気－植物交換は HTO 曝露ほど重要な経路ではない。発表ではこれら動態の気象条件への依存性を議論する。

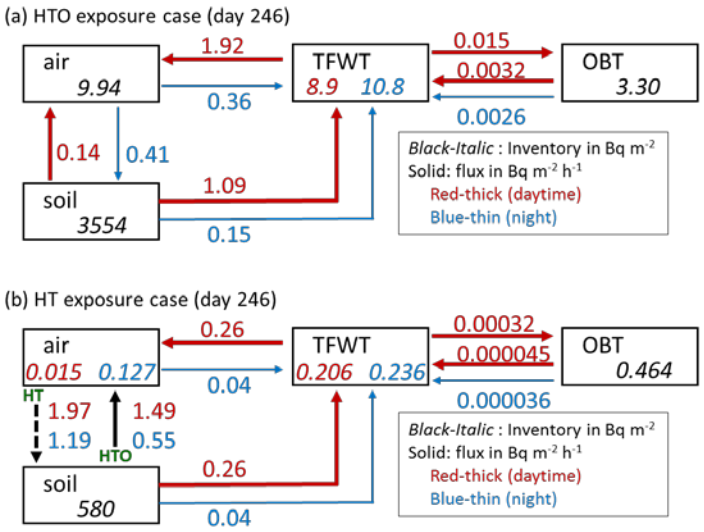


図 1　年初から 246 日目（8 月初旬）の地表面環境中のトリチウム存在量と移行フラックスの昼（06－18 時）と夜（18－06 時）の平均値。

*Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] and Mariko Atarashi-Andoh[2]　[1]Nagoya Univ., [2]JAEA

大気拡散モデル湿性沈着過程の福島原発事故データを用いた再現性の検討

Discussion on reproducibility of wet deposition process by Atmospheric dispersion model using the Fukushima Dai-ichi NPS accident data

*水谷 健太[1], 杉浦 宏樹[1], 平尾 茂一[2], 森泉 純[1], 山澤 弘実[1]
[1]名大院工, [2]福島大

福島第一原発事故の航空機モニタリングデータや線量率データ等を用いて、3 次元的な大気中水分量と湿性除去の空間範囲を関連付けるパラメータ及び除去速度に関するパラメータについて、感度解析を行うとともに実測値との比較を行った。

キーワード：福島第一原発事故、湿性沈着、大気拡散モデル

1. 緒言

大気拡散モデルによる放射性物質の拡散シミュレーションにおいて、湿性沈着の再現性には課題がある。本発表では福島第一原発事故の航空機モニタリングデータや線量率データ等を用いて、3 次元的な大気中水分量と湿性除去の空間範囲を関連付けるパラメータ及び除去速度に関するパラメータについて、感度解析を行うとともに実測値との比較を行う。

2. 大気拡散モデル

大気拡散計算では気象モデル WRFV3.6 とラグランジュ型拡散モデルを結合し、3 次元の大気中濃度と沈着量を 1 時間ごとに計算した。計算領域は東経 141.50 度、北緯 36.75 度を中心とする 825 km×825 km で、水平解像度は 3 km ×3 km とした。鉛直格子数は不均等に 46 層を設定し、地表面から約 3000 m までを 30 層に区切った。放出源情報には Katata らの推定値[1]を用いた。湿性除去の空間範囲の決定は 3 次元的な大気中水分量により判断し、ある地点での地上降雨が 0.1 mm/h のときに、上空の各グリッドでの大気中水分量が設定されたしきい値を上回った場合、該当するグリッドからの湿性沈着を計算した。

3. 結果及び考察

大気中水分量のしきい値を 5×10^{-4} kg m^{-3} に設定した計算では、航空機モニタリングによって得られた実測と比較して沈着量は福島市や郡山市で下回ったが、会津若松市では実測と概ね一致する値となった(Table 1)。次にしきい値を 5×10^{-5} kg m^{-3} に設定した計算を行った結果は、福島市では実測値と比較して依然として過小評価ではあるが実測値に近づいた。一方で郡山市では 10 kBq m^{-2} ほど増加したが過小評価となり、会津若松市では約 100 kBq m^{-2} 増加し過大評価となった。沈着量計算値の経時変化によると、このしきい値の変更による沈着量の地点ごとの異なる変化は 2011 年 3 月 15 日頃に発生した沈着が大きく関係していると考えられる。そこで、本発表では特にこの時刻付近で発生した沈着に着目し、再現性の検討結果と感度解析結果について議論する。

Table 1 大気中水分量しきい値の変更と地点ごとの沈着量比較

	実測 (kBq m^{-2})	しきい値 5.0×10^{-4} kg m^{-3} (kBq m^{-2})	しきい値 5.0×10^{-5} kg m^{-3} (kBq m^{-2})
福島市	219.40	36.71	132.88
郡山市	152.30	37.53	47.84
会津若松市	11.55	14.1	110.35

参考文献

[1] Katata et al. Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070 (2015)

*Kenta Mizutani[1], Hiroki Sugiura[1], Shigekazu Hirao[2], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

モニタリングステーション NaI 波高分布を用いた茨城県における大気中放射能濃度推定（2）

Estimation of air radioactivity concentrations in Ibaraki Prefecture from NaI pulse height distribution measured at monitoring stations

*寺阪　祐太[1]，山澤　弘実[2]，鳥居　建男[1]
[1]原子力機構，[2]名大院・工

2011 年 3 月に茨城県内のモニタリングステーション（MS）で測定された波高分布を用いた FP 核種大気中濃度推定値[1]の中で、地点によって濃度時系列が大きく異なった 3 月 21 日に着目し、核種組成の変化を解析して変動要因の考察を行った。

キーワード：波高分布、EGS5、大気中放射能濃度、福島第一原子力発電所事故

1. 緒言　原子力施設からの放射性物質の大気放出を伴う事故の発生時には、公衆の内部被ばく線量評価に大気中放射能濃度の測定値が求められる。しかし、福島第一原発事故初期の短半減期核種の大気中濃度の測定値は時間的・空間的に少なかった。そこで、原子力施設周辺の MS に設置されている NaI(Tl)検出器で測定された波高分布（NaI 波高分布）を用いた大気中濃度推定法の開発及び福島第一原発事故への適用が行われた[1]、[2]。[1]の論文では 2011 年 3 月 21 日のプルームについて複数の濃度ピークを単一のプルームとみなしており、それぞれの濃度ピークの組成比等の違いについて検討する必要がある。そこで、本研究では 2011 年 3 月 21 日に茨城県を通過したプルームを対象として、核種毎の大気中濃度時系列の違い、複数の濃度ピークが得られた地点のプルーム核種組成の変化について検討した。

2. 方法　福島第一原発事故初期に茨城県内の MS で NaI(Tl)検出器を用いて測定された波高分布から推定された 2011 年 3 月 21 日の大気中濃度[1]の 10 分間値を基礎情報とした。核種毎の濃度推定値の時間変化の特徴、複数の濃度ピークを持つ地点についてのピーク毎の核種組成について検討を行った。

3. 結果　[1]で得られた大気中濃度は、全ての核種について沿岸部が内陸部と比較して高濃度という特徴がある。加えて、3 つの濃度ピークが見られた内陸部の菅谷 MS ではガス状核種の大気中濃度は後の濃度ピークで大きい（Fig.1）。濃度の水平分布では最初のピークに対応するプルームは沿岸部の大貫 MS 付近にプルーム軸を、3 つ目のピークに対応するプルームはさらに北に軸を持つと見積もられたことから、菅谷 MS では 3 つ目の濃度ピーク時のほうがプルームの軸近くを捉えていたため濃度が高くなったと考えられる。

南側の MS では単一の、北側の MS では複数の濃度ピークが見られており、時間分解能も 10 分であるため、東海村での空気サンプリングによる実測値[3]が捉えていなかった詳細な濃度変動が明らかとなっている。その中で、5:00-7:00 までの核種毎の濃度の時間変化から、ガス状の核種の濃度の減少速度が緩やかという特徴が得られた。そのため、^{131}I/^{137}Cs 大気中濃度比（Fig.2）は 5:00-7:00 に実測値、推定値共に上昇傾向を示した。福島県から茨城県の沿岸部で降雨が観測されたのは 7:00 以降であるため降雨による粒子の除去ではなく、この濃度比の上昇は粒子状核種の放出量の減少速度がガス状よりも遅いことを示唆している。

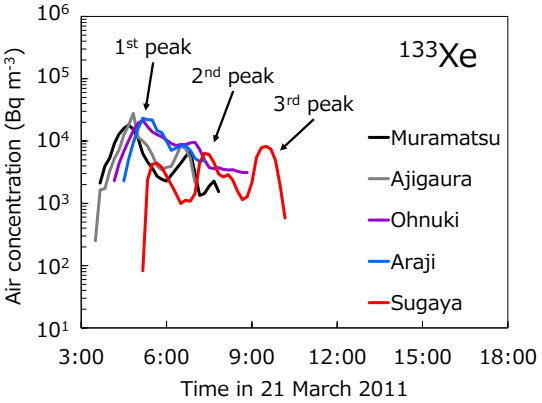


Fig.1 地点毎の ^{133}Xe 濃度の時間変化

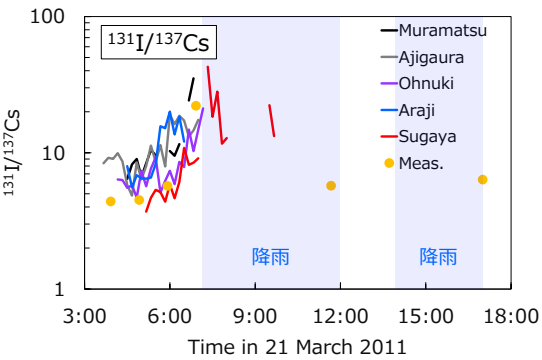


Fig.2 ^{131}I/^{137}Cs 大気中濃度比時系列

参考文献

[1] Terasaka *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* (2016)
[2] 廣内 淳、名古屋大学博士論文（2015）
[3] Ohkura et al., *JAEA-Data/Code* 2012-010 (2012)

*Yuta Terasaka[1], Hiromi Yamazawa[2], Tatsuo Torii[1]
[1]JAEA, [2]Nagoya University

大気圧マイクロ波放電法によるヨウ化カリウム分解捕集研究

Study of Potassium Iodide Decomposition-Collection by Atmospheric Pressure Microwave Discharge Technique

*梅田　昌幸[1]，Glenn,HARVEL[2]，砂川　武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

大気圧マクロ波放電法により、Ar プラズマ中でのヨウ化カリウム KI の分解およびヨウ素 I_2 の単離、捕集する手法を確立した。さらに、^{40}K に着目し Ge 半導体検出器による γ 線測定を試み、この結果を基に Ar プラズマ中の K の挙動の検討を行った。

キーワード：大気圧マイクロ波，Ar プラズマ，分解捕集，環境放射能

1. 緒言

放射性物質の捕集や分析を行う際には、作業者の被ばくに対し、注意を払わなければならない。[1)]また放射性核種の化学分析に用いる試料は、適量を素早く試料化できることが望ましいと考えられる。そこで本研究では、小型で大気圧プラズマの発生に適した大気圧マイクロ波放電装置を用いて Ar プラズマを発生させ、プラズマにより目的核種を短時間で容易に分離し、選択的な捕集を行い、短工程で少量の試料であっても捕集が行える捕集技術の手法について、確立することを目標としている。研究では、ヨウ化カリウム(KI)試料中からヨウ素を単離し、I_2 として捕集を行った。さらに、このとき同時に単離されるカリウム中の ^{40}K に着目し、K の挙動の検討を行った。ここで、K は Cs と化学的性質が似ているため、放射性セシウム化合物の分離捕集を行った際の Cs の挙動の検討に有益であると考える。

2. 実験

(株)マイクロ電子社製 2.45GHz、最大マイクロ波電力 1.3kW のマイクロ波発生装置を用い、プラズマを発生させ、KI 試料より、I_2 の捕集を行った。このとき同時に単離される K 中の ^{40}K について、γ 線測定により挙動解析を行った。γ 線測定は NaI シンチレーションサーベイメータでは、試料量が少なく検出が困難であったため、Ge 半導体検出器を使用した。ここで、検出器は(株)SEIKO EG&G 社製 GMX25P4　N 型同軸検出器を使用した。

3. 結論

反応容器出口に捕集トラップを接続することでヨウ素化合物を選択的に捕集されていることを確認した。また、試料である KI 0.2g に対して、アルゴンプラズマ発生後、Fig.1 に示したように、速やかにプラズマ反応容器内に、粉状の白い物質が付着した。この反応容器を切断し、Ge 半導体検出器を用いて、γ 線スペクトル測定を行い、^{40}K の挙動に関して測定を行った。本研究の詳細は講演時に報告する。



Fig.1 アルゴンプラズマ生成時における反応容器の写真

参考文献

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

* Masayuki Umeda [1], Glenn,HARVEL [2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1] Fukui University of Technology., [2] University of Ontario Institute of Technology.

青森県六ヶ所村及び青森市における放射性 Cs の経口摂取率の評価

Dietary intake estimate of radioactive Cs in Rokkasho-Village and Aomori City, Aomori Prefecture

*柿内 秀樹[1]，赤田 尚史[2]，長谷川 英尚[1]，五代儀 貴[1]，久松 俊一[1]

[1](公財)環境研，[2]核融合研

2011 年から 2015 年にかけて日常食を青森県六ヶ所村及び青森市から陰膳法により採取し、放射性 Cs の経口摂取率を明らかにした。

キーワード：東京電力福島第一原子力事故，日常食，放射性セシウム（放射性 Cs）

1. 緒言

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力事故により、放射性 Cs が広域に拡散し、農作物等を通じて、一部が食品に移行した。そこで青森県における福島第一原子力事故による影響を評価するため、青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯から食事試料を収集し、放射性 Cs の経口摂取率の調査を行った。

2. 実験

2011 年から 2015 年にかけて青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯を対象として、食べた食事と全く同じものを 5 世帯から採取し（陰膳法）日常食試料とした。地点毎に年 4 回試料を採取し、乾燥して粉砕・混合後、450℃で 24 時間灰化して、ミキサーで均質化した。灰化試料 100 g をプラスチック容器（U-8）に入れてエポキシ樹脂で密封後、Ge 半導体検出器を用いて放射性 Cs（^{134}Cs 及び ^{137}Cs）を計測し、試料と同形の密封線源（56-MX033U8PP、日本アイソトープ協会）によって求めた検出器の検出効率（曲線）を用いて、試料中の放射性 Cs を定量した。なお、本稿では、放射性 Cs とは ^{134}Cs と ^{137}Cs を合わせたものとする。

3. 結果・考察

六ヶ所村勤労世帯の日常食中放射性 Cs 濃度を図に示す。2011 年 6 月に収集した試料において福島第一原子力事故の影響と考えられる ^{134}Cs を検出し、その濃度は同年 11 月に最大値を示した。これは、事故により放出された放射性 Cs が農産物へ沈着し、秋に収穫された農産物が日常食に含まれたためと考えられる。放射性 Cs 摂取率も 2011 年 11 月に最大となり、六ヶ所村、青森市ではそれぞれ 0.7 Bq /人 /日、1.0 Bq /人 /日を示した。これらの最大値は、1963 年から 2008 年に行われた日常食調査による青森市の最大値（3.0 Bq /人 /日、1963 年 11 月）に比較して、それぞれ約 1/4 及び 1/3 であった[1]。2011 年 11 月以後、六ヶ所村の日常食中放射性 Cs は環境半減期 62 日で減少し、青森市でも同様の減少（半減期 54 日）を示した。また、2011 年 11 月における放射性 Cs 摂取率による預託実効線量は、六ヶ所村で 2.0x10^{-3} mSv、青森市では 2.7 x10^{-3} mSv であり、公衆の被ばく線量限度 1 mSv と比較して低い値であった。

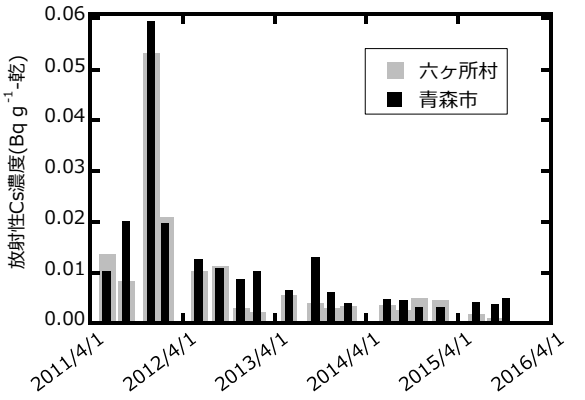


図　青森県六ヶ所村及び青森市の勤労世帯の日常食中放射性Cs濃度

本記載事項は青森県からの受託事業により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] http://search.kankyo-hoshano.go.jp/servlet/

*Hideki Kakiuchi[1], Naofumi Akata[2], Hidenao Hasegawa[1], Takashi Iyogi[1], Shun'ichi Hisamatsu[1]

[1]IES, [2]NIFS

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

[2J10-14] Radiation Measurement 2

Chair: Hideo Hirayama (KEK)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J10] Detailed measurement at the time of radiation burst by winter thundercloud activities

*MISAO IKUTA[1] (1.Shimane Prefectural Atomic Power Environment Center)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J11] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nisizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2], Yukihisa Sanada[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.OYO Corporation)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J12] Advancement of airborne radiation measurement technology

*Jun Hirouchi[1], Kazumasa Shimada[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Yukihisa Sanada[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J13] Advancement of airborne radiation measurement technology

*yukiyasu nishizawa[1], jun hirouchi[1], kazumasa shimada[1], yukihisa sanada[1], masahiro munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J14] Advancement of airborne radiation measurement technology

*AZUSA Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1], Masahiro Munakata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

冬季雷雲活動による放射線バースト時の詳細計測

Detailed Measurement at the time of Radiation Burst by Winter Thundercloud Activities

*生田 美抄夫、金山 隆、渡部 奈津子、倉橋 雅宗、田中 孝典、西 浩幸
島根県原子力環境センター

2015 年 2 月に東西 8km、南北 3.5km の範囲におよぶガンマ線バーストを検知した。雷雲からの放射線測定のため、NaI(Tl)検出器、IC 検出器、Ge 半導体検出器を有する測定局舎に高速 γ 線検出器(YAP)及び電子スペクトル検出器(PIPS)を冬季のみ追加設置し、雷雲からの放射線の特徴に関する知見を得た。

キーワード：冬季雷雲、放射線バースト、Ge 半導体検出器

１．緒言

冬季、日本海沿岸地域では、シベリア気団からの寒気の吹き出しに伴い、日本海上で積乱雲が発達し、世界的にも希な冬季落雷が発生する。一部の雷雲からは放射線を放出するものがあり、空間放射線モニタリングの妨害となっている。この機構は完全には解明されていないが、「雷雲内の強電界内で、しきい値を超えるエネルギーを持つ電子はほぼ光速にまで加速され、それに続く電磁シャワーにより地上部へ放射線を到達させる」という理論が現在有力である。2015 年 2 月 5 日に強度の強い長時間及び短時間放射線バーストを観測したので、その概要を報告する。

２．観測状況

島根県は、島根原子力発電所の周辺 24 カ所で空間放射線量率を NaI(Tl)検出器、IC 検出器及び半導体検出器により 2 分間隔で測定し、電子記録計により 1 秒間隔でも線量率を記録している。さらに、NaI(Tl)検出器により 10 分間隔で 5MeV まで、発電所近傍 3 局では Ge 検出器により 10 分間隔で 4MeV まで、2 秒間隔で 22.5MeV までのエネルギースペクトル測定行っている。(Fig.1)

また、原子力発電所近傍の深田北局では PIPS 検出器で電子線、YAP 検出器(NaI(Tl)検出器の 10 倍高速測定可能）でガンマ線高速計測を行った。雷情報は気象庁、フランクリンジャパン、中国電力から入手した。

３．考察

2015 年 2 月 5 日 6 時 29 分から長時間バーストによる線量率上昇（深田北測定局のみ）が始まり、その後 6 時 31 分に東西 8 km、南北 3.5km の範囲にある全 8 局で、雷観測とほぼ同時に放射線の急激な上昇が発生した。深田北測定局では、NaI(Tl)検出器で 98nGy/h, IC 検出器で 49,700 nGy/h の上昇値を記録した。
Ge スペクトル 10 分値では高エネルギーガンマ線の対生成－対消滅に伴う 511keV の明瞭な消滅放射線を確認した。また、Ge スペクトル 2 秒値では Fig.2 に示すように長時間バーストで最大 11MeV、短時間バーストでは 8MeV までのガンマ線を観測した。

消滅放射線ピーク及び Ge スペクトルから高エネルギーガンマ線の入射は明らかで、6 時 29 分から発達した雷雲中で強電界層が生成、電子が加速され長時間バーストでは定常的な電磁シャワーが、短時間バーストでは定常状態が破壊された電磁シャワーが発生した可能性が高い。
減衰時間が NaI(Tl)検出器の 1/10 で高計数可能な YAP 検出器の計数では、バースト前後が YAP/NaI(Tl)の計数比が急激に上昇していた。これは短時間バーストの放射線放出が極短時間のため、NaI 検出器の数え落としが生じていたためと考えられた。

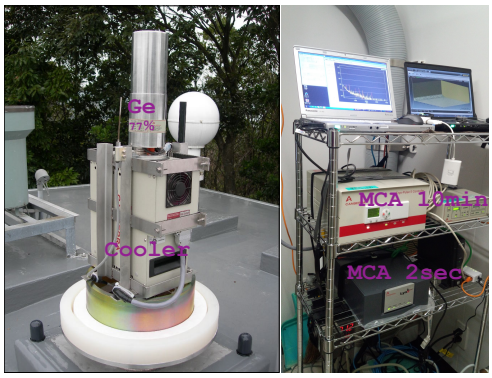


Fig.1：Ge semiconductor detector, analysis equipment in Fukadakita monitoring post. Collecting the spectrum of 2 seconds and 10 minutes by two MCA (multi channel analyzer).

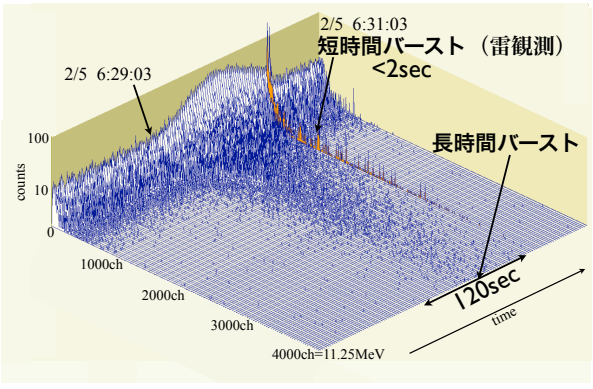


Fig.2：Spectrum of a Ge detector in Fukadakita monitoring post (counts for 2 seconds) on February 5, 2015

*Misao Ikuta, Takashi Kanayama, Natsuko Watanabe, Masahiro Kurahashi, Atsunori Tanaka, Hiroyuki Nishi
Shimane Prefectural Nuclear Power Environment Center

空からの放射線計測技術の高度化
（1）ドローンによる測定データの地形補正手法の検討

Advancement of airborne radiation measurement technology
(1) Examination of the topography correction to dose rate on the ground by the drone radiation monitoring system

*佐々木 美雪[1]，西澤 幸康[1]，石崎 梓[1]，伊村 光生[2]，眞田 幸尚[1]
[1]原子力機構 福島, [2]応用地質

ドローンによる上空からの放射線モニタリングでは、低高度フライト (50m 以下) を行うことが多い。低高度でのフライトは、線源に検出器が近くなるため効率は良くなるが、地形等の周辺影響を強く受けるため直下の地上測定値と一致にくい課題があった。本発表では、地形データを用いた補整手法の検討結果について示す。

キーワード：ドローン，遠隔放射線測定，地形補正，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

有人や無人のヘリコプター等にと比べ、ドローンは安価・小型及び操縦が簡単であることから、狭い地域を手軽に測定できるツールとして有用である。上空からの放射線モニタリングにおいて、地上への線量換算は、地表面の線量率が一定であり地形が平面であるモデル (平面モデル) 及び高度と検出器の計数率の指数関数的な相関関係を前提としている。ドローンがフライトするのに適している 50 m 以下の高度では、地上に無限平板で均一な線源を仮定した場合、周辺の影響が大きくなるため、単純な高度と計数率に指数関数的な相関関係にはならない。また、実際の測定場所では、樹木や構造物が存在すること及び地形に勾配があるため、パラメータはさらに複雑となる。本研究では、複数の場所でドローンの高度を変えてフライトさせたデータを元に計算コードを組み合わせることにより、地上値へ換算する手法を検討した。

2. 方法

放射線の測定には、市販のドローン(3D Robotix 社製)をベースにした開発機を使用した。放射線測定器には GAGG シンチレーション検出器 (1”Φ×1”H) を使用し、3 秒毎にγ 線スペクトルデータ及び GPS データを取得するとともに、地上においてサーベイメータを使って詳細な放射線分布情報を得た。また、同エリアにおいて写真測量を実施し、分解能数十 cm の DSM (Digital surface model) データを取得した。取得した DSM データを元に、測定した対地高度を計算し、放射性セシウム起源の計数率との関係を考察した。さらに、同位置における地形や放射性セシウムの分布状況について MCNP を用いて体系を模擬し、実測値と比較した。

3. まとめ

地上値との比較から、同高度であっても地上 1 m の線量率と上空の計数率の比（換算係数）は測定場所の特徴によって変化することが分かった（図 1 参照)。森林と平地により別々の換算係数を準備することにより、従来の平面モデルによる手法よりは精度が向上することが分かった。

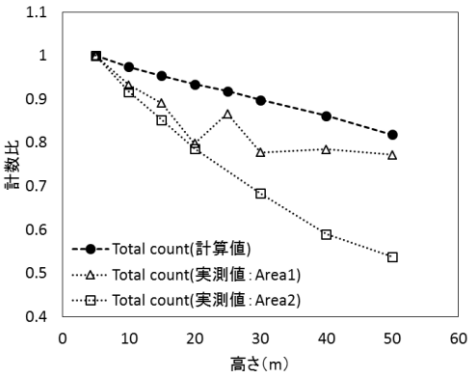


図 1. 高度変化に伴う放射線計数率の変化
計算値は線源が均一に広がった平面体系で計算

*Miyuki Sasaki[1], Yukiyasu Nishizawa[1], Azusa Ishizaki[1], Mitsuo Imura[2] and Yukihisa Sanada[1]
[1]JAEA Fukushima [2] OYO Corporation.

空からの放射線計測技術の高度化
（2）航空機モニタリングにおける空気中ラドン子孫核種の影響調査（その 1）

Advancement of airborne radiation measurement technology
(2) Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (1)

*廣内 淳[1], 嶋田 和真[1], 西澤 幸康[1], 眞田 幸尚[1], 宗像 雅広[1]
[1]原子力機構

航空機モニタリングの測定値から人工放射性核種の放射能濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種（特に大気中ラドン子孫核種）の寄与を除く必要がある。ここでは、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器で高度毎に測定した計数率比（$NaI/LaBr_3$）の違いを利用して、空気中ラドン子孫核種の寄与を除去する手法を考案する。始めに、EGS5で各検出器と航空機の体系化を行い、その体系を用いて高度毎に計数率比を算出し、実測値と計算結果を比較した。

キーワード：航空機モニタリング, NaI(Tl)検出器, $LaBr_3$ 検出器, ラドン子孫核種, EGS5

1. 緒言

放射性物質が大量に放出される原子力事故時に、放射性物質の沈着分布を迅速かつ広範囲に把握するための手法として、有人ヘリを用いた航空機モニタリングが挙げられる。航空機モニタリングでは、人工放射性核種のみならず、自然放射性核種からのγ線も測定しており、人工放射性核種の放射能濃度を精度よく導出するためには、自然放射性核種からのγ線の影響を除く必要がある。特にラドン子孫核種の大気中濃度は時間と共に変わるため、大気中ラドン子孫核種の影響を測定ごとに除去する必要がある。そこで本研究では、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器を用いて測定された計数率の比（$NaI/LaBr_3$）が高度毎に異なることを利用して、空気中ラドン子孫核種の影響を除去する手法を考案する。その 1 として、測定概要と光子輸送計算結果を示す。

2. 測定概要

測定は2016年2月に福島第一原発周辺で同じ測線上で行った。陸上では、対地高度を 300 m、450 m、600 m とし、それぞれ 10 分間の測定を行った(17回)。海上では、海抜高度 300 m で 15 分間の測定を行った(5 回)。海上での NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器の計数率（海上で測定された最小値を BG として扱い、以降、「計数率」は全て BG を引いたもの）には強い正の相関が見られ、その傾き（$NaI/LaBr_3$）は約 28 であった。陸上での NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器の計数率にも海上と同様に強い正の相関が見られ、その傾きは高度によって異なり、高度 300 m で約 32、450 m で約 31、600 m で約 29 であった。

3. 光子輸送計算

モニタリング中の NaI 検出器と $LaBr_3$ 検出器応答を光子輸送計算 EGS5[1] により、測定状況を模擬して求めた。ヘリは簡易的に Al 厚さ 5 cm の楕円球として模擬した。この時、検出器周囲の Al カバー、検出器全体を覆うカバー、ヘリの燃料を再現した。作製した体系の妥当性を確認するため、線源試験結果と計算結果を比較した（図）。計数率の差異は平均で約 10%であり、作製した体系は妥当であることが確認できた。

モニタリング中の体系は山等の地面の凹凸を再現せずに、地面は半無限平板とした。モニタリングに寄与したと考えられる核種は人工放射性核種の ^{134}Cs と ^{137}Cs、自然放射性核種の ^{40}K、U 系列、Th 系列である。人工放射性核種の地面中の濃度は指数分布であると仮定し、緩衝深度 β は 3 g cm^{-2} [2]とした。地面中に存在する自然放射性核種は分布を持たずに一様に存在するとした。大気中に存在するラドン子孫核種は大気中に一様に分布するとした。測定地周辺で得られうる放射能濃度[3], [4]を用いて計数率比を求めた結果、ラドン子孫核種が大気中に存在する場合に 22、高度 300 m で約 41、450 m で約 38、600 m で約 31 であり、実測値の傾向を概ね再現できた。

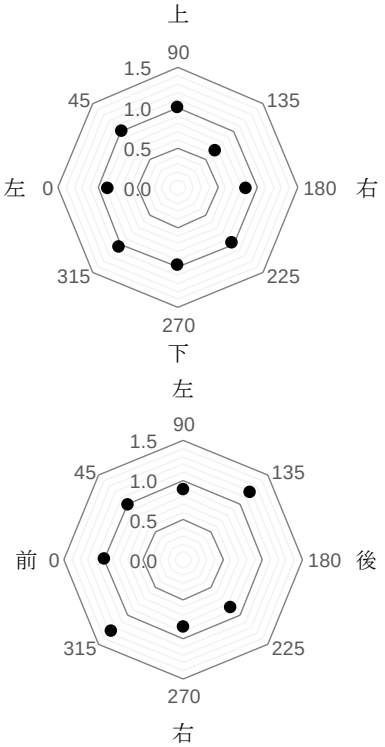


図 線源試験結果と EGS 計算結果の比較（値は計算/実測比）

参考文献

[1] Hirayama et al., KEK Report 2005-8, SLAC-R-730 (2005). [2] Matsuda et al., J. Environ. Radioact., 139, 427-434 (2015).
[3] 地質調査総合センター, 日本の地球化学図 (2004). [4] 眞田ら, JAEA-Research, 2015-006 (2015).

* Jun Hirouchi [1], Kazumasa SHIMADA [1], Yukiyasu NISHIZAWA [1], Yukihisa SANADA [1] and Masahiro MUNAKATA [1]
[1]JAEA.

空からの放射線計測技術の高度化
（３）航空機モニタリングにおける空気中ラドン子孫核種の影響調査（その２）

Advancement of airborne radiation measurement technology

(3) Investigation of effects of radon progeny nuclides on aerial monitoring (2)

*西澤 幸康[1]，廣内 淳[1]，嶋田 和真[1]，眞田 幸尚[1]，宗像 雅広[1]

[1]原子力機構

航空機モニタリングの測定値から人工放射性核種の放射能濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種（特に大気中ラドン子孫核種）の寄与を除く必要がある。ここでは、NaI(Tl)検出器と $LaBr_3$ 検出器で高度毎に測定した計数率比（$NaI/LaBr_3$）の違いを利用して、大気中ラドン子孫核種の寄与を除去する手法を考案する。この除去手法を実際のモニタリングデータに適用した。

キーワード：航空機モニタリング、NaI(Tl)検出器、$LaBr_3$ 検出器、ラドン子孫核種

1. 緒言

原子力災害時に広範囲の放射線測定を行う手段の一つとして、有人ヘリを用いた航空機モニタリングが挙げられる。航空機モニタリングでは、人工放射性核種のみならず自然放射性核種からのガンマ線を測定しており、人工放射性核種の濃度を精度よく求めるためには、自然放射性核種からのガンマ線の影響を除く必要がある。そこで、地上からの放射線を検知する NaI(Tl)検出器の他に比較的小さい LaBr3 検出器(3”Φx3”H)を搭載して高度ごとに測定した計数率比（NaI/LaBr3）の違いを利用することによって、大気中ラドン子孫核種の影響を除去する手法を考案した。本発表では、シリーズ発表のその 1 で計算シミュレーションを用いて求めた計数率比を実際のモニタリングデータへの適用を検討した。

2. 手法

本解析は福島原子力発電所事故由来の放射性セシウムが確認されていない川内原発周辺のモニタリングデータを使用した。$LaBr_3$ 検出器と NaI 検出器の全計数からラドン子孫核種由来の計数率を除き、地上由来計数率(Ng)を求める評価式を以下のように設定した。

$$Ng = \frac{GI \cdot N_{all} - GI \cdot RI \cdot L_{all}}{GI - RI}$$

ただし、N_{all} は NaI 検出器の全計数率、L_{all} は NaI 検出器の全計数率、RI はラドン子孫核種由来のガンマ線環境場における計数率比（NaI/LaBr3）、GI は地上由来のガンマ線環境場における計数率比（NaI/LaBr3）

RI と GI を図 1 のように海上におけるモニタリングデータと対地高度 300m における計数率比（NaI/LaBr3）からそれぞれ求め、モニタリングデータに評価式を適用して空間線量率マップを作成した。

3. 結果

今回の手法を適用した地上 1m の空間線量率マップを新たに作成し、ラドン子孫核種の影響を適切に取り除けたことを確認した。これにより空間線量率マップの精度向上が期待できる。また、大気中に分布したラドン子孫核種の濃度分布を推定した。

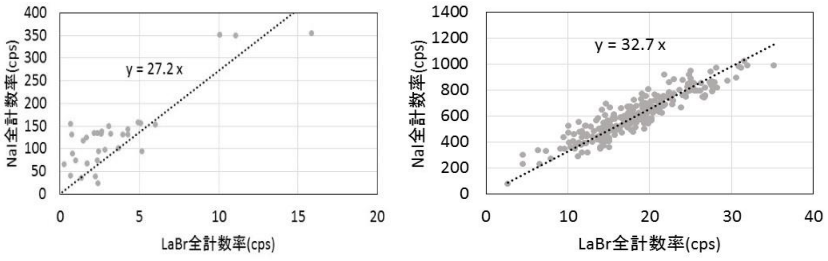


図 1 NaI 検出器と LaBr3 検出器の比率（左：海上、右：高度 300m）

*Yukiyasu NISHIZAWA [1], Jun HIROUCHI [1], Kazumasa SHIMADA [1], Yukihisa SANADA [1] and Masahiro MUNAKATA [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

空からの放射線計測技術の高度化
（4）航空機モニタリングにおける積雪の影響調査

Advancement of airborne radiation measurement technology

(4) Investigation of snow effects on aerial monitoring

*石﨑　梓[1]，森　愛理[1]，眞田　幸尚[1]、伊村光生[1]、佐々木　美雪[1]、石田　睦司[1]、宗像雅広[1]

[1]原子力機構

降雪後の航空機モニタリングでは積雪層によりガンマ線が減弱されるため、既存の手法だけでは正確な測定値の解析が行えない。放射性物質沈着後の積雪層によるガンマ線減衰を考慮した空間線量率等の換算をより正確に行うため、本研究では、積雪深に応じたガンマ線の減衰量の調査を実施した。

キーワード：航空機モニタリング、積雪、LiDAR、3D オルソ

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、環境中に放出された放射性物質の沈着量や空間線量率を広域かつ迅速に取得する手段として、航空機モニタリングが実施されている[1]。時期によっては積雪した地域を飛行しなければならない場合もあるため、積雪条件下では、ガンマ線が積雪層による減衰を考慮した正確な測定手法が必要となる。そこで、本研究では、将来的に積雪による減衰の補正を実施するための基礎調査として、積雪前後の空間線量率を比較することによって、積雪量に応じたガンマ線減衰率の調査を行った。

2. 方法

本研究では、積雪前後に航空レーザー測量および 3D オルソ解析を実施し、それぞれの時期の数値標高データの差分から積雪深を求めた。ガンマ線量は航空機モニタリングによって測定した。航空機モニタリングでは、ヘリコプター内に検出器システム搭載し、対地高度 300m を維持しながら 600m 間隔の櫛状測線上を飛行した。1 秒ごとにガンマ線のエネルギースペクトルを取得し、自然放射線等のバックグラウンドを差し引いた係数率から地上 1m の空間線量率や表面汚染密度に変換している。また、地上の 52 地点において地上測定を行い、空間線量率、積雪深と積雪密度を取得し、航空機による各値の測定結果と比較を行った。空間線量率は NaI サーベイメータを用い、積雪深と積雪密度は積雪のサンプリング結果から求めた。

3. 結果

積雪前後の空間線量率（D1:積雪前、D2:積雪後）の比と積雪深との関係を図 1 に示す。積雪深 0～40cm までは積雪深の増加に伴い空間線量率比が減少しているが、それ以降では 0.6 付近で一定となった。本結果を基に、積雪時における航空機モニタリングの補正方法の検討を進める。

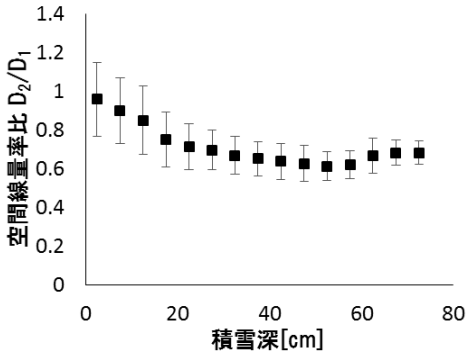


図 1　積雪深と空間線量率比の関係

参考文献

[1] 眞田幸尚ほか、平成 26 年度福島第一原子力発電所周辺における航空機モニタリング、JAEA-Research 2016-006

*Azusa Ishizaki[1], Airi Mori[1], Yukihisa Sanada[1], Mitsuo Imura[1], Miyuki Sasaki[1], Mutsushi Ishida[1] and Masahiro Munakata[1]

[1]JAEA.

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

[2J15-19] Environmental Remediation 1

Chair: Yoko Fujikawa (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J15] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*KAZUKI IIJIMA[1], Terumi Dohi[1], Tadafumi Niizato[1], Kenso Fujiwara[1], Yoshikazu Koma[1], Shinichi Suzuki[1], Yoshihiro Oda[1], Yoshihito Ohmura[2], Takayuki Sasaki[3], Kenji Nanba[4] (1.JAEA, 2.National Institute of Nature and Science, 3.Kyoto University, 4.Fukushima University)

4:05 PM - 4:20 PM

[2J16] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1], Kazuki Iijima[2] (1.Kyoto Univ., 2.JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2J17] Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

*Youko Takahatake[1], Yoshikazu Koma[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM

[2J18] Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*Toshihiko Ohnuki[1], Tetsuya Ito[2], Takasuke Kakuta[2] (1.TITECH, 2.Mushugen Kogyo)

4:50 PM - 5:05 PM

[2J19] Result of Demonstration Test on Decontamination and Volume reduction Technology

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1] (1.NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定 （1）研究概要と予備調査結果

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(1) Overview and preliminary research

*飯島 和毅[1]，土肥 輝美[1]，新里 忠史[1]，藤原 健壮[1]，駒 義和[1]，鈴木 伸一[1]，飯島 和毅[1]，
小田 好博[1]，大村 嘉人[2]，佐々木 隆之[3]，難波 謙二[4]
[1]原子力機構，[2]国立科学博物館 ，[3]京大院・工，[4]福島大

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める際に環境中から発生する多種多様な廃棄物（土壌、樹木等）中のインベントリ評価のため、サイト外に沈着した核種の組成・濃度、飛散物の化学形態等の距離・方位および時間依存性に基づくサイト内各地点の核種インベントリ推定手法確立に向けた研究を進めている。
キーワード：福島第一原子力発電所事故，核種インベントリ，オフサイト核種沈着特性，方位依存性，距離依存性，推定モデル

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める際に、発電所サイト内で発生する多種多様な固体廃棄物（土壌、樹木等）中の放射性核種のインベントリ評価に向け、様々な核種について、最も定量しやすい ^{137}Cs との濃度比（輸送比）を廃棄物毎に評価する試みが進められている。しかし、これまでの調査結果から、サイト内の場所によって、同じ固体廃棄物でも輸送比が 1 桁以上異なること、Sr は時間とともに輸送比が減少している可能性があることが示唆されており、インベントリ評価に当たってはこの輸送比のばらつきの原因を解明し、定量性を向上させた評価手法を確立する必要がある。一方、サイト外では、モニタリング結果から事故で放出された放射性プルームの軌跡が確認でき、線量率も比較的低く、試料採取・分析も容易である。そこで、サイト外における核種の濃度、表土中・樹木中の分布状況、飛散物の化学形態等について、距離・方位および時間依存性を系統的に評価し、依存性に基づきサイト内各地点における核種インベントリを評価する手法の確立を目指している。本報では、研究概要と予備調査結果について報告する。

2. 研究概要

本研究では、以下の 3 つの項目を実施する。

(1) 地衣類・表土中放射性核種の濃度・化学形態分布の距離依存性評価：サイト外に生育する地衣類中の核種濃度を評価するとともに、地衣類表面に存在する核種含有粒子について、元素組成、元素結合状態等を明らかにし、化学形態を推定、同様な粒子のプルーム軌跡上の分布の距離依存性を評価する。

(2) 表土深部・樹木内部における放射性核種の濃度分布状況把握と移行挙動評価：Sr やアクチニド核種等の核種の測定手法を確立しつつ、表土中深さ方向や樹木中各部位の核種濃度分布を測定する。また、濃度分布の時間変化を評価し、室内実験等で得られた核種の溶解度や収着分配係数等の特性値を用いた移行モデル解析により、移行現象を理解、各時点における核種濃度分布の推定をサポートする。

(3) サイト外における放射性核種動態特性のサイト内領域への外挿手法の検討と評価：各プルームの核種の濃度や化学形態の距離依存性に基づき、サイト内およびサイト外における初期の汚染分布を推定するとともに、表土や植物に係る核種の移行を考慮して、核種濃度分布の時間変化を評価する手法を検討する。

3. 予備調査等の結果

大熊町および双葉町内において、γ線検出器を車載して走行サーベイを実施した。得られた空間線量率分布から放射性プルームの中心が通った軌跡は、概ね北から反時計回りに北北西、西－北、西－南、南西、南－西、南－東の 6 本に大別できることを明らかにした。それらの軌跡上で調査候補地点を選定するとともに、西および南プルームの数地点において、地衣類および表土を採取、核種濃度等を測定した。その結果、発電所のごく近傍で採取された土壌試料中で ^{134}Cs、^{137}Cs、^{90}Sr、^{238}Pu、$^{239+240}$Pu、^{241}Am および ^{244}Cm 濃度を測定でき、本法による核種インベントリ評価に見通しを得ることができた。

---

* Kazuki Iijima [1],Terumi Dohi [1], Tadafumi Niizato [1], Kenso Fujiwara [1], Yoshikazu Koma [1], Shinichi Suzuki [1], Yoshihiro Oda [1], Yoshito Ohmura [2], Takayuki Sasaki [3] and Kenji Nanba [4]

[1]JAEA, [2]National Museum of Nature and Science, [3]Kyoto University, [4]Fukushima University

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定 （２）土壌の分析と室内吸着試験

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution
(2) Soil analysis and sorption experiments

*佐々木 隆之[1]，藤原 健壮[2]，土肥 輝美[2]，小林 大志[1]，飯島 和毅[2]
[1]京大院･工，[2]原子力機構

プルーム軌跡上のオフサイト土壌2地点（1Fから南および西側）において採取した土壌の放射能分析を行うとともに、核種移行モデルパラメータとして、Sr(II)、Eu(III)、Zr(IV)の収着分配係数 K_d をバッチ吸着試験法により評価した。

キーワード：土壌分析，福島第一原子力発電所事故，収着分配係数

1. 緒言　福島事故廃棄物の適切な処理処分に向けて様々な核種のインベントリ評価が進められている。汚染した環境土壌中の評価上重要だが測定困難な核種（例えば ^{90}Sr やアクチノイド）の濃度分布を把握することで、廃棄物に含まれる核種の性状（種類、濃度、状態）のより正確な評価や予測に資することができる。本研究では、核種濃度が比較的高いプルーム軌跡上の表土に着目し、放射性核種濃度の距離・方向・時間・土壌深度依存性等の分布を実分析により評価するとともに、採取土壌を用いた核種吸着試験を行い、核種移行モデルに必要な収着分配係数を求めた。

2. 実験　南および西プルームの軌跡上で比較的線量率が高い地点において、表土試料（南④（1F敷地外周回道路から5 m）および西①（新事務棟の西方約200 m））を採取した。南④は落葉広葉樹－常緑針葉樹の混交林、西①は落葉広葉樹が多い平坦地であり、褐色森林土と褐色森林土に移行しつつあるマサ土である。乾燥等の前処理した後、γ線（^{134,137}Cs）、β線（^{90}Sr）、α線（$^{238,239+240}$Pu, ^{241}Am, ^{244}Cm）放出核種の濃度を測定した。バッチ吸着試験では乾燥および乳鉢等による粒度調整は行わず、2 mmメッシュのふるいで分画し1.0 gを用いた。水相は採取地点付近の湧水と土壌を混ぜて予め土壌平衡水を調製し、その上澄み50 mlにキャリアフリーの ^{85}Sr および ^{152}Eu、および微量の天然Zrを添加した。比較のため0.01 M NaCl（参照水）についても検討した。溶液を所定時間穏やかに振とう後、0.45 μm孔径PTFEメンブランフィルタでろ過した水相中のSrおよびEu（Ge半導体検出器）、Zr（ICP-MS）濃度を求めることで K_d（m^3/kg）を得た。

3. 結果と考察　土壌中のγ線核種濃度は南④で約10^4 kBq/kg、西①で10^2 kBq/kg程度であった。^{137}Csの総沈着量で深さ1 cmごとの沈着量を規格化すると、Csの深さ方向への移行挙動に採取地点間で大きな違いがないことが分かった。なお他のγ線核種を定量する場合はバックグラウンドを低減するため予めCsを除去すべきである。β，α線核種も検出され、南④の核種濃度が西①のそれよりも高い傾向にあることが分かった。吸着試験結果として図1にSr, Euの振とう3日後の K_d 値を示す。全体的にSrよりEuの K_d が高く、イオン価数に起因する静電的相互作用の差異と考えられる。また南④の方が西①より K_d が高いことが分かった。参照水ではEuの K_d 値が微増した一方、Srは土壌の種類に寄らず一桁低下した。

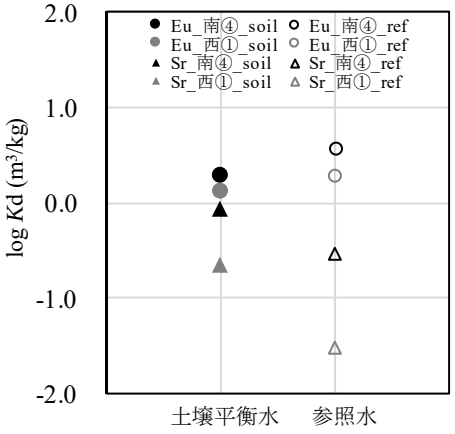


図1　短期振とう後(3日)のSrおよびEuの収着分配係数.

*Takayuki Sasaki[1], Kenso Fujiwara[2], Terumi Dohi[2], Taishi Kobayashi[1] and Kazuki Iijima[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA.

オフサイトの核種分布特性に基づくサイト内環境中の核種インベントリの推定
（3）サイト及び周辺における土壌への核種移行挙動

Estimation of on-site radionuclides inventories of Fukushima Daiichi NPS based on their off-site distribution

(3) Radionuclides behavior to the soil in and around the NPS site

*高畠 容子[1]，駒 義和[1]，飯島 和毅[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所で発生する事故廃棄物の核種インベントリを求めるためのモデルを構築するために、サイト内とその周辺の土壌の汚染分布を比較した。サイト周辺の表土の放射性核種分布はサイト内と同様の方位依存性があったことから、サイト内とその周辺の土壌における汚染分布の連続性を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，インベントリ評価，土壌，放射性核種分布

1. 緒言

福島第一原子力発電所では事故により瓦礫や土壌、伐採木、滞留水や汚染水の処理による二次廃棄物、建屋解体廃棄物のような放射性廃棄物が多量に発生し、これらの処理･処分のためには各廃棄物の核種インベントリを明らかにすることが重要である。そこで、サイト外の汚染分布をもとに作成したモデルにより、サイト内の汚染分布を求めることを検討している。本報では、サイト内外の汚染分布の関係を調べるために、サイト内とその周辺で得られた土壌試料の分析結果を比較した。

2. 方法

前報に示したサイト周辺の 2 点（南側④と西側①）[1]と南側④より西側の南側②で採取した表土試料の分析結果を検討に供した。サイト内外で採取された土壌の放射能濃度を比較するために、ソースタームから汚染物への個々の核種の移行率を表す輸送比を計算した[2]。基準核種には試料によらず定量できた ^{137}Cs を選定した。^{137}Cs のほかにサイト周辺の表土にて濃度が得られた ^{134}Cs、^{90}Sr、^{238}Pu、$^{239+240}$Pu、^{241}Am、^{244}Cm について、各地点における輸送比を求め、サイト内土壌の輸送比と比較した。

3. 結論

図にサイト周辺の 3 地点で採取された表土の輸送比と Pu の放射能比を示す。2011 年 5 月から 11 月にサイト内にて得られた ^{90}Sr の輸送比の平均値は、1 及び 2 号機のスタックから西北西約 500m の地点にて 9.5×10^{-4}、南南西約 500m の地点で 4.0×10^{-4} [2]と、それぞれ西側①、南側②と同程度の値であり、$^{238,239+240}$Pu の輸送比の平均値もサイト内とその周辺で同程度の値であった。サイト内とその周辺で汚染分布に関係がみられることから、サイト外土壌の汚染状況は、サイト内の汚染分布を推測するうえで有用な情報と思われる。サイト周辺の南側の 1 地点では Pu-238/-239+240 放射能比が高く、事故による核種沈着の影響が大きいと考えられる。

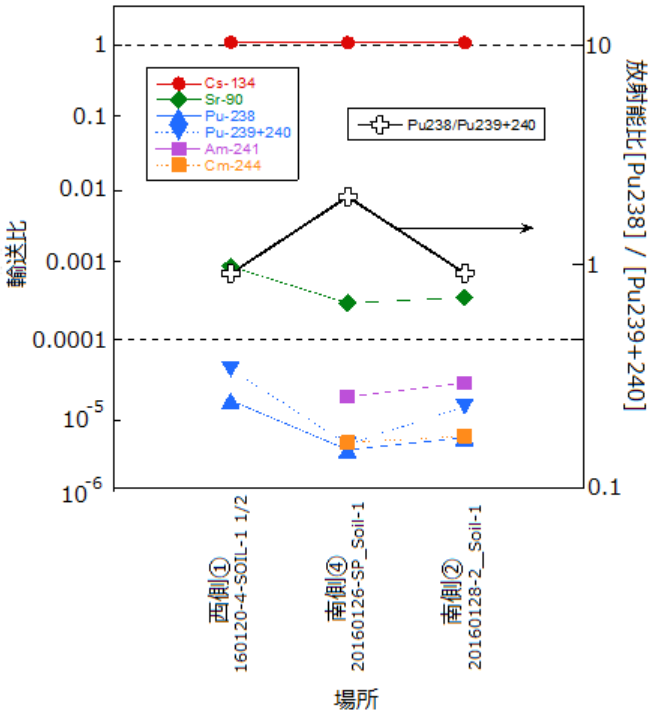


図　サイト周辺で採取した表土の ^{137}Cs を基準とした輸送比と Pu の放射能比

参考文献

[1] 佐々木 隆之ら，本会 予稿.

[2] 駒 義和, “福島第一原子力発電所内の土壌への放射性核種の移行”, JAEA-Data/Code 2014-015 (2014).

* Youko Takahatake [1], Yoshikazu Koma [1] and Kazuki Iijima [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

油分解微生物を用いた廃液中油分の分解除去法の開発

Biological degradtion of oil in the contaminated waste water

*大貫敏彦[1]，伊藤徹哉[2]，、角田貴介[2]

[1]東工大・先導原研，[2]無臭元工業

油分を分解する能力を有する微生物を用いて、廃水中油分処理法を開発している。本発表では、原位置において油分分解微生物による油分を含む廃水の処理を行うために、分解菌を担体に固定化して投入する方法を検討した。その結果、固定化する方法は有効であることが分かった。

キーワード： 環境修復、油分解、微生物処理、固定法

1. 緒言：自然界において油分を分解する能力を有する微生物は多数確認されており、これらの微生物を用いた油分の分解処理の研究は数多くなされている。それらの結果に基づき、油分解微生物を製剤化したものも市販されている。しかしながら、廃水中油分の微生物による処理は、効率や必要とされるエネルギー及びコスト、現有廃水処理施設との適合性等の多くの問題を抱えており、現実的な処理方法としては多くの課題を残している。本報告では、油分発生の場所を環境中と仮定して、原位置において処理を行う方法を検討した。具体的には、担体に油分解菌を固定化させて油分含有試料に投入する方法を用いて、油分の分解について検討した。

2. 実験：油分解微生物を担体に固定化する試験では、200mL のｱﾙｷﾞﾝ酸ﾅﾄﾘｳﾑ 1.5%溶液に、油分解微生物約 30 g（培養後、遠心　分離し回収したもの）を添加し懸濁させた溶液を、シリンジチューブにより 10%塩化カルシウム溶液に滴下し、カルシウム架橋させることで担体中に固定した。

油分含有排水試料としては、n－ヘキサン抽出法により測定した油分が 350-4700ppm であった。まず、原位置における活性汚泥中に生息する微生物の油分分解能を評価した。試験は、活性汚泥を含む試料溶液を、1.5L/min で 48 時間通気する、曝気条件で行った。試験終了後に n－ヘキサン抽出法により油分量を測定した。曝気試験中の pH をモニターした。微生物の添加法を検討するため、微生物の直接添加及び担体に固定した微生物の添加の 2 つの方法について検討した。微生物の直接添加では、油分分解菌を対象区溶液に 0.5g/L となるように加えた。担体中への固定化した菌を添加する試験では、油分と活性汚泥を含む水試料に 100g/L となるように微生物を固定した担体を添加した。対象区としては、活性汚泥を含み微生物を固定した担体を含まない試料とした。油分分解試験は 1.5L/min で 48 時間通気する曝気条件で行った。

3. 結果及び考察

活性汚泥中を添加した試料中の油分濃度は、添加前の 1 約 6%に減少した。この結果は、活性汚泥中に生息する微生物の中には、油分を分解する能力を有する菌が存在することを示している。試料溶液中の pH は添加前に約 4 であり、活性汚泥を添加することにより上昇し、48 時間後には約 9 となった。*Pseudomonas fluorescens* による有機酸の分解試験試験においても水溶液の pH が上昇したことから、油分分解は微生物の活性によるものと推察された。

微生物を直接添加した場合には、試験終了後の油分濃度は活性汚泥を含む試料とほぼ同じであった。一方、対象区における微生物を固定した単体を添加した場合、試料中の油分濃度は約 2%まで減少した。この結果から、担体に固定した微生物を加えた方が、対直接菌を投入する場合よりも、油分分解が促進されることが分かった。したがって、微生物を固定化して添加することは原位置における油分分解処理において有効な方法である。

現在、幾つかの種類の油分の分解について担体固定添加法の有効性を調べている。それらの結果と併せて、微生物による油分分解法について発表する。

---

* Toshihiko Ohnuki [1], Tetsuya Ito[2] and Takasuke Kakuta[2]

[1] TITECH・LANE, [2]Mushugen Kogyo

「環境省　平成 27 年度除染・減容等技術実証事業」の評価結果

Result of Demonstration Tests on Decontamination and Volume reduction Technology

*村上　督[1]　林　雄平[1]　梶原　晃[1]
MURAKAMI TADASHI　HAYASHI YUUHEI　KAJIWARA HIKARU
[1]公益財団法人原子力安全技術センター

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受け、環境省が除染・減容等技術実証事業の公募を行い、平成 27 年度の事業では原子力安全技術センターが採択技術の選定・評価等業務を受託し、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の協力を得て事業者に技術的助言を実施すると共に実証事業を総合的に取りまとめた。

キーワード：除染、減容、再生利用、実証、除去土壌、汚染廃棄物、運搬、保管、中間貯蔵

１．緒言　環境省では、今後の除染や汚染廃棄物の処理及び中間貯蔵開始後 30 年以内の最終処分を見据えた除去土壌等の減容・再生利用等に活用し得る技術を公募した。その結果、下表に示す 9 件の技術が実証事業として採択され、原子力安全技術センターはこれらの事業に対して、試験計画時・試験実施時・成果の取りまとめ時に助言等を行い、得られた成果の概要をまとめた[1)]。

２．各技術の実証結果

(1)除去土壌等の減容・再利用等技術

①水熱抽出方法による焼却灰からのセシウム除去性能として 85～95%の抽出率が得られた。②環境適合性洗剤を用いて汚染土壌細粒分の除染率として 22%が得られた。③農地除去土壌から草木類を選別除去するための土質改良材試験の結果、生石灰の 1/5 の添加率で改質効果が得られた。④準連続式亜臨界水熱爆砕処理による細粒土の除染処理が可能であることを確認した。

(2) 除去土壌等の運搬や中間貯蔵等関連技術

⑤バックホウ型放射線計測装置を用いて土のう袋計測を３名で運用可能であった。⑥可搬型の放射能濃度測定で Ge 検出器測定と同等の結果を得た。また粉塵等発生抑制技術として流出土砂量を砂質土で 1/4 に低減できた。

(3)放射性物質に汚染された廃棄物の処理技術

⑧クロスフローシュレッダによる汚染ラジエータの除染率は 93～97%であった。⑨放射性セシウムで汚染した金属廃棄物を 1600℃で溶融除染した結果、検出下限未満（0.2Bq/kg 以下）まで除染できた。

平成 27 年度除染・減容等技術実証事業の採択技術

番号	事業分野	対象	実証テーマ名
①	除去土壌等の減容・再生利用等技術	焼却灰	水熱抽出方法による焼却灰に含まれる放射性セシウムの除去と放射性物質の減容化、及び安定化実証
②		土壌	環境適合性洗浄剤を用いての汚染土壌細粒分の除染・減容化技術の開発と浄化土壌の再利用
③		土壌	高含水・高粘性の農地除去土壌に含まれる草木類の選別除去を可能にする土質改良とふるい分けによる減容化と農地再生利用促進システムの実証・検証
④		土壌	準連続式亜臨界水熱爆砕処理による細粒土の除染減容化
⑤	除去土壌等の運搬や中間貯蔵関連技術	測定	バックホウ型放射線計測装置を用いての土のう袋計測の安全性(被ばく低減・作業安全)、省力化の比較検証
⑥		測定・貯蔵	除去土壌等の輸送時における可搬型放射能濃度測定技術及び埋立時における粉塵等発生抑制技術
⑦	除染関連技術等	測定	ミニサーベイヤを活用した上空からのガンマ線可視化装置による空間線量の迅速測定技術の実証
⑧	放射性物質汚染廃棄物の処理技術	金属	クロスフローシュレッダによる放射性物質除去の処理技術補助事業
⑨		金属	放射性セシウムで汚染した金属廃棄物の溶融除染による除染・減容・資材化技術

３．まとめ

除染・減容等に関する 8 件の技術を実証し、いずれも実用化の可能性がある有用な技術であることを確認した。

（注）⑦については、当該ミニサーベイヤの現地試験場となるはずであった一般家屋の解体やミニサーベイヤの墜落等の不具合による事業の遅れにより、業務の遂行が困難となったため、試験は中止となった。

参考文献：

1)　公益財団法人原子力安全技術センター,「平成 27 年度除染・減容等技術選定・評価等業務　報告書」, 平成 28 年 3 月　(http://www.nustec.or.jp/etc/josen.html)

*TADASHI MURAKAMI[1], YUUHEI HAYASHI[1], HIKARU KAJIWARA[1]
[1]NUCLEAR SAFETY TECHNOLOGY CENTER

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

[2J20-23] FDNPP Accident: Environmental Radioactivity

Chair: Toshihiko Ohnuki (Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[2J20] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita[1], Shinichi Suzuki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The university of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM

[2J21] Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2], Tsuyoshi Yaita[1,2] (1.JAEA MRSC, 2.JAEA FESC)

5:40 PM - 5:55 PM

[2J22] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Terumi DOHI[1], Kenso FUJIWARA[1], Naoyuki KIKUCHI[1], Hiroki HAGIWARA[1], Kazuki IIJIMA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM

[2J23] Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1], Kazuki Iijima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

福島における汚染土壌の除染と再利用を目指したセシウムフリー鉱化法
（1）非放射性 Cs を飽和吸着した福島風化黒雲母のセシウムフリー鉱化反応

Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima
(1) Cesium free mineralization of Fukushima weathered biotite saturated and sorbed with nonradioactive Cs

*下山　巖[1]，本田充紀[1]，小暮敏博[2]，平尾法恵[1]，馬場祐治[1]，岡本芳浩[1]，矢板毅[1]，鈴木伸一[1]
[1]原子力機構，[2]東大院理

放射性 Cs 汚染土壌の除染方法として、土壌中の粘土鉱物をアルカリ塩等の試薬と反応させ、Cs を構造中に取り込まない別の物質に変換することで Cs を除去し、生成物を産業利用することで廃棄物を減らす Cs フリー鉱化法の概念を提案する。

キーワード：土壌除染，セシウム，Cs フリー鉱化法

1. 緒言

福島における放射性 Cs 汚染土壌の管理は大きな問題であるが、特に土壌中の粘土鉱物に Cs が固定されていることから Cs 脱離を促進する手法として、汚染土壌にアルカリ塩化物を添加し 1000℃以上に加熱する方法が提案されている。これらの手法による Cs 除去率は概ね 100%近い高い数値を示しているが、アルカリ塩化物添加時の Cs 脱離メカニズムについては不明な点が多く、また高温処理によるコスト高等も課題となっている。そこで我々は顕著な Cs 吸着挙動を示す風化黒雲母に対し 700℃以下でアルカリ塩を作用させた場合の構造及び組成変化と Cs 脱離挙動を調べ、それに基づいた Cs フリー鉱化法の概念について提案する。

2. 実験

福島産の風化黒雲母（WB）粉末に非放射性 ^{133}Cs を飽和収着させ、低圧環境下で加熱処理を行った。アルカリ塩化物として $CaCl_2$, KCl, NaCl などを添加し、加熱処理後の余剰塩を除去後 XRF と XRD で組成と構造変化を調べた。また、昇温脱離法（TDS）により Cs 脱離挙動における添加塩依存性を調べた。

3. 結果と考察

$CaCl_2$ 添加時の 700℃の低圧加熱処理により 100%の Cs 除去率が得られ、その際に粘土鉱物が完全に消滅し輝石やワダライトなどに相変化したことがわかった。一方、KCl 添加時は約 55%の Cs 除去率となり WB の層状構造はほぼ保たれた。これらの結果は KCl と $CaCl_2$ では Cs 脱離過程における役割が異なり、前者が粘土鉱物のイオン交換による Cs 除去、後者が相変化を伴う Cs 除去と、それぞれ異なるメカニズムに起因している事を明らかにした。NaCl-$CaCl_2$ 混合塩添加時には Na/Si 組成比が 400～500℃の温度域一旦増加し 600℃以上では減少したのに対し、Ca/Si 組成比は温度と共に単調に増加したことから前者の反応は 600℃以下の低温域で支配的であり、後者の反応は 600℃以上の高温域で支配的になることを示唆している。相変化により得られた輝石やワダライトはサイズの大きい一価イオンを取り込むことができない結晶構造を持ち、その形成と共にほぼ 100%の Cs 除去率が得られたことから後者の反応である Cs フリー鉱化反応が土壌除染に有効であることを示している。TDS により観測した Cs 脱離挙動はアルカリ塩に依存した挙動を示し、その結果と上記の 2 種類の反応メカニズムとの関係についても考察する。

---

*Iwao Shimoyama[1], Mitsunori Honda[1], Toshihiro Kogure[2], Norie Hirao[1], Yuji Baba[1], Yoshihiro Okamoto[1], Tsuyoshi Yaita1, Shinichi Suzuki1
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo

福島における汚染土壌の除染と再利用を目指したセシウムフリー鉱化法（2）その場観察 EXAFS 分析を用いた混合塩($NaCl$-$CaCl_2$)添加および加熱 処理による Cs 収着風化黒雲母からの Cs 除去過程の解明

Proposition of Cs free mineralization for decontamination and reuse of contaminated soil in Fukushima.

*本田 充紀[1]，岡本 芳浩[1]，下山 巖[1,2]，塩飽 秀啓[1]，鈴木 伸一[1,2]，矢板 毅[1,2]
[1]原子力機構・物質科学研究センター，[2]原子力機構・福島環境安全センター

本研究では、Cs 収着能力が高い風化黒雲母(WB)から混合塩($NaCl$+$CaCl_2$)を用いて Cs 除去する際の脱離機構について調べるために、広域 X 線吸収微細構造（EXAFS）分析を行い、低温領域（400-500℃）と高温領域（600-700℃）において異なる 2 タイプの Cs 脱離過程が存在することを明らかにした。

キーワード：Cs 除去，風化黒雲母，その場観察 EXAFS 分析

1. 緒言

福島の汚染土壌減容化には土壌中の粘土鉱物に固定された放射性 Cs の除去が必要不可欠である。これに対しアルカリ塩を添加して加熱処理を行う手法が提案されており高い Cs 除去率により注目を集めているが、加熱処理中の Cs 脱離過程の詳細は不明である。そこで我々は Cs 収着能力が高い WB[1]から混合塩($NaCl$-$CaCl_2$)を用いて Cs を除去する際の脱離機構についてその場観察(*in situ* EXAFS)を行い加熱中の Cs 局所構造変化を調べた[2]。

2. 実験

非放射性 Cs を WB に飽和収着しモル比 1:1 の $NaCl$-$CaCl_2$ 混合塩を重量比 1:1 で WB 粉末に添加した。この試料に対して 200-700℃の温度範囲で 100℃ごと *in situ* EXAFS を行い混合塩の有無によるスペクトルの違いを比較検討した。また加熱処理後に混合塩を除去した試料に対して通常の(*ex situ*) XAFS 測定と蛍光 X 線分析(XRF)を行い Cs 除去率の温度依存性を調べた。XAFS 実験は SPring-8 BL-11XU において実施した。

3. 結果と考察

In situ XAFS 測定後に EXAFS 関数から得た実空間の道径構造関数を比較した。まず混合塩無添加の場合、200-700℃の加熱において Cs はほぼ同じ局所構造を示し、Cs は WB 中に保持されている事が分かった。一方混合塩を添加した場合、加熱するにつれて構造が徐々に変化し、加熱後室温に戻した時は完全に異なる構造を観測した[右図]。加熱後に混合塩を除去した試料の *ex situ* XAFS 測定結果では、吸収強度が加熱温度と共に減少した。XRF 測定により Cs 除去率を算出したところ、吸収強度減少率の温度依存性は Cs 除去率と同様の傾向を持つことが確認された。Cs 除去率と EXAFS 解析の結果から、混合塩を添加して 700℃加熱するとほぼ全ての Cs は Cs-Cl に近い結合距離を示し 700℃から室温に戻した際にほぼ全ての Cs が WB から除去されたことが分かった。400-500℃加熱では Cs はシリカの四面体構造に囲まれ Cs-O 結合を保持していたにもかかわらず室温への冷却過程において約 5 割の Cs が除去されたことがわかった。以上から我々は低温領域（400-500℃）と高温領域（600-700℃）において異なる 2 タイプの Cs 脱離過程が存在すると結論した。

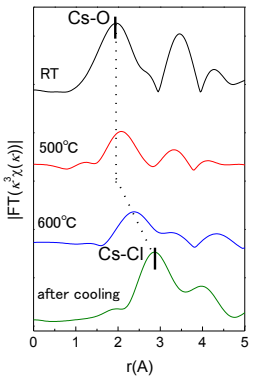


図 EXAFS 関数から得た実空間の動径構造関数 (混合塩添加有の室温、500℃、600℃、冷却後)

参考文献

[1] H. Mukai, *et al.*, Sci. Rep. (2016) 2–4. [2] M. Honda, *et al.*,(under submitted)

*Mitsunori Honda[1], Yoshihiro Okamoto[1], Iwao Shimoyama[1,2], Hideaki Shiwaku[1], Shinichi Suzuki[1,2] and Tsuyoshi Yaita[1,2]
[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]JAEA Fukushima Environmental Safety Center

福島第一原子力発電所周辺の山域における線量率分布
（1）現地調査

Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(1) Field investigation

*土肥 輝美[1]，藤原 健壮[1]，菊池 直之[1]，萩原 大樹[1]，飯島 和毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構

山地森林における詳細な放射性セシウムの沈着状況を把握するため、福島第一原子力発電所周辺の山域において線量率分布の調査を行った。本発表では、登山道を中心とした線量率分布の調査結果と航空機モニタリング結果との比較をもとに、分布の特徴や標高との関係について発表する。

キーワード：線量率分布，ホットスポットファインダー

1. 諸言　福島第一原子力発電所（発電所）の事故に伴い、セシウム（Cs）を含む放射性物質が環境中に放出された。山地森林に沈着したCsの大部分は残留するため、それらの沈着状況とその後の移動予測は、今後の山地森林の再生利用を検討する上で必要となる。しかし、現在のところ、山地森林における放射性物質の分布データは、分解能が数百 m 程度の航空機モニタリング[1]によるものしかなく、山域単位での線量率分布の不均一性は分かっていない。本研究では、山域における放射性物質の詳細な沈着状況を把握することを目的として、発電所周辺を含む山域の登山道を中心に線量率の分布を調査した。

2. 調査方法　発電所周辺から 4～5 方向に線量率の高い帯状の分布、それぞれ異なる時間帯に放出された放射性物質の沈着跡（プルーム軌跡）、が見られる[2]ことから、各軌跡の延長線上にある数座ずつ、計 11 座（発電所から50km圏内）を調査地として選定した。調査時は、GPSと連動する放射線量率測定器「ホットスポットファインダー(HSF)」（検出器：CsI(Tl)シンチレータ）を装着し、1m高および20cm高の線量率を測定した。調査は、平成 27 年 9 月から平成 28 年 3 月にかけて実施した。得られた線量率値は、航空機モニタリング結果（広域マップ）との比較を考慮し、直近の同モニタリング実施日（平成 27 年 11 月 4 日）を基準日として補正した。

3. 結果・考察　1m 高と 20cm 高における線量率の平均値を比較したところ、全ての調査山域で 20cm 高の線量率が 1m 高の線量率より高い結果となった。また、1m 高と 20cm 高の線量率分布傾向は概ね対応していたことから、1m 高以下の線量率においては、樹木からの寄与が低く、土壌からの寄与が高いと考えられる。

登山道中の針葉樹林帯では、その前後と比較して相対的に線量率が高くなる傾向にあった。また、山域によっては、山頂付近の線量率がその周囲と比較して相対的に高いところや、発電所方向に面する登山道で線量率が相対的に高いところがあった。今後、山域の斜面と発電所との位置関係や標高の影響についても考察する。

4. 参考資料

[1] 放射線量等分布マップ拡大サイト/電子国土　http://ramap.jmc.or.jp/map/map.html
[2] Katata et al., 2015. Atmospheric Chemistry and Physics, 15, pp. 1029-1070

*Terumi Dohi[1], Kenso Fujiswara[1], Naoyuki Kikuchi[1], Hiroki Hagiwara[1] and Kazuki Iijima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所周辺の山域における線量率分布
（2）山域調査データ解析

Radiation dose distribution of mountainous area around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
(2) Data analysis

*小田 好博[1]，土肥 輝美[1]，金井塚 清一[1]，飯島 和毅[1]
[1]日本原子力研究開発機構

山地森林における詳細な放射性セシウムの沈着状況を把握するため、福島第一原子力発電所周辺の山域について線量率分布の調査を行った。本発表では、地形や斜面の向き等が線量率に与える影響について、GISを用いて線量率測定結果のデータ解析を行った結果について発表する。

キーワード：線量率分布，ホットスポットファインダー，地理情報システム

1. 緒言　福島第一原子力発電所（発電所）の事故に伴い、放射性セシウム(Cs)を含む放射性物質が環境中に放出された。この放射性物質が沈着した森林における Cs の移行は、他の土地被覆に比べて遅いため、山地森林に沈着した Cs の大部分は残留する。福島県内は、その約 7 割が森林であることから[1]、それらの沈着状況とその後の移動予測は、今後の山地森林の再生利用を検討する上で必要となる。そこで本研究では、「(1) 現地調査」で報告するホットスポットファインダーによって測定した詳細な線量率分布をもとに、地形や斜面の方位（発電所からの方向）等が線量率に与える影響を調べるため、地理情報システム（Geographic Information System、以降 GIS）を用いてデータ解析を行った。解析対象とする山地は、発電所から 15km 圏内でそれぞれ異なる放射性プルーム軌跡上に位置する 3 座、十万山（発電所から 10.7km、西北西）・日隠山（同 11.9km、西南西）・大倉山（同 13.0km、南西）とした。

2. 解析　GIS ソフトウェアは、ArcGIS を利用した。上記 3 座について、線量率と、①標高（20m 毎）、②発電所からの方位（16 方位）、③斜面の傾斜角（5 度毎）、④土地利用状況（裸地・落葉樹・常緑樹）、との関係について解析を行った。標高、方位及び傾斜角については、国土地理院の基盤地図情報から 10m メッシュ数値標高データ[2]を、土地利用については、宇宙航空研究開発機構(JAXA)地球観測研究センター(EORC)が提供しているデータ[3]を利用した。

3. 結果・考察　解析の結果、大倉山は他の 2 座に比べ、方位及び標高に対する空間線量率の変化が小さかった。一方、日隠山は他の 2 座に比べ、空間線量率が標高と方位によって大きく変化した。十万山は、方位による空間線量率の変化は大倉山に近いが、標高の一部に空間線量率の変化が見られる。斜面の傾斜角や土地被覆については、明確な傾向はみられなかった。今後、他の調査地点についても同様の解析を行って事例を増やすことにより、湿性沈着と乾性沈着のうちいずれが支配的沈着様式であったか検討を行う。

参考文献

[1] 林野庁「森林・木材と放射性物質　福島の森林・林業再生に向けて」
https://www.ffpri.affrc.go.jp/rad/documents/rad-hukushima.pdf
[2] 国土地理院基盤地図情報 http://www.gsi.go.jp/kiban/
[3] AVNIR-2 高解像度土地利用土地被覆図 2016 年 2 月リリース版（バージョン 16.02）
http://www.eorc.jaxa.jp/ALOS/lulc/lulc_jindex.htm

*Yoshihiro Oda[1], Terumi Dohi[1], Seiichi Kanaizuka[1] and Kazuki Iijima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2K01-06] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Michio Murase (INSS)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 11:10 AM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K01] Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*FUMINORI CHONAN[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kanako[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shunya Fujita[1], Tomohisa Yuasa[1], Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2] (1.University of Tsukuba, 2.Japan Atomic Energy Agancy)

9:30 AM - 9:45 AM

[2K02] Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2] (1.The university of electro-communications, 2.Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[2K03] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

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

10:00 AM - 10:15 AM

[2K04] Evaluation of jet shape and fluid force generated from ruptured high temperature and high pressure water pipe

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura [2], Qiang Xu[2] (1.Hitachi, 2.Hitachi-GE)

10:15 AM - 10:30 AM

[2K05] Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1] (1.University of tsukuba)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K06] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba, 2.AESJ)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

マイクロ波加熱によるマイクロ波挙動と加熱特性

Characteristics of Heating and Microwave under Microwave Heating

*長南 史記[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，金川 哲也[1]，藤田 峻也[1]，湯淺 朋久[1]，
瀬川 智臣[2]，山田 美一[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波による高誘電率溶液の加熱において，被加熱物下の誘電体サポートの高さに着目し，加熱時の溶液の加熱特性を観察した．また電磁場解析ソフトを使用し，加熱オーブン内のマイクロ波挙動を明らかにした．被加熱溶液と同サイズの水寒天を使用し，被加熱物内部断面の温度分布を測定し，シミュレーションによる結果と比較を行った．

キーワード：マイクロ波加熱，過渡沸騰現象，核燃料再処理，マイクロ波挙動，加熱特性，MOX

1. 緒言

核燃料サイクルにおいて，使用済み核燃料を硝酸で溶解し，マイクロ波加熱脱硝法 (MH 法) により，混合酸化物 (MOX) 原料粉末に転換している．処理能力向上のために過渡沸騰現象を防止しつつ，装置や運転条件を最適化する必要がある．本研究では，試料容器下部に設置したサポート高さをパラメータとし，溶液の加熱特性の評価および，被加熱物の熱吸収部位の評価を行った．また加熱オーブン内の電磁場解析によりマイクロ波挙動を明らかにし，実験結果との比較検証を行った．

2. 結果

マイクロ波加熱装置において，出力 700 W, 周波数 2.45 GHz の円偏波のマイクロ波によりパイレックスガラス内の初期液位 100mm の蒸留水を加熱した．[2]この時，円筒導波管直下に設置する誘電体サポートの高さを調整し，光ファイバー温度計を用いてマイクロ波照射中の試料中心部の温度を測定した．また，被加熱物の対流の影響を除いた加熱特性を観察するために水寒天バルクを作成し，サポート高さ毎に加熱，その鉛直切断面の温度分布をサーモグラフィを用いて測定した. 更に電磁場解析ソフトを用いてオーブン内の電磁場解析を行い, オーブン内のマイクロ波挙動と被加熱物の加熱部位に相関が得られることが明らかとなった.

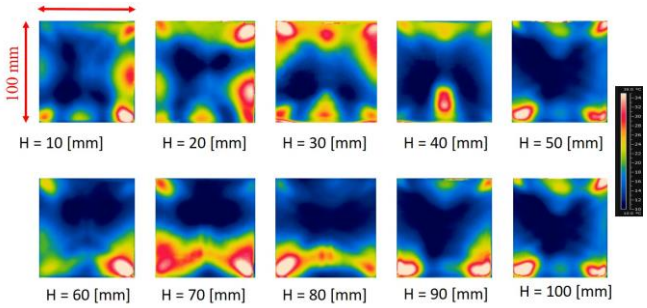


Fig.1 Characteristic of heated agar on each height condition

3. 結論

被加熱物の加熱特性は誘電体サポートの高さの影響を受けていることが判明した．また電磁場解析により，オーブン内においてマイクロ波は定常波様になっており, 被加熱物の加熱に強く影響していることが明らかとなった.

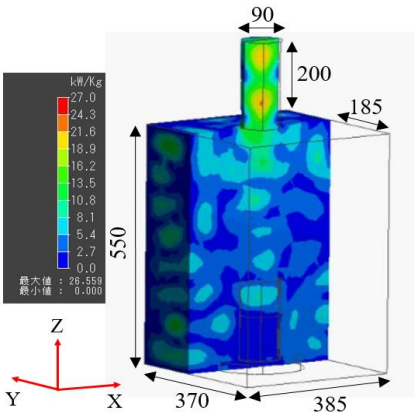


Fig.2 Strength of electric field in the microwave box

参考文献

[1] 加藤良幸，硝酸ウラニル・硝酸プルトニウム混合溶液のマイクロ波脱硝における加熱効率，日本原子力学会和文論文誌，Vol. 13, No. 2, p. 62-73 (2014).

[2] T.Yamaki, Y.Abe, A.Kaneko, T.Segawa, K.Kawaguchi, Y.Yamada, K.Fujii, “The criteria of flushing phenomena under microwave heating”, J. Nuclear Science and Technology

*Fuminori Chonan[1] Yutaka Abe[1] Akiko Kaneko[1] Tetsuya Kanagawa[1] ,Shunya Fujita[1],Tomohisa Yuasa[1] Tomoomi Segawa[2] Yoshikazu Yamada[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

液体噴流の固体面衝突時における液滴生成に関する研究

Droplet generation during liquid jet collision onto solid surface

*大箭直輝[1]，詹翼[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，大野修司[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム(Na)冷却高速炉における Na 漏えい時の燃焼解析手法の高度化に向け，鉛直下方へ噴出させた液体噴流が水平固体面へ衝突する際の，液滴生成メカニズムおよび飛散液滴量相関式について検討した．

キーワード：液体噴流，液滴飛散，相関式，高速増殖炉，ナトリウム燃焼解析

1. 緒言

Na 冷却高速炉の冷却材 Na が漏えい・燃焼する場合の熱影響解析評価を高度化する上では，漏えい Na が構造物等へ衝突し，液滴となって飛散する際における挙動の把握が重要となる．このため，鉛直下方に噴出させた液体噴流の固体面衝突時の現象を観測する実験研究を実施している[1]．本報では，液滴飛散のメカニズム解明と液滴飛散量の相関式の検討を行ったので報告する．

2. 実験

試験流体に水，グリセリン水溶液，界面活性剤であるサーフロンの添加水を使用し，噴流の流動および液滴の飛散状況を高速度カメラ用いて観察した．また，噴流が固体面に衝突した際に生じる液滴飛散量は，紙製のウエスに飛散液滴を吸収させ電子天秤にて重量変化を計測することで算出した．

3. 結果・考察

観察した噴流を 4 種類の代表的な流動状態に分類し，定義した．噴流流量 Q の増加とともに，液滴状の Drop，軸対称に波状流れを形成する Lump，直線状流れの Jet，噴流が断続的に液塊状となって分裂する Disturbance が観察された．固体面への衝突前に噴流が分裂する Drop と Disturbance では，分裂によって生じる液滴・液塊が固体面に衝突するたび，多量の液滴が飛散する．一方，衝突点で噴流が連続的である Lump と Jet では，比較的小規模な飛散に留まる．そのため，液滴・液塊が固体面へ衝突する頻度 f が飛散量に影響していると考えた．f の他に予想される飛散量の変動要因として，衝突直前における液滴・液塊の落下速度 V と，これの直径 D および粘度 μ や表面張力 σ が挙げられる．以上に列挙した物理量に対する無次元数として，Weber 数($We = \rho V^2 D / \sigma$)，Strouhal 数($St = fD / V$)，Ohnesorge 数($Oh = \mu/(\rho\sigma d)^{0.5}$)を用い，飛散率 Sp^*の整理を試みた(図 1)．飛散率 Sp^*は，噴流流量 Q と液滴飛散量の比である．飛散率が小さい場合($Sp^* < 10\%$)，実験値と相関式との差が大きいが，燃焼解析上重要である多量の液滴飛散条件($Sp^* \geqq 10\%$)に限れば，SD 値(標準偏差)が 50%程度に抑えられる．すなわち，衝突直前における液滴・液塊直径 D などの予測式が得られれば，比較的高精度な飛散率評価が可能となる．

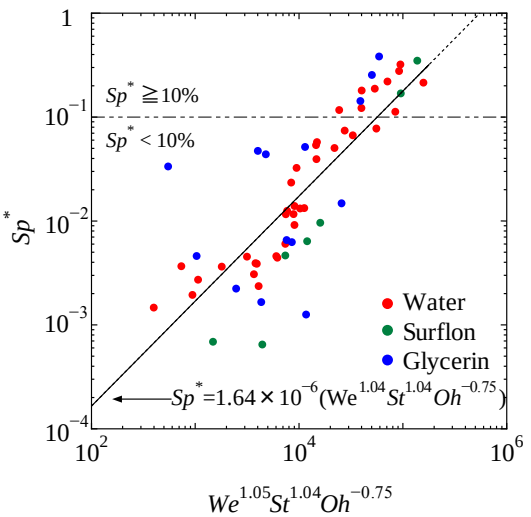


図 1　液滴飛散量の相関式

4. 結論

液体噴流衝突時における液滴生成メカニズムを検討し，飛散液滴量相関式を提案した．

参考文献 [1] 日本原子力学会「2016 年春の大会」予稿集，2D01 (2016).

*Naoki Oya[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Shuji Ohno[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

海水プール沸騰熱伝達に関する研究
（2）伝熱面上における海水塩析出機構の検討

Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

(2) Mechanism of Sea Salt Deposition on Heat Transfer Surface

*上澤 伸一郎[1]，小泉 安郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

海水塩の析出機構を検討するため、海水塩濃度をパラメータとした海水プール沸騰実験を行った。海水塩濃度と過熱度が非定常的に増加し始める熱流束（蒸発量）には負の線形関係があること、バルクの海水塩濃度が高いほど、少ない蒸発量で伝熱面上に海水塩が析出開始することを明らかにした。

キーワード：プール沸騰熱伝達，海水

1. 研究目的と実験方法

1F 事故において、海水が注入された。そのときの現象把握のため、海水沸騰熱伝達の把握が求められる。前報では、伝熱面上の海水塩析出層の成長とともに伝熱面温度が非定常的に上昇を開始し、除熱性能が低下することを報告した[1]。本報では、海水塩濃度をパラメータとした海水プール飽和沸騰実験を行い、海水塩の析出機構について検討した。

2. 実験結果と考察

Fig. 1 に示すように、人工海水 3.5wt%、7wt%、9wt%、10wt%では、特定の熱流束において過熱度が非定常的に上昇した。これは、前報[1]でも述べたように、伝熱面上の海水塩（硫酸カルシウム）析出層が特定の熱流束から厚くなっていったためである。

Fig. 2 は過熱度が非定常的に上昇を開始したときの熱流束と蒸発潜熱から得た蒸発量と、初期の海水塩濃度の相関図である。その関係は負の線形関係であることが確認された。これは、高い塩濃度ほど少ない蒸発量で、伝熱面近傍の濃度が過飽和になり、塩析出が開始することを示唆している。

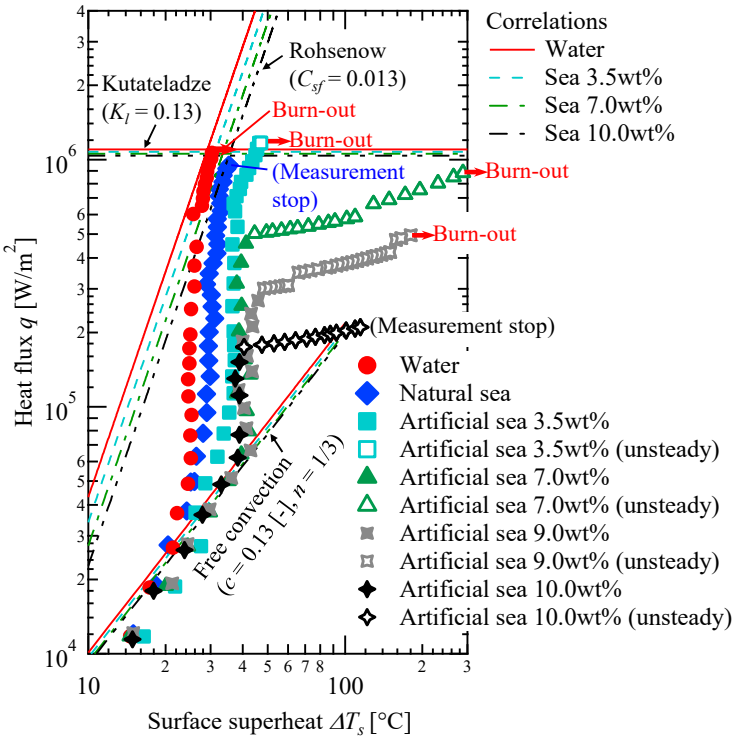


Fig. 1 Boiling curve

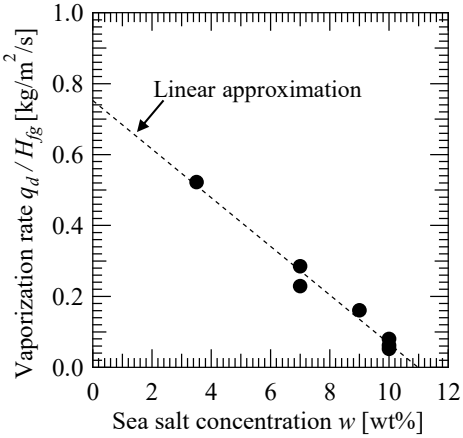


Fig. 2 Relation of vaporization rate and concentration

参考文献

[1] 上澤ら，原子力学会 2016 春の年会予稿集，1C05，2016.

*Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高温高圧水配管破断時のジェット形状及び流体力評価

Evaluation of Jet Shape and Fluid Force Generated from Ruptured High Temperature and Pressure Water Pipe

*高橋 志郎[1]，高村 則之[2]，徐 強[2]

[1]日立 研開，[2]日立 GE

配管破損防護設計を確立するため、高温水フラッシュジェットの形状及び流体力を評価した。高温水フラッシュジェットの影響範囲は蒸気ジェットより大きく、流体力は蒸気ジェットより小さいことを確認した。

キーワード：噴流, 流体力, 給水配管, 配管破損

1. 緒言

原子力プラントでは、配管破損時に生じるジェットが周囲の配管や機器に影響を与えないように設計する必要がある。これを配管破損防護設計と呼ぶ。高温高圧の主蒸気系や給水系の配管が破損すると、破損面からジェットが生じ、雰囲気中に噴き出す。蒸気ジェットの形状（影響範囲）及び流体力を評価することは、配管破損防護設計において重要である。本研究では、高圧高温水配管の破損を対象として、試験により高温水フラッシュジェットの形状及び流体力を検討した。

2. 試験方法

図 1 に試験装置の概略図を示す。高圧タンク（胴径 250A、定格水量 0.05m³）に水を給水し、20kW のヒータで加熱した。所定の圧力に達した後、タンクに接続したノズル（内径 8mm、長さは内径の 25 倍）からジェットを噴出させた。試験条件を把握するため、タンク内の温度、圧力を測定した。本試験では、ジェットの影響範囲を評価するため、粒子イメージ流速計測法（PIV）で流速分布を測定した。また、ジェット下流に、正方形断面の柱状構造物（1 辺が 8mm、長さ約 905mm）を設置し、構造物に作用するジェットの流体力をひずみゲージで測定した。

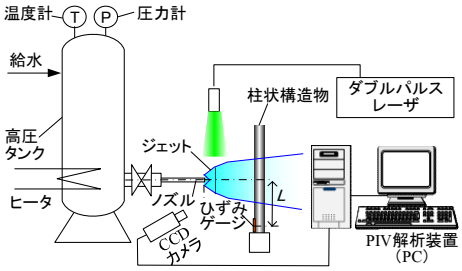


図 1 高温水フラッシュジェット試験装置

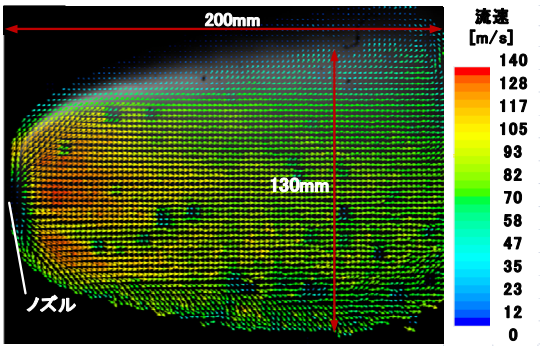


図 2 高温水フラッシュジェットの流速ベクトル

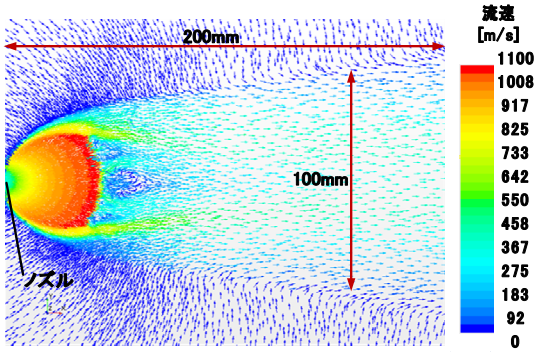


図 3 蒸気ジェットの流速ベクトル

3. 高温水フラッシュジェットの形状及び流体力の検討

図 2 に PIV で得られた高温水フラッシュジェットの流速ベクトルを、図 3 に流動解析で得られた蒸気ジェットの流速ベクトルを示す。タンク内圧力（よどみ圧力条件）は 7MPa である。図 2 と図 3 の流速分布を比較すると、高温水フラッシュジェットは蒸気ジェットより、ジェットの影響範囲が大きい。これは、高温水フラッシュジェットでは、水から蒸気への相変化に伴う、流体の密度変化が大きく、ノズル出口でジェットが大きく膨張するためである。

図 4 に測定した柱状構造物の流体力の時間変化を示す。ノズルから 40mm 離れた位置に柱状構造物を設置した。70s 経過したのちに急激に流体力が増加している。これは、タンク内の水位が低下し、高温水フラッシュジェットが、蒸気ジェットに変化したためである。すなわち、蒸気ジェットの方が、流体力が大きい。これは、蒸気の音速は二相流の場合より大きく、ノズル出口で高い流速でチョークするためである。

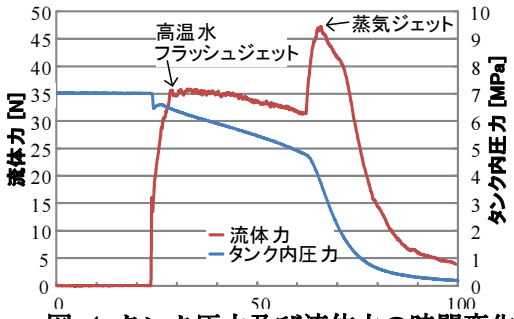


図 4 タンク圧力及び流体力の時間変化

4. 結論

高温水フラッシュジェットの影響範囲は蒸気ジェットより大きく、流体力は蒸気ジェットより小さいことを確認した。

*Shiro Takahashi[1], Noriyuki Takamura[2] and Xu Qiang[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

超音速蒸気インジェクタの作動範囲に及ぼすスケールの影響

Scale effect on the operating criteria of supersonic steam injector

*藤城 雅也[1], 阿部 豊[1], 金子 暁子[1], 金川 哲也[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)の作動メカニズム解明に向けて、スロート径が4, 6.5, 8 mmの3種類のテスト部を用いて実験を行った。流入させる水と蒸気の質量流量をパラメータとして、様々な入口条件でSIの挙動を調査し、装置サイズの影響を考察した。

キーワード: 蒸気インジェクタ, 作動範囲, スケール効果

1. 緒言

蒸気インジェクタは, 水と蒸気の直接凝縮により駆動する噴流ポンプである. 可動部を有しないシンプルな構造で, 駆動に電源が不要でありながら, 高い熱交換能力および吐出能力を有するため, 原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待されている[1]. しかしながら, 現状SIの作動メカニズムは明らかでなく, 原子炉への実機適用には至っていない. そこで本研究では, スロート径4, 6.5, 8 mmの3種類のテスト部を用いて実験を行い, SIのスケールが作動に及ぼす影響を調べた.

2. 実験結果

各テスト部について, 水と蒸気の質量流量をパラメータとして様々な入口流量条件で作動実験を行い, 4種類の流動挙動が観察された. 図1から図4に, テスト部内での流動挙動イメージ, 流れ方向の圧力分布および圧力ヒストグラムを示す. 流動挙動の違いから図1, 2, 3, 4をそれぞれパターンA, B, C, Dと呼ぶ. 水噴流の形成が確認されたのはパターンA, B, Cの挙動であった. また, スロートの上流側に設置されたドレインからのオーバーフローが確認されたのはパターンC, Dの挙動であった. このことから, 本研究においては水噴流を形成し, かつ, ドレインからのオーバーフローがなく供給した水を全量吐出することをSIの作動状態と定義し, パターンA, Bを作動, C, Dを不作動と判断した.

得られた結果から, 水のサブクールエンタルピと蒸気の凝縮潜熱について作動判定をプロットしたものを図5に示す. 図中の○は作動, ×は不作動となった条件を表し, 直線は水のサブクールエンタルピと蒸気の凝縮潜熱が一致する条件を示している. どのスロート径のテスト部においても, 直線の上側の領域で作動しており, このことから, 水が蒸気を凝縮させる能力を残す入口条件においてSIが作動に至る傾向にあると考えられる.

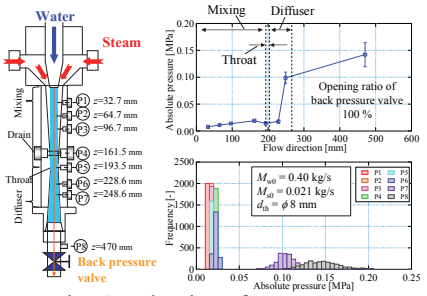


Fig. 1 Behavior of Pattern A

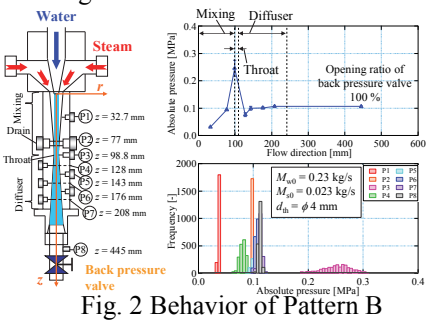


Fig. 2 Behavior of Pattern B

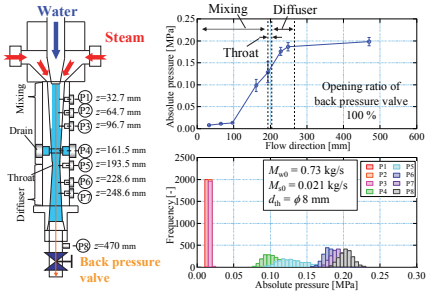


Fig. 3 Behavior of Pattern C

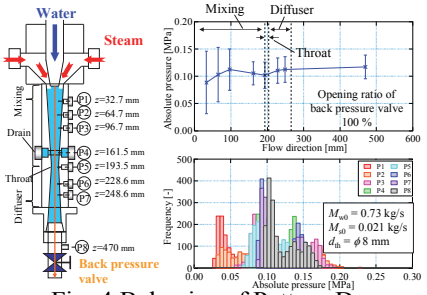


Fig. 4 Behavior of Pattern D

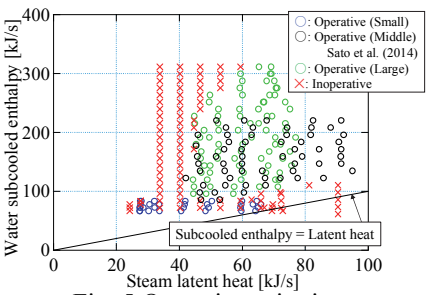


Fig. 5 Operating criteria

参考文献

[1] Kyosuke SATO, Yutaka ABE, Akiko KANEKO, Tetsuya KANAGAWA, Michitsugu MORI, ICONE23-1650, (USB), May 17-21, 2015

---

*Masaya Fujishiro[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1] and Tetsuya Kanagawa[1]

[1]Tsukuba Univ.

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術高度化に関する研究
（32）水平方向加振に対する単一上昇気泡の追従性

Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

(32) A rising single bubble behavior under Horizontal Structure Vibration

*宮崎 彬史[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，文字 秀明[1]，吉田 啓之[2]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術開発の一環として、加振時の矩形容器内の単一上昇気泡の三次元可視化観察結果により、単一上昇気泡の傾き角の振幅に加振周波数の影響が現れることを確認した。

キーワード：地震動，単一気泡、上昇気泡

1. 緒言

原子力発電の出力に大きく関係する炉内の気液二相流の地震動に対する応答性を調べるべく、構造物が振動した際の上昇気泡の応答特性の解明を目指した可視化実験を行っている[1]。本報では加振に対する気泡の追従性を調べるため、単一気泡挙動に着目し気泡傾き角の振幅の加振周波数特性を評価した。

(a) Bubble lean angle with time

(b) Frequency Analysis for bubble lean angle

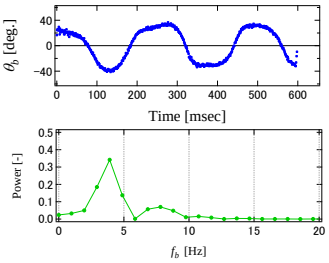


Fig.1 a_T=0.4 G, f_T= 4 Hz, D_{eq}= 2.39 mm

2. 実験装置及び実験条件

実験装置は既報[2]と同様であり，三次元可視化計測のために *x-z*, *y-z* 面の両面から撮影を行った。加速度は 0.4 G とし、周波数は 1.5~18 Hz の 13 条件で実験を行った。

3. 結果・考察

加振方向と気泡上昇方向がなす *x-z* 面上における気泡の傾き角変化を評価した。加振周波数が 4Hz における、気泡傾き角の時間変化と FFT 解析の結果を図 1 に示す．図 1(b)から気泡の傾き角変動は加振周波数の位置に高いピークがみられる。構造物加振は気泡の傾き角に影響が表れることが分かった。図 2 に無加振時～加振付加時(1.5~16Hz)の気泡の傾き角の時系列変化に FFT 解析を行なった結果を示す。気泡径は 2.2~2.6mm である。加振周波数の違いによって高いピークが表れる位置が変化することが分かる。これは、気泡が作る渦の発生頻度が変化している可能性がある。[3]

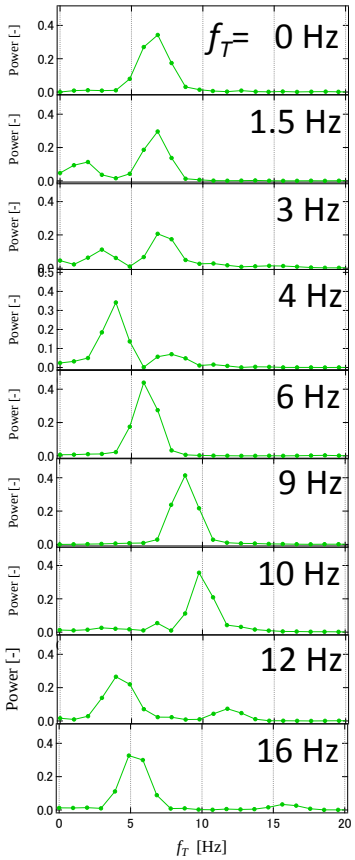


Fig.2 Frequency analysis for bubble lean angle in each oscillation frequency which is between 0 and 16Hz

参考文献

[1] Y Kato,et al., NTHAS9, N9A0107(2013)

[2] 宮崎ら 日本原子力学会 2015 年秋の年会予稿集,C01

[3] 合田ら 日本機械学会 Dynamics and Design Conference 2002, 338

*Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA.

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

[2K07-09] Accident Progression Analysis

Chair: Tomio Okawa (UEC)

Thu. Sep 8, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K07] Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

*Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Shota Soga[1], Toshihiko Miyamoto[2], Yuusuke Katakami[2], Hiroyuki Sakamoto[3], Kenta Kobayashi[3], Tomohiro Kodaira[3] （1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO）

11:10 AM - 11:25 AM

[2K08] Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

*Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Kazuma Abe[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

11:25 AM - 11:40 AM

[2K09] ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*Takeshi TAKEDA[1], Iwao OHTSU[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MAAP5.01 コードにおける PWR 解析モデルの構築
その(2)： TMLB'シーケンスでの加圧器逃し弁開に関するパラメータサーベイ

Construction of PWR analysis model in MAAP5.01 code

Part 2: Parametric survey of the pressurizer release valve at the TMLB' sequence

*西 義久[1]、西村 聡[1]、曽我 昇太[1]、宮本 利彦[2]、片上雄介[2]、
坂本 浩之[3]、小林 健太[3]、小平 智寛[3]　　[1]電中研　[2]四国電力　[3]北海道電力

PWR の 3 ループ実機を対象に、MAAPver5 コードを対象としたモデル化を実施した。第 2 報では、TMLB'シーケンスを対象として、シビアアクシデント対策の 1 つである加圧器逃し弁の操作に関するパラメータサーベイを実施し、同操作におけるプラント挙動に関する知見を拡充した。

キーワード：PWR、 過酷事故、MAAPver5 コード、モデル化、加圧器逃がし弁

1. 緒言　シビアアクシデント対策は、継続的に新知見を反映し、アクシデント・マネジメント（AM）・ガイドラインを改訂していくことが重要であるが、その検討の為には、シビアアクシデント解析コードを駆使した AM の有効性評価が必要である。本研究では MAAPver5 コードを対象として、PWR3 ループをモデルプラントとしたデータデックを構築し、第 1 報では、TMLB'シーケンスにおいて格納容器の区画（コンパートメント）間を連結するジャンクションの構成などを対象としたパラメータサーベイの結果を報告した。本報では、TMLB'シーケンスにおいて AM の 1 つである加圧器逃し弁の開放操作に関するパラメータサーベイを実施した結果を報告する。

2. モデルプラントのモデル構築　PWR の 3 ループ実機のデータを可能な限り反映した MAAP ver5 のモデル構築を実施した。原子炉容器内の概念および、解析に関係する機器や設備を図 1 に示す。全電源喪失＋補助給水失敗（TMLB'）時には、炉心損傷防止対策として、代替 SG 冷却による低温停止、その後代替電源による RHR での炉心冷却が計画されているが、本研究では、格納容器破損挙動に着目しているため、これらの AM は失敗することを想定し、格納容器破損防止対策の AM 策（加圧器逃し弁開操作による 1 次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水、海水通水による格納容器内自然対流冷却など）のうち、加圧器逃し弁開操作による格納容器への影響評価を実施する。図 1 に示されるように、加圧器逃し弁で排出された冷却水は加圧器逃しタンクに導かれ、加圧器逃しタンクのラプチャディスクの破壊後は、加圧器逃しタンクエリアに広がる。この水は連通管（ドリルホール）を経て原子炉キャビティ室の水張りに寄与する。また、 1 次冷却材ポンプ（RCP）では、高温の 1 次冷却材からポンプ軸受けを保護するための封水が注入されているが、全電源喪失時には、この機能が停止し 1 次冷却材が封止部に進入する。封止部の安全弁からの冷却水も上記と同様に加圧器逃しタンクに導かれる（RCP シールリーク）。なお、加圧器逃し弁の開放操作は、 1 次系圧力を下げ原子炉容器破損時の高圧溶出物噴出による格納容器破損の影響低減を期待する。

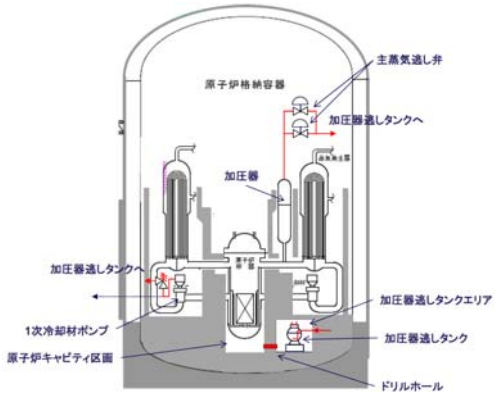


図 1　原子炉容器内モデルの概要

3. パラメータと解析結果　まず、RCP シールリークの考慮の影響を把握した。その後、加圧器逃し弁の開開放までの時間や開放する弁の数などに関するパラメータサーベイを実施し、TMLB'時の AM としての加圧器逃し弁の開放操作に関する知見を蓄積することができた。

* Yoshihisa NISHI[1], Satoshi NISHIMURA[1], Shota SOGA[1], Toshihiko MIYAMOTO[2], Yuusuke KATAKAMI[2],
Hiroyuki SAKAMOTO[3], Kenta KOBAYASHI[3], Tomohiro KODAIRA[3],　　1.CRIEPI, 2.SEPCO, 3.HEPCO

MAAP による使用済燃料プール事故解析に関する評価
（1）冷却水喪失時(LOCA)時のスプレイ冷却特性評価

Evaluation about the spent fuel pool accident analysis by MAAP

(1) Spray cooling properties evaluation in loss of coolant accident (LOCA)

*神田 憲一[1]，西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，阿部 数馬[1]，古谷 正裕[1]，西 義久[1]

[1]電力中央研究所

原子力発電所における使用済燃料プールについて、事故進展解析コード MAAP によるモデル化および冷却水が喪失する厳しい条件でのスプレイ冷却に関する感度解析を実施し、スプレイ条件が燃料冷却特性に与える影響について評価した。

キーワード：MAAP、使用済燃料プール、自然循環、スプレイ冷却、感度解析

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、原子炉のみならず使用済燃料プール（SFP）においても過酷条件下における安全対策の有効性評価が求められている。そこで過酷事故解析コード MAAP 5.03 を用いて SFP の事故進展挙動に対するスプレイ冷却のパラメータ感度解析を実施した。

2. 解析

本研究では、図 1 に示す SFP へのスプレイ冷却を対象とする。MAAP 付属の SFP モデルを用い、SFP の冷却水瞬時全量喪失事故の発生を想定し、冷却水のない大気雰囲気となった状態から、スプレイ冷却に関連するパラメータを変化させてその事故進展挙動を確認した。

3. 結果及び考察

SFP へのスプレイ冷却においては、スプレイ流量、スプレイ水温度等の可変パラメータがある。一例として図 2 に、スプレイ流量をパラメータとして変化させた場合の燃料被覆管最高温度の推移を示す。この場合では 5 kg/s 以上のスプレイ流量では注水後にある一定の期間の温度上昇を経た後に温度が低下し、スプレイ流量の増大に伴い、この時間が短くなり、冷却速度が大きくなる結果となった。スプレイ流量が 1 kg/s の場合では燃料被覆管温度が上昇を継続し、燃料の損傷に至る。

4. 結論

MAAP 5.03 を用いて、SFP のスプレイ冷却解析にて種々のスプレイ条件が被覆管最高温度等に与える傾向を把握した。今後は、スプレイ冷却モデル等の個々のモデルの妥当性確認と把握を継続する。

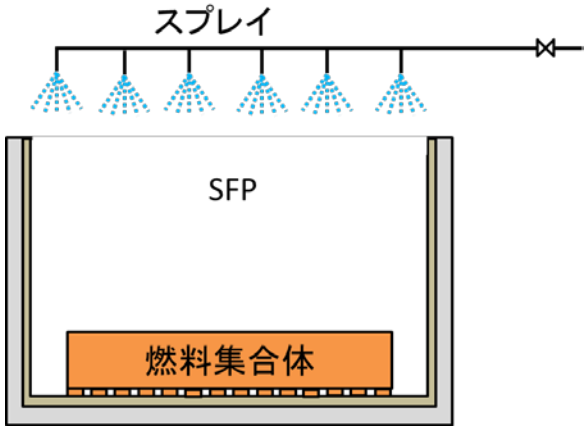


図 1　SFP スプレイ冷却のイメージ

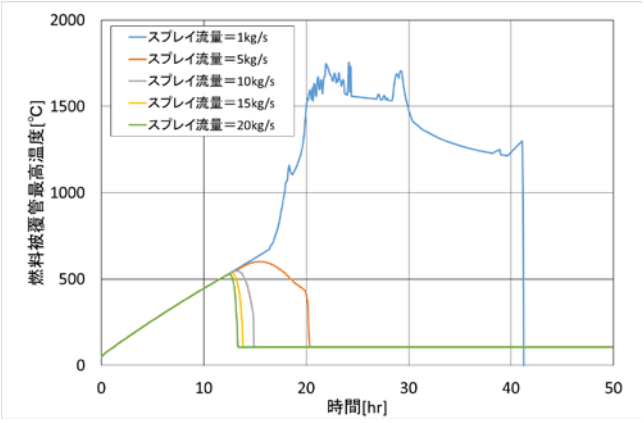


図 2　スプレイ冷却のスプレイ流量感度解析結果例

*Kenichi Kanda[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Kazuma Abe[1], Masahiro Furuya[1], Yoshihisa Nishi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

リフラックス冷却条件下の窒素ガス挙動に関する ROSA/LSTF 実験と RELAP5 解析

ROSA/LSTF Test on Nitrogen Gas Behavior during Reflux Cooling and RELAP5 Analysis

*竹田　武司[1]，大津　巌[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

ROSA/LSTF を用いて、PWR 低圧・リフラックス冷却条件下での窒素ガス挙動に着目した個別効果実験を実施するとともに、窒素ガス挙動に対する RELAP5/MOD3.3 コードの予測性能を検証した。

キーワード：PWR、ROSA/LSTF、リフラックス冷却、窒素ガス、RELAP5 コード

1. 緒　言　PWR 事故時の蒸気発生器(SG)二次側減圧による一次系減圧に関し、蓄圧注入系の作動開始後、隔離に失敗した場合、窒素ガスが一次系へ流入する。しかし、ガス流入による減圧阻害現象や低圧での現象を把握するための実験データは十分ではなかった。そこで、窒素ガスが流入する際の一次系の冷却材量や一次系内のガス量分布、圧力、SG の二次側条件等が減圧阻害現象に与える影響を調べるため、ROSA/LSTF(大型非定常実験装置)[1]を用いて、低圧・リフラックス冷却条件下での窒素ガス挙動に着目した個別効果実験を実施した。また、事後解析により、窒素ガス挙動に対する RELAP5/MOD3.3 コード[2]の予測性能を検証した。

2. 実験及び解析の主な条件　実験では、リフラックス冷却条件で炉心出力を 0.5MW(PWR 全出力の 0.7%相当)で一定かつ SG 二次側水位は SG 伝熱管頂部を超える高さに維持した。一次系圧力は、過去の LSTF 実験において 1MPa 以上であったため、より低圧の条件とした。加圧器の有るループ A、無いループ B の順番で、窒素ガスは SG 入口プレナムから一定流量での注入(図 1)、系を安定させるために一定時間の保持を 7 回繰り返した。解析では、片側 SG の出入口プレナムや伝熱管、二次側をモデル化した。9 種類 141 本の SG 伝熱管を 9 本で模擬し、SG 伝熱管の流れ方向に細分割した並行流チャンネルモデルを適用した。一次系圧力、SG 二次側の圧力や水位等の初期条件、窒素ガスの注入条件等は実験条件と合わせた。

3. 実験及び解析の主な結果　窒素ガスの注入を重ねると、蓄積したガス量の増加に伴う凝縮熱伝達の低下により、一次系圧力が上昇した(図 2)。窒素ガスは SG 伝熱管の出口部から入口部に向かって蓄積したが(図 1)、SG 伝熱管群では非一様な流動挙動を示した。結果の一例として、ループ A の長い管では、入口部に最も近い場所において 3 回目の窒素ガス注入でサブクール状態となった(図 3)。伝熱管上昇流側では鉛直上向き方向にサブクール度は高くなったが、下降流側ではほぼ同じサブクール度を示した。また、解析結果は、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管流体温度の傾向を予測したが、蓄積したガス量の増加とともに実験結果との差は大きくなった。

4. 結　言　低圧・リフラックス冷却条件下の ROSA/LSTF 個別効果実験により、一次系圧力や SG 伝熱管群の流動挙動は、蓄積した窒素ガス量に依存することを明らかにした。また、RELAP5/MOD3.3 コードによる事後解析を通じて、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管流体温度の予測に課題があることが分かった。本研究は、原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] The ROSA-V Group, JAERI-Tech 2003-037 (2003).
[2] USNRC, RELAP5/MOD3.3 code manual, NUREG/CR-5535/Rev.1 (2001).

*Takeshi Takeda[1], Iwao Ohtsu[1]　　[1]Japan Atomic Energy Agency

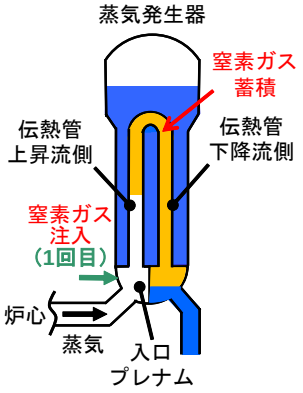


図１　窒素ガスの注入と SG 長い管でのガス蓄積状況(実験)

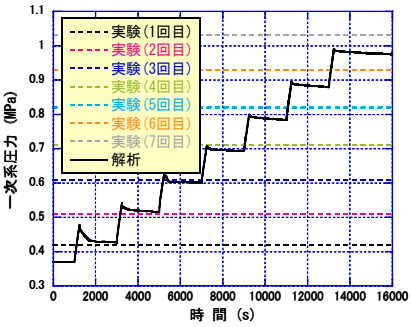


図２　一次系圧力(実験と解析)

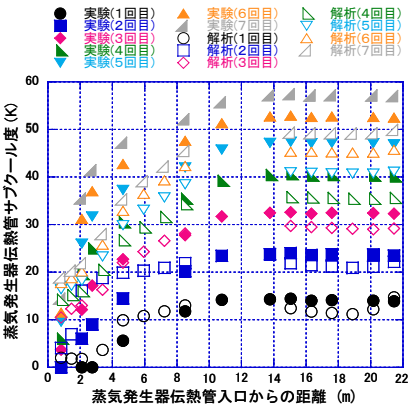


図３　SG 長い管のサブクール度(実験と解析)

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

[2K10-15] Fukushima Daiichi NPP Accident 1

Chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K10] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Masanori Naitoh[1], Hidetoshi Okada[1], Marco Pellegrini[1] (1.IAE)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K11] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Suzuki Hiroyuki[1], Marco Pellegrini[1], Suzuki Hiroaki[1], Naitoh Masanori[1] (1.Institute of Applied Energy)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K12] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K13] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Chiaki Kino[1], Hiroaki Suzuki[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naito[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:30 PM - 3:45 PM

[2K14] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

3:45 PM - 4:00 PM

[2K15] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Mirco Di Giuli[1], Hyrouchi Suzuki[1], Marco Pellegrini[1], Masaori Naitoh[1] (1.IAE)

4:00 PM - 4:15 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
(76) 圧力管通管溶融破損試験(KAERI 試験)の結果

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(76) Results of Penetration Tube Melt Tests Performed at KAERI

*内藤 正則[1],岡田 英俊[1], ペレグリニ マルコ[1]
[1]エネ総研

BWR 圧力容器下部を貫通している炉内計装管案内管や制御棒案内管などの貫通管内に燃料デブリが侵入落下した場合の挙動を実験によって調べた。実験では実寸大短尺の案内管を用い、燃料デブリは UO2(劣化ウラン)と炉内構造物の混合溶融物で模擬した。

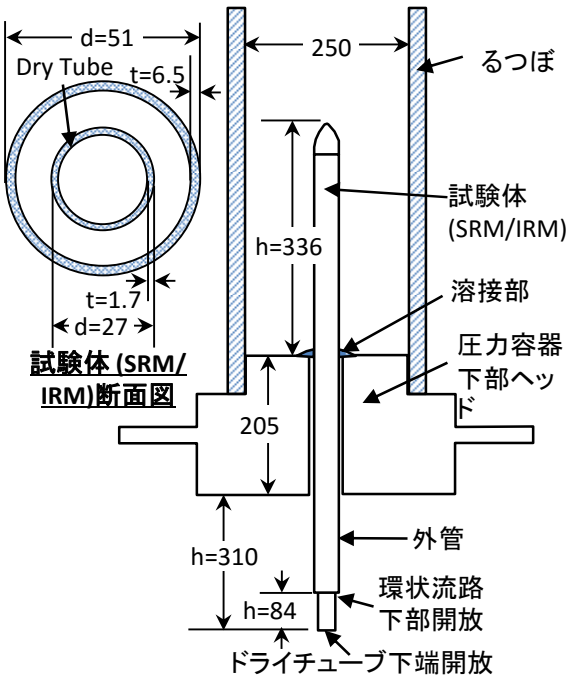
キーワード: シビアアクシデント、福島第一原発事故、炉内計装管溶融

1. 緒言

BWR 圧力容器下部には炉内計装管案内管や制御棒案内管などが貫通している。炉心溶融を伴うシビアアクシデントを想定した場合、炉心部で生成した高温のコリウムが圧力容器下部プレナムに落下・蓄積すると、下部プレナム内に林立している鋼製の貫通管を溶かし、コリウムが貫通管の内部に流入し、場合によっては貫通管下端からペデスタルに落下することも考えられる。このような貫通管内のコリウムの侵入挙動を実験によって調べた。実験では炉内計装管のうち、SRM/IRM (Short Range Monitor、Intermediate Range Monitor、両者とも貫通管としての構造は同一)を対象とした実寸大短尺の案内管を用い、コリウムは UO_2(劣化ウラン)と炉内構造物の混合溶融物で模擬した。

2．実験装置

実験は韓国 KAERI の VESTA 装置を用いて実施した。VESTA は上下に圧力容器がある。上の圧力容器内に設置したるつぼで高周波誘導加熱によってコリウムを作成し、下の圧力容器内に設置したるつぼ内にコリウムを流下させた。下のるつぼは下部プレナムに相当し、図 1 に示すように試験体(STM/IRM)が貫通している。下るつぼの下はペデスタルに相当する。



3．実験の手順と結果

上るつぼで誘導加熱によりコリウムの温度 2,380℃一定の条件を 45 分間維持した後、100kg のコリウムを下るつぼに落下させた。下るつぼも誘導加熱して崩壊熱発生を模擬した。下るつぼを貫通している試験体は鋼製であり、その融点はコリウム温度よりはるかに低い。そのためコリウムの注入からほどなくして、試験体のうち、るつぼ内に突き出ている部分は溶融した。試験体下端に注目すると、最初に環状流路から高温粒子が流出し、その後ドライチューブの中からコリウムが連続体として流出した。流出量は総量で 40kg であった。ドライチューブ内側からのコリウム流出が途中で止まるのは、ドライチューブ内側でのクラスト成長により流路が塞がれたことによると推定なお、本研究は、経済産業省廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）により実施した。

*Naitoh Masanori[1], Suzuki Hiroyuki[1], Hidetoshi Okada[1], Pellegrini Marco[1] and Sang Mo An[2]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Korea Atomic Energy Research Institute

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
(77) KAERI 試験による貫通配管中のデブリ固化モデルの妥当性確認

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(77) Validation of Debris Freezing Model in a penetration tube against the KAERI

*鈴木　博之[1]，ﾍﾟﾙｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ[1]，鈴木 洋明[1]，内藤 正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

過酷事故解析コードSAMPSONには、配管内に侵入したデブリの固化判定を行うモデルが組み込まれている。福島第一原子力発電所事故時の状況を模擬した KAERI 試験と同様の解析条件で計算し、結果の比較を行いモデルの妥当性を評価する。

キーワード：原子力発電プラント，シビアアクシデント，シミュレーション, SAMPSON, デブリ固化

1. 緒言

BWR 型の原子炉圧力容器の下部には計装配管が設置されており、過酷事故時にそれらの配管が破損した場合、その破損口は圧力容器外へのデブリ放出経路となり得る。配管内でデブリが固化すれば、デブリは圧力容器内に留まることになる。SAMPSON に組み込まれている配管内のデブリ固化モデルについて KAERI 試験を用いて、妥当性を評価する。

2. 解析体系と物理モデル

2-1. 解析体系

解析体系を図１に示す。RPV 壁を模擬したプレートと計装配管からなる体系に、配管外部へ溶融デブリを落下させる。溶融デブリは RPV 壁と配管に熱伝達を行う。配管の温度が融点を超えると溶融デブリは配管内部へ侵入する。配管内部へ侵入した溶融デブリは下記の物理モデルで固化判定を行う。計装配管の種類が IRM、LPRM、CRGT の場合の 3 ケースを計算する。溶融デブリが存在していない RPV 上下部、配管内は空気で満たされているとする。

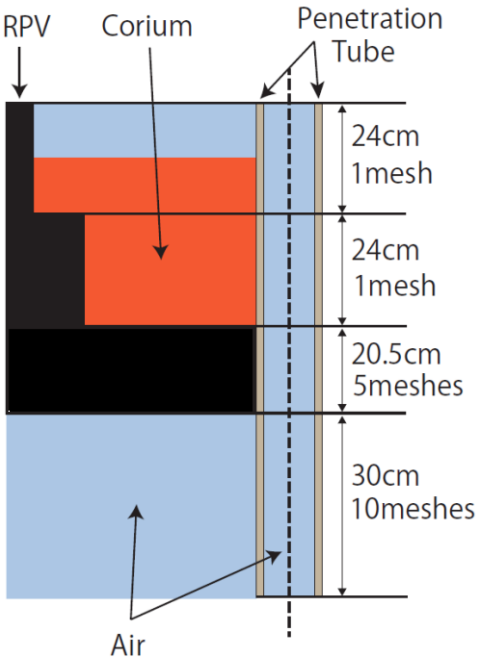


図１　解析体系

2-2 物理モデル

デブリ固化モデルは１次元の溶融デブリの流動計算（軸方向）、１次元の配管の熱伝導計算（径方向）とクラストの成長計算から構成されている。流動計算は圧力境界を設定し、重力と摩擦の効果を考慮する。溶融デブリとクラスト間は熱伝達を行う。クラスト表面でデブリは過冷却と仮定し、温度を半経験式[1]より求める。クラストと管の境界にギャップ熱抵抗率を導入した。クラストが成長し一定値を超える、もしくはバルクの固相率が流動限界値に達すると流動計算を終了する。

3. 結論

本モデルの解析結果はデブリ-クラスト間の熱伝達係数, ギャップ熱抵抗率及びデブリの流動限界固相率に依存する。KAERI 試験結果を用いて、これらの妥当な値を定める。なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] K. KAMIYAMA *et al.*: J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 10, p. 1206–1217 (2006)

---

*Hiroyuki Suzuki[1], Macro Pellegrini [1], Hiroaki Suzuki [1] and Masanori Naitoh[1]

[1]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
(78) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 1 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(78) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 1 by SAMPSON Severe Accident Code

エネ総工研　*鈴木 洋明，内藤 正則，ﾍﾟﾚｸﾞﾘﾆ ﾏﾙｺ，鈴木 博之，木野 千晶

シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2011 年に発生した福島第一発電所 1 号機における過酷事故解析を行い、廃炉作業を行うために重要な炉内状況について検討を進めている。

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、シミュレーション

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向け、炉内状況やデブリ分散状況等を解析によって把握する国のプロジェクトが進められている。このプロジェクトの一環として、SAMPSON コードに現実に即したモデルを追加して福島第一原子力発電所 1 号機の事故進展解析を実施している。

2. 解析モデル

従来の SAMPSON 解析では炉心の下部でデブリは保持されないモデルとしていた。デブリ保持の影響を評価するため、炉心の下部でデブリを保持し、下部構造材の温度が上昇した場合あるいは保持されているデブリの液相割合が制限値を超えた場合にデブリを落下させるモデルを追加した[1]。圧力容器底部の破損モデルとして中性子計装管などの貫通管の破損と内部におけるデブリの固化モデルを追加した。また、格納容器床上における溶融デブリの拡がりに加えてコンクリートとの侵食を考慮できる新 DSA モデル[2]（IRID/日立 GE 開発）を利用可能とした。

3. 結果

原子炉圧力の時間変化を図 1 に、格納容器圧力の時間変化を図 2 に示す。この解析では実測値等の分析に基づき、本解析期間における消防車からの注水量をゼロとした。圧力の解析結果は実測値と概ね整合する結果となっている。しかし、スクラム後 10 時間から 20 時間の格納容器圧力については再現性が低い。この時間帯に多量の溶融デブリが格納容器床上に移行しているが、本解析では 1 次元 2 方向のコア・コンクリート反応モデルを用いており、この現象の模擬性が低い可能性がある。今後、新 DSA モデルを用いることで再現性の向上を図る予定である。なお、本研究は経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部として実施した。

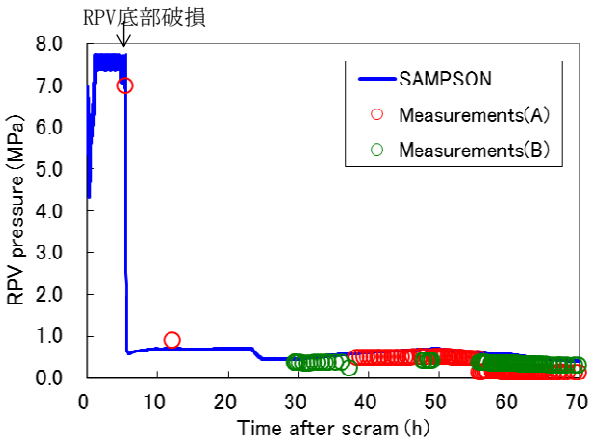


図 1　原子炉圧力の時間変化

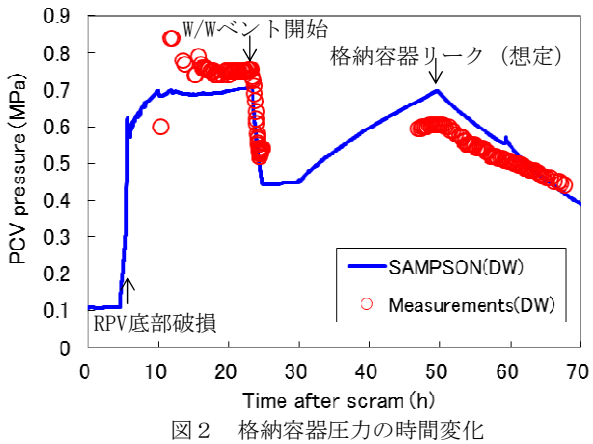


図 2　格納容器圧力の時間変化

参考文献

[1] 鈴木他 原子力学会 2016 年春の年会 2C01

[2] 日高他 原子力学会 2016 年春の年会 2C12

*Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1], Marco Pellegrini[1], Hiroyuki Suzuki[1], Chiaki Kino[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」
(79) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 2 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(79) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 2 by SAMPSON Severe Accident Code

*木野　千晶，鈴木　洋明，岡田　英俊，内藤　正則

（一財）エネルギー総合工学研究所

福島第一原子力発電所 2 号機を対象に、シビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 4 日目 22 時以降に見られる第 2 ピークの圧力を再現するための解析を実施した。溶融デブリが下部プレナムに落下した後に発生するエネルギーについて 2 種類の条件(10MW および 20MW)を強制的に課した結果、10MW の解析では最大圧力は過小評価傾向にあるが 20MW はほぼ測定値に近い値を再現することを確認した。

キーワード：福島第一事故　SAMPSON シビアアクシデント　溶融デブリ　熱伝達　圧力挙動

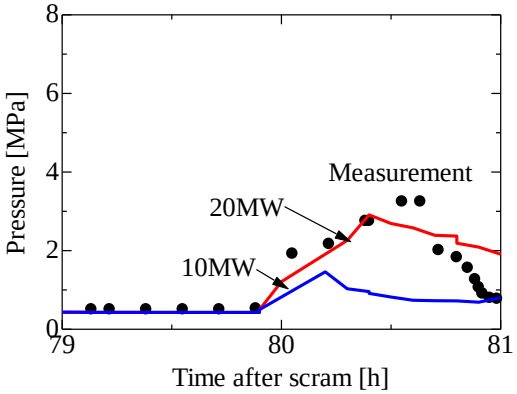
1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機 2 号機においては、4 日目 18 時 30 分頃に RPV 圧力は 1MPa 程度まで減圧された後、3 回圧力が上昇・下降を繰り返すことが測定結果から分かっている。この内 22 時 30 分頃に発生する 2 回目の圧力ピークに関しては溶融デブリの落下による蒸気発生が要因とされるが、その現象を数値的に再現できていない。本研究ではシビアアクシデント解析コード SAMPSON を用いて 2 回目の圧力ピークを再現し得る炉内状態について詳細に検討する。

2. 第 2 圧力ピークのメカニズム

東京電力による未確認・未解明事項に関する報告書[1]によれば、福島 2 号機における第 2 圧力ピークを生成するためには、約 21 トンの蒸気発生が必要とされる。そのような蒸気を発生させるためには、全燃料の 40%に当たる 64 トンの溶融デブリが下部プレナムに落下し、崩壊熱およびデブリ冷却に伴う放熱により、11.67MW の熱量を発生させる必要があると評価している。

図 1 発生熱流束を制限した場合の RPV 圧力



3. 検討手法および結果の考察

本研究では第 2 ピークの圧力を再現するために必要な熱量を検討するため、溶融デブリが下部プレナムに落下した後に発生するエネルギーについて 2 種類の条件(10MW および 20MW)を強制的に課した解析を実施した。その結果、10MW の解析では最大圧力は過小評価傾向にあるが 20MW はほぼ測定値に近い値を再現することを確認した。今後は、このような熱流束を実現する落下デブリ量およびデブリの熱伝達モデルについて検討を進める。本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

参考文献

[1] “福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第 4 回進捗報告」について” http://www.tepco.co.jp/cc/press/2015/1264445_6818.html (2015)

*Chiaki Kino, Hiroaki Suzuki, Hidetoshi Okada, Masanori Naito

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
(80) SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所 3 号機の事故進展解析

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(80) Accident Analysis of Fukushima Daiichi Unit 3 by SAMPSON Severe Accident Code

* Marco Pellegrini[1], Hiroaki Suzuki[1], Masanori Naitoh[1]

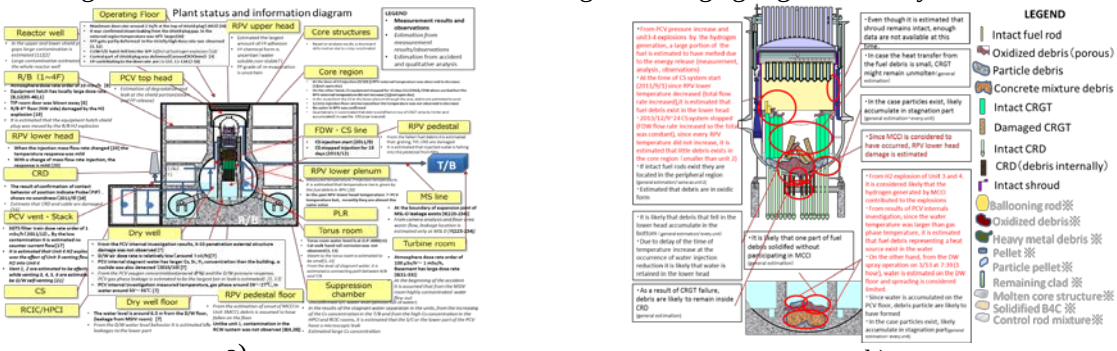
([1] エネルギー総合工学研究所)

The accident at the Fukushima Daiichi unit 3 has been studied extensively in the last years but still large uncertainty exists on the final state of the core and debris state. Such uncertainties reflect on the difficulty to create strategies for debris removal. In current Japanese national project we have organized all the available information in order to clarify the known condition of the power plant. Based on such information a best estimate current condition of the plant has been proposed in which MCCI played a major role in the accident determining the large hydrogen generation for the explosion of Unit 3 and Unit 4. Based on the analysis of the temperature measurements at the plant a relatively large amount of debris is supposed to remain in the vessel. The estimated results are confirmed with the analysis of the SAMPSON code.

Keyword：Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, Meltdown, SAMPSON

1. Introduction In Fukushima Daiichi Unit 3 DC batteries remained available until around two days after scram, so that operator could employ emergency systems in the attempt to avoid core meltdown. Nonetheless core level could not be maintained and core boiled off when the reactor depressurized. Several minutes after the depressurization alternative water injection started with the goal to reflood the core with external water. The events happening in the core at this time are still not well understood and purpose of the work is to explain them through the employment of SAMPSON severe accident code Molten Core Relocation Analysis module.

2. Results In the present results the core starts melting after HPCI stopped the operation and relocation happens at large pressure. Debris accumulate on the core plate while the water is at BAF. After depressurization the water level decreases sharply because of flashing It is estimated that even assuming the whole average water injection the water level could not reflood the core and core slumping happens in correspondence of the RPV pressure spikes. After core plate failure the vent valve closes and the pressure increases until head flange leaked. During this period a large amount of hydrogen and steam was released into the building. Pressure decreased by large head flange leak, lower head failed and debris discharge with large gas generation by MCCI.



a) b)

Figure 1 PCV transient in case A (a) and case B (b)

3. Conclusions The SAMPSON code was applied to the accident of the Fukushima Daiichi Unit 3 and the reproduced scenario was able to explain the main pressure signatures. SAMPSON predicts no debris remaining into the lower head since all the fuel melted and was ejected. New models to create crusts and maintain particles will be tested in the near future to obtain results in accordance with findings and estimatinos.

－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.

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(81) Ex-vessel phenomena analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 1 using DSA-CVPA modules of SAMPSON

*Mirco Di Giuli, Hiroyuchi Suzuki, Marco Pellegrini, Masaori Naitoh

The Institute of Applied Energy, (IAE)

Abstract

The aim of this work is to perform a detailed analysis on the impact of the molten corium spreading and concrete ablation after the RPV failure on the PCV pressurization in the Fukushima Daiichi unit 1. In order to carry out this studies different cases were simulated varying the corium mass discharged and the pouring time using DSA1 and CVPA modules of SAMPSON.

Keywords: MCCI, gas generation, PCV pressurization, spreading

1. Introduction

The early loss of core cooling for the unit 1 during the accident at Fukushima Dai-ichi caused major fuel damage. Although full details are not yet available, it is expected the failure of the RPV, molten fuel relocation onto the PCV floor and MCCI phenomena [1]. The impact of the corium spreading and MCCI on the PCV pressurization was poorly studied and only using running codes which do not take into account the spreading of the debris and the real geometry of the PCV bottom part. The DSA1 is the debris spreading analysis module of the severe accident code SAMPSON [2], which models corium natural convection, heat transfer and concrete erosion in three dimension. The DSA1 module was coupled with CVPA the containment module to study the PCV thermal-hydraulic response during the late phase of the accident.

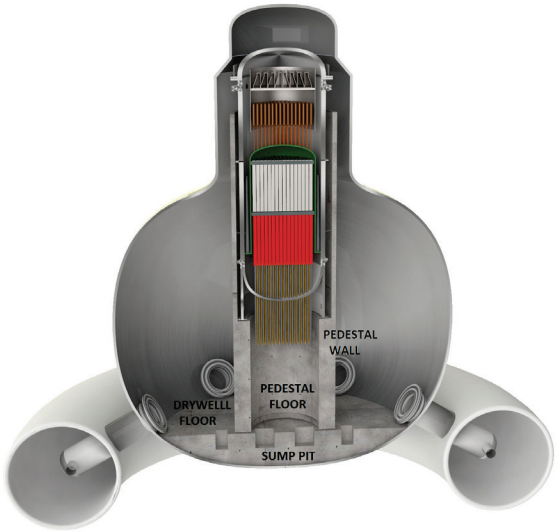


Fig.1 BWR MARK-I PCV floor configuration

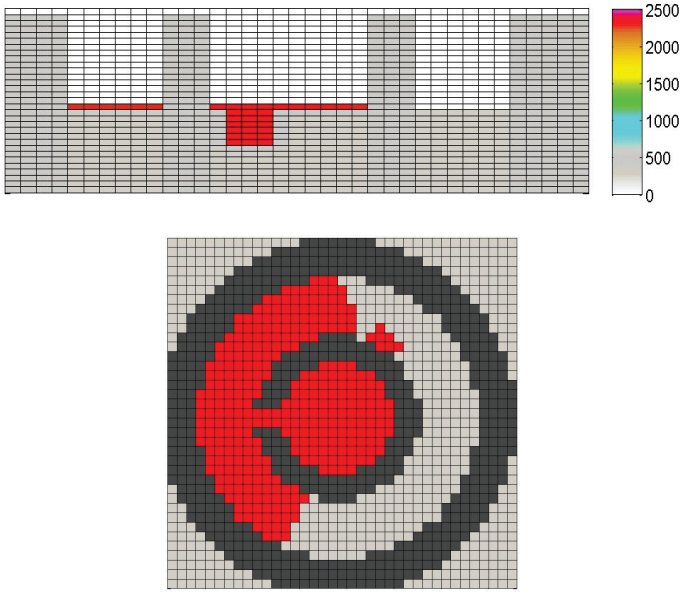


Fig. 2 Top view and cut view of the DSA1 floor nodalization

2. Results and discussion

To evaluate the thermal-hydraulic response of the PCV to the MCCI and corium spreading, several simulations assuming different quantity of poured molten corium to the PCV floor, different mass flow rate and RPV failure time were performed. The results obtained have pointed out that the main parameters affecting the pressurization and concrete ablation are the following: cavity geometry (pits), spreading area, corium composition and total mass. It is important to mark that the ablation rate in axial direction depends only on the RPV failure time and not on the total corium mass discharged, if the total corium mass discharged is able to fill the pit sumps in the pedestal floor.

3. Acknowledgment

This work is partially supported by METI funds. The authors would like to thank Masataka Hidaka Hitachi-GE for the continuous guidance he provided.

4. References

[1] The Evaluation Status of Reactor Core Damage at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3 http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_04-e.pdf

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

[2K16-20] Fukushima Daiichi NPP Accident 2

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)

Thu. Sep 8, 2016 4:20 PM - 5:40 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K16] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Ayumi Itoh[1], Marco Pellegrini[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1] (1.The Institute of Applied Energy)

4:20 PM - 4:35 PM

[2K17] Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

*Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2], Daisuke Yamauchi[2] (1.TEPSYS, 2.TEPCO)

4:35 PM - 4:50 PM

[2K18] Development of Evaluation Method for Air Cooling of Fuel Debris

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 5:05 PM

[2K19] Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*Daisuke YAMAUCHI[1], Nejdet ERKAN[2], Byeongnam JO[1], Koji OKAMOTO[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, 2.Nuclear Professional School, Schcool of Engineering, The University of Tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

[2K20] development status of drying simulation code for waste storage

*terada atsuhiko[1], isao yamagishi[1], ryutaro hino[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:35 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
（82）SAMPSON と MELCOR における解析モデル相違に着目した比較評価

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(82) Assessment of SAMPSON Severe Accident Code Modeling against MELCOR

*伊藤　あゆみ[1]，ペレグリニ　マルコ[1]，岡田　英俊[1]，内藤　正則[1]

[1]エネルギー総合工学研究所

福島第一原子力発電所の事故進展事象解析を、過酷事故解析コード SAMPSON および MELCOR を同一解析条件下で実施し、モデルの差異が計算結果に及ぼす影響を検証した。

キーワード：SAMPSON, MELCOR，福島第一原子力発電所１号機，コード比較，過酷事故解析

1. 緒言

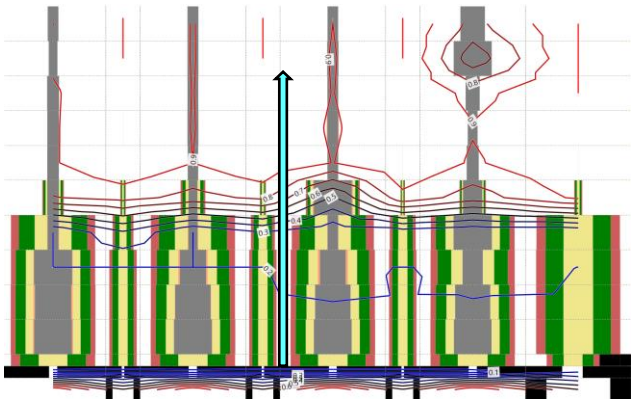
福島第一原子力発電所の事故進展事象解析には、SAMPSON/MELCOR/MAAP などの過酷事故解析コードが用いられる。これらのコードは、それぞれ異なる物理モデルを実装しているため、同一解析条件でも異なる結果を得る可能性がある。また、同一コードであっても、解析条件が異なれば、異なる結果が得られる場合もある。本研究では、コードの物理モデルの差異による結果への影響を理解するために、できる限り同一の解析条件を用いて、福島第一原子力発電所１号機の事故進展事象解析を行った。本報では、炉心損傷モデルの差異が結果に及ぼす影響について報告する。

2. 解析手法

先行研究である MAAP-MELCOR Crosswalk Report [1] より引用した、炉心構成物質質量（UO_2/B_4C/Zr/SS）、１次系水質量、および、想定事象境界条件を使用して解析を実施した。SAMPSON と MELCOR について、圧力容器（RPV）圧力、炉内水位、被覆管温度、デブリ分布などの時間推移を比較し、差異の原因となっているモデル相関式を推定した。

3. 結論

SAMPSON では、炉心損傷初期段階における酸化反応熱を大きく評価しているために、損傷が速く進み、水素発生量を過大に評価する傾向があることが確認された。また、溶融デブリ中の流路体積率を一定割合許容することによって数値計算の安定性を確保していることが、水蒸気・金属反応をさらに促進し、炉心損傷事象を加速する結果となっている。計算の安定性を確保しつつ、モデルの適用性を高めていくことが求められる。なお、本研究は経済産業省「平成 28 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。



参考文献

[1] R.Wachowiak, "MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study", EPRI (2014).

---

*Ayumim Itoh[1], Marco Pellegrini[1] , Hidetoshi Okada[1] and Masanori Naitoh[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
（83）３号機水位計指示値に基づく事故進展の推定

Assessment of Core Status of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

(83) Estimation of Accident Progression of unit 3 based on Water Level Indicator Readings

*野崎 謙一朗[1]，白井 浩嗣[1]，溝上 伸也[2]，本多 剛[2]，溝上 暢人[2]，山内 大典[2]

[1]テプコシステムズ，[2]東京電力 HD

福島第一原子力発電所３号機における 2011 年 3 月 13 日 4 時頃からの水位計指示値の変化、及び他の実測値に基づき、当該期間における事故進展状況を推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所、３号機、水位計、事故進展

1. 緒言　福島第一原子力発電所３号機では、2011 年 3 月 13 日 4 時頃以降に、広帯域水位計、及び燃料域水位計の指示値が得られている。これらの指示値は、格納容器温度の上昇等により、正しい水位を示さなくなっていた可能性があるものの、水位計配管内の水頭に対応した値であるため、指示値を説明可能な水位計配管と炉心の水位の状況等を推定し、事故進展状況の推定の一助とする。

2. 事故進展の推定　図１に水位計指示値を含む実測値と注水の記録を併せて示す。炉心水位については、広帯域・燃料域水位計の指示値挙動から、原子炉圧力低下前後の水位挙動を推定した。また、3/13 10:00 頃と 12:08 頃の原子炉圧力の上昇と燃料域水位計指示値の急激な変化との関係、及び 12:08 以降の格納容器圧力の上昇と A 系/B 系の燃料域水位計指示値の相違の関連性から、炉心部から下部プレナム部への溶融物の落下、及び圧力容器からドライウェルへのリークの可能性について考察した。

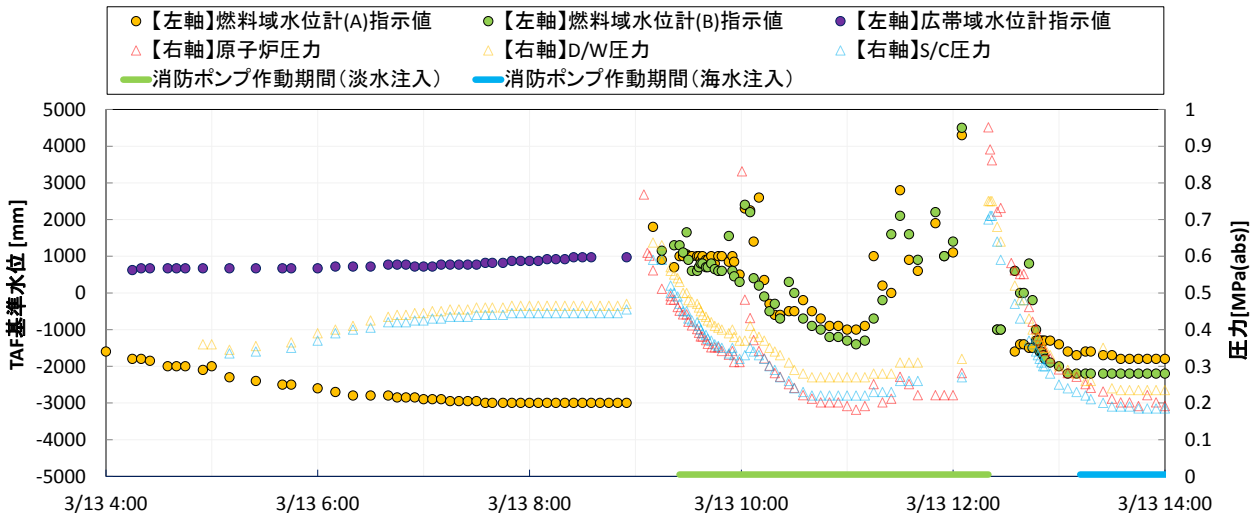


図１　３号機実測データ（3/13 4:00～3/13 14:00）[1]

3. 結言　福島第一原子力発電所３号機における図１に示す期間の炉心水位挙動を推定するとともに、関連する事故進展状況について考察した。得られた推定結果と事故解析コードの挙動の両面から、当時の溶融燃料の冷却状況、ひいては現在の燃料デブリの位置に関する推定精度を向上させていくことが期待される。

参考文献

[1] プラント関連パラメータ：http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/pla/2011/index-j.html

* Kenichiro Nozaki[1], Hiroshi Shirai[1], Shinya Mizokami[2], Takeshi Honda[2], Masato Mizokami[2] and Daisuke Yamauchi[2]

[1]TEPCO Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

燃料デブリ空冷評価手法の開発
（2） 自然対流冷却評価予備解析

Development of Evaluation Method for Air cooling of Fuel Debris
(2) Preliminary analysis of the natural convection cooling performance

*山下 晋[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コードJUPITERを用いて、異なる形状及び崩壊熱出力条件下で生じる自然対流場での燃料デブリの熱伝達係数の予備評価を実施した。デブリ形状・熱出力条件の違いにより熱伝達は異なる傾向を示すことが分かった。

キーワード：数値解析、燃料デブリ、空冷、自然対流

1. 緒言

原子炉格納容器内に存在する燃料デブリの取り出し工法においては、大きく分けて水中で取り出しを行う冠水工法及び気中で行う気中工法[1]がある。原子力機構では、燃料デブリ分布範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない完全気中工法の実現可能性を評価するための手法開発を行っている。この工法の特徴は汚染水が発生せず格納容器を止水する必要が無いといった特徴があるが、その冷却評価には不確かさが存在する。本報では、発熱する模擬燃料デブリの自然対流による熱伝達係数等を予備的に評価した結果を報告する。

2. 計算条件及び計算結果

図1のように、デブリが格納容器下部に落下し堆積した状況を平板状と半球状で簡易的に模擬した。デブリには崩壊熱として80kWを与え、温度変化による浮力の効果はブシネスク近似を適用した。計算領域は縦横 6m、高さ 9m、格子点数は 64×64×96である。デブリ温度：450K、気相温度：400Kを初期条件として与え、温度境界条件は300K固定、速度境界条件は全て滑り無し条件とした。

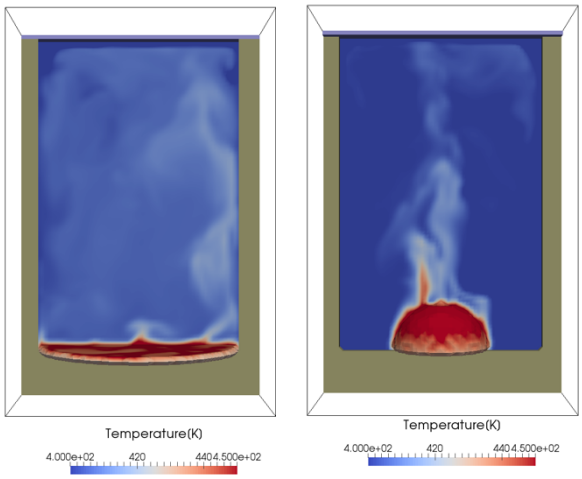


図1 自然対流場と温度分布

図1は、計算領域の断面での対流場とデブリの温度分布である。デブリが平板状の場合、半球状よりも空間温度分布が均一化する傾向にある。これは、半球状の場合、比較的安定な上昇流が形成されることで、平板状に比べ乱れによる拡散が小さくなるためである。なお、デブリの平均表面温度及び熱伝達係数については、表面積が小さく表面熱流束の大きい半球状の方が平板状よりも約30Wm^2/K、約2倍大きくなることが分かった。

3. 今後の課題

予備解析によりデブリ周囲の自然対流場は複雑であり、複雑形状に対応可能な乱流モデルの導入・評価を行う。また、対流だけでなく輻射伝熱を考慮した自然対流場計算を実施する予定である。

参考文献

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」 2015

*Susumu Yamashita[1], Shinichiro Uesawa[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

圧力抑制室内における温度成層化のクライテリアに関する研究

Study on criteria of thermal stratification in suppression chamber

*山内　大典[1]，エルカン　ネジェット[2]，ジョ　ビョンナム[1]，岡本　孝司[2]
[1]東京大学　大学院工　原子力国際専攻，[2]東京大学　大学院工　原子力専攻

福島第一原子力発電所の事故では、RCIC タービン排気蒸気により圧力抑制室内で温度成層化が発生したと考えられている。本研究では、蒸気凝縮によって発生する力に着目し、温度成層化のクライテリアに関する検討を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所，事故進展，温度成層化

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故において、3 号機の事故初期の圧力が予測されたよりも早く上昇しており、これは RCIC の排気蒸気により圧力抑制室内でプール水の温度成層化が発生したことが原因だと考えられている。温度成層化のクライテリアに関する既往研究にて、チャギングが発生する間は温度成層化が発生せず（SIET の実験[1]）、チャギングが発生していないときは、リチャードソン数により温度成層化が発生しやすい状況にあるかを評価することができる（Song の実験[2]）ことが示唆されている。ただし、Song のリチャードソン数の評価では、鉛直下向きのスパージャーに対してのみ適用可能であることから、水平方向に噴き出す 3 号機型のスパージャーには適用できなかった。本研究では、水平方向に噴き出す 3 号機型のスパージャーに適用可能な修正リチャードソン数モデルを構築し、チャギングが発生しない場合の温度成層化のクライテリアの検討につなげることを目的とする。

2.修正リチャードソン数モデルの構築　Song のスラブプールを用いた実験[3]、著者のトーラス型プールを用いた実験[4]において、プール内では蒸気凝縮に伴う対流が発生しており、これらの流れは壁面または逆向きの流れとぶつかる部分で下降流となり温度成層の破壊に寄与すると考えられる。そこで、温度成層化を保つ力と破壊する力のバランスに着目し、修正リチャードソン数モデルを構築した。温度成層化を保つ力には、①ノズル下方の密度成層を保つ力を想定した。温度成層化を破壊する力には、②ノズル直下で凝縮振動によって密度成層を破壊する力と、③ノズル遠方で対流によって密度成層を破壊する力を想定した。構築した修正リチャードソン数モデルについて、検証実験により妥当性を確認した。

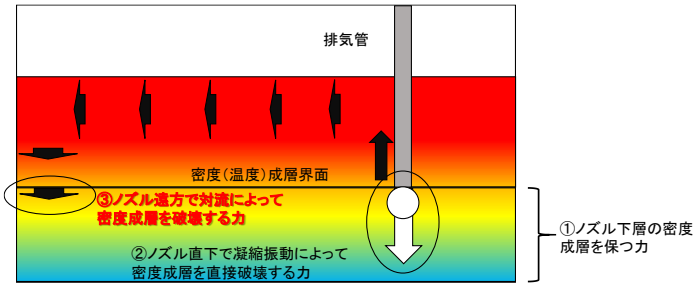


Fig.1 修正リチャードソン数モデルで考慮する力

3. 結論　水平方向に噴き出すスパージャーの場合に温度成層化が発生しやすい状況か評価するため、修正リチャードソン数モデルを構築した。温度成層化が発生した実験をベンチマークとして、構築した修正リチャードソン数を計算し、温度成層化のクライテリアとなる値が求められた。

参考文献

[1]Pellegrini, M., et al., NUTSHOS10(2014). [2] Song, D., et al., Int. J. Multiphase Flow, 66, p.92-100(2014).
[3]Song, D., et al., J. Heat and Fluid Flow, 56, p.209-217(2015). [4]Yamauchi, D., et al., Mech. Eng. Lett. 2, p.16-00092(2016).

*Daisuke Yamauchi[1], Nejdet Erkan[2], Byeongnam[2] and Koji Okamoto[2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,
[2]Neclear Professional School, School of Engineering, The University of Tokyo.

廃棄物等の水分蒸発挙動解析コード開発に向けた取組み

Development status of drying simulation code for waste storage

*寺田敦彦[1]　,山岸　功[1],　日野竜太郎[1]
[1]原子力機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理二次廃棄物等の保管容器の長期健全性評価手法の構築に向けて、高線量の含水廃棄物の崩壊熱による水分蒸発挙動を予測する解析コードの開発を進めている。本報では、セシウム吸着塔を例として、コードの概要と試算例を報告する。

キーワード：廃棄物、長期保管、容器、健全性評価手法、吸着塔、粒子層、水分挙動、予測、解析コード

１．緒言　含水廃棄物の保管においては、放射線に起因する発熱に加え、水の分解による水素発生や容器材料の腐食等を踏まえた健全性評価が重要である。福島第一原子力発電所事故後の汚染水処理に使用されたセシウム吸着塔は高濃度のセシウムを含み、中長期にわたってサイト内にて保管される計画であり、その安全性検討が行われている［1, 2］。吸着塔保管時に残留する洗浄水に含まれる海水成分の濃度、温度、線量率等の腐食環境は重要な検討項目であるが、これまで定常解析により推定した。しかし、これら環境は塔内水分量によって変化するため、水分蒸発挙動を把握するコードの開発に着手した。液相にガスが混在する不飽和状態の粒子層内の水分挙動のシミュレーション研究は、乾燥操作、地下水の浸透、コンクリートの強度劣化評価等の広い分野で進められているが、ゼオライトのような吸着粒子が充填層中で自己発熱する際の乾燥挙動に関する研究事例はみられない。そこで、本研究では、崩壊熱等の発熱による粒子間の自由水の蒸発や容器壁面からの抜熱等による過飽和水分の凝縮等の相変化、及び毛管圧力による水分移動をモデル化して、容器内の乾燥過程を予測する２次元水分蒸発挙動コードを作成した。

２．コードの概要と試計算　セシウム吸着塔を例とした水分乾燥過程の計算モデルの概要を図１に示す。吸着塔内の崩壊熱によって吸着塔中心付近が高温になり［2］、底部にある塩分を含む自由水が吸着塔中心付近に移動する可能性が示唆されている［3］。蒸発した水分は、大気開放されたベント管から換気流とともに流出するか、容器壁面で凝縮しゼオライト粒子層内を還流するとみられる。これらの事象の予測に向けて、本コードは、粒子層内の流体の運動方程式はダルシー則を適用、非線形性の大きい毛管圧力と含水飽和度の関係を Leverett 関数で整理する手法［4］で構築した。外気との熱境界条件は、吸着塔の多重容器間の伝熱を一次元熱伝導モデルで、外部空気による換気モデルは圧力損失係数を組合せた一次元配管要素モデルで簡略化した。ガラス粒子（実際のゼオライトは多孔質）を充填した円筒容器（容積約 1.6m³）内に、底部に 20cm の残水層を設定し、ガラス粒子層が約 250W で一様に体積発熱した場合の 30 日後の容器内の水分分布を試解析した結果を図２に示す。講演では、毛管圧力が残水量の挙動に与える影響も報告する。今後、モデル拡張と併せ、乾燥過程の加熱試験等を通して、コード検証を進める予定である。

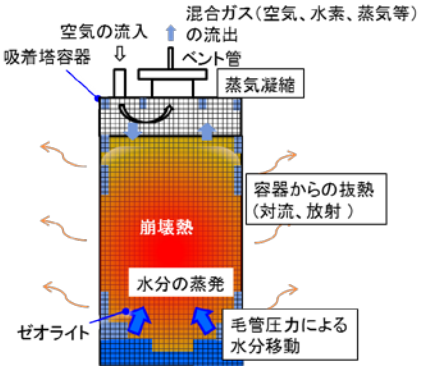
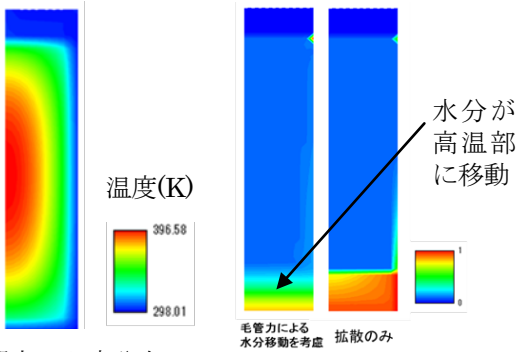


図１　計算モデルの概要



容器内の温度分布

図２　容器内の水分濃度（含水飽和度）の比較

参考文献

[1] METI 廃炉・汚染水対策ﾁｰﾑ会合/事務局会議資料（第４回）(H26.3.27)
[2] I.Yamagishi,et.al.,”Characterization and storage of radioactive zeolite waste”, JNST ,Vol.51,No 7-8, 1044-1053, (2014)
[3] 原子力学会 2015 秋の大会　I09、
[4] 日本機械学会熱工学コンファレンス 2005,講演論文集 (2005)　D223

---

*Atsuhiko Terada[1], Isao Yamagishi[1] and Ryutaro Hino[1]
[1]JAEA,

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

[2K21-23] Thermal Fatigue Evaluation

Chair: Hiroyuki Ohshima (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 5:40 PM - 6:30 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[2K21] Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1], Masayuki Kamaya[1] （1.Institute of Nuclear Safety System）

5:40 PM - 5:55 PM

[2K22] Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1], Masayuki Kamaya[1] （1.INSS）

5:55 PM - 6:10 PM

[2K23] Assessments of high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

*Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1], Youichi Utanohara[1] （1.Institute of Nuclear Safety Sysmte, Inc.）

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
その１：管壁温度測定実験による熱応力特性

Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe

Part 1: Characteristics of thermal stress by wall temperature measurement test

*三好 弘二[1]，歌野原 陽一[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]原子力安全システム研究所

抄録　本研究では、T字配管を対象に高低温水合流部の管壁温度測定実験と数値解析により熱応力特性を検討した。その結果、応力変動が大きい範囲は局所的であり、周期が 10 秒程度の管内面の温度変動が応力変動幅増加の要因となっていることがわかった。

キーワード：熱疲労，高低温水合流，T 字配管，熱応力，熱電対，温度変動

1. 緒言

原子力発電所の高低温水合流部では流体の温度ゆらぎに起因する熱疲労が発生した事例がある[1]。著者らは、これまでT字配管における高低温水合流部を対象に、管壁温度測定実験により管壁温度特性を明らかにしてきた[2]。本報では、得られた管壁温度測定結果から熱応力特性を明らかにした結果を示す。

2. 管壁温度測定実験による熱応力の算出

実験では、合流部下流域を中心に管内面に熱電対 148 本を埋め込んだ試験体を使用した（図 1）。実験条件は高温側流体温度 60℃、低温側流体温度 25℃、主管/分枝管の流速比は分岐管からの噴流が主管上壁に沿って流れる壁面噴流条件とした。測定した管内面温度を境界条件として、有限要素法による熱伝導解析・応力解析により応力分布を求めた。得られた主管内面における応力変動幅の分布を図 2 に示す。応力変動幅は、100 秒間の応力の最大値と最小値の差とした。

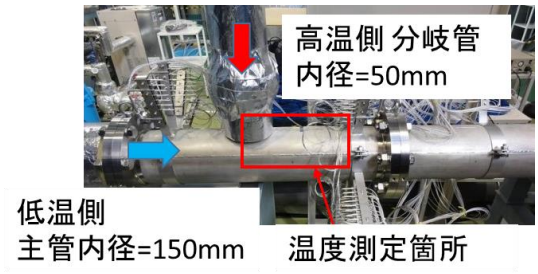


図 1 管壁温度測定試験体

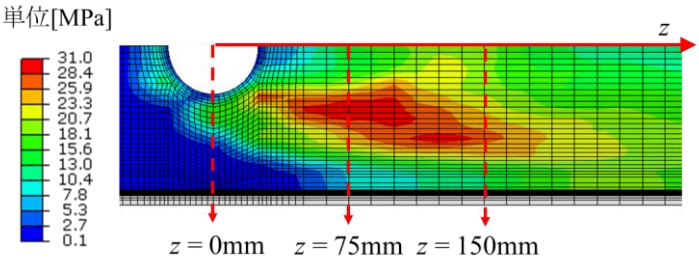


図 2 管軸方向応力変動幅の分布（主管内面）

3. 結論

応力変動幅が大きい範囲は局所的であり、その応力変動は、高温噴流により形成されたホットスポットが 10 秒程度の長周期でゆらぐことで発生していることがわかった。

参考文献

[1] Chapuliot, S. et al., Nuclear Engineering and Design, 235, (2005), pp.575-596.

[2] 三好、中村、日本原子力学会　2013 春の年会 N35、(2013).

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
その２：数値シミュレーションによる温度変動の予測

Assessments of High-Cycle Thermal Fatigue at a Mixing Tee Pipe

Part 2: Numerical simulation of the temperature fluctuation

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]（株）原子力安全システム研究所

熱疲労評価を目的に、T 字合流配管における流体温度および管内面温度計測実験を INSS において行っている。本報告では実験を対象に数値計算を実施し、管内面温度の再現を試みた。その結果、管内面における温度変動強度の傾向を再現することができた。

キーワード：熱疲労，T 字配管，温度変動，数値シミュレーション

1. 緒言

高低温流体が混合する T 字配管では熱疲労が課題である。筆者らは数値計算を用いた熱応力予測技術の確立を目指し、WATLON 実験を対象とした流体温度変動の予測性能の向上を目指してきた[1]。本稿では、INSS で実施している T-cubic 実験[2][3]を対象に数値計算を実施し、管内面の温度変動の再現を目指した。

2. 数値計算

2-1. 計算方法

FLUENT15.0 で、流体部および配管金属部の流体構造熱連成解析を行った。乱流モデルに LES Dynamic を用いた。主管・枝管流入境界は T-cubic 実験[2]と合わせた。管内面の運動量および熱伝達の境界条件は主に壁関数（対数則）で与えた。標準 *k-ε* モデルの定常解から計算を開始し、101 秒間の計算を行った。

2-2. 計算結果

図 1 は瞬時の温度分布で、枝管から流入した高温水が曲げられ壁面に沿って流れる壁面噴流状態が再現されている。計算により流体部での流速および温度の時間平均値および変動量を再現できた。図 2 は合流部から下流 z = 0.5D での管内面の温度変動強度を周方向で示したもので、実験を多少過大評価するものの、傾向をよく再現することができた。

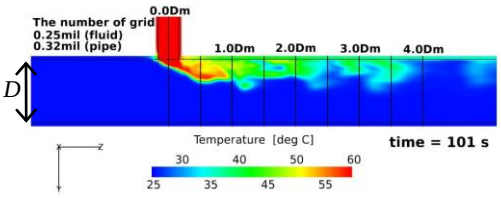


図 1. 瞬時の温度場(101 秒時)

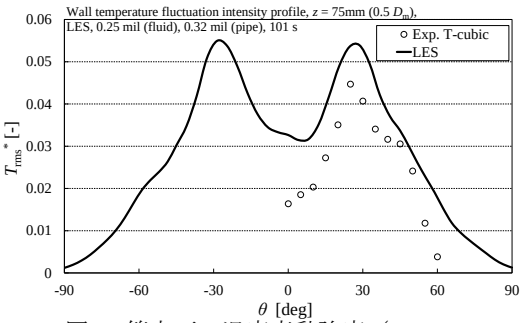


図 2. 管内面の温度変動強度（z = 0.5D)

3. 結論

数値計算により、T-cubic 実験の管内面の温度変動は少し過大評価だが、傾向をよく再現した。得られた配管金属温度を、構造解析の入力データとし、熱応力を算出する予定である。

参考文献

[1] Utanohara, Y. et al., Nucl. Eng. Des., 305 (2016), pp.639-652.　[2] Miyoshi, K. et al., Mech. Eng. J., 1 (2014), TEP0050.

[3] Miyoshi, K. et al., Nucl. Eng. Des., 298 (2016), pp.109-120.

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

高低温水合流部における高サイクル熱疲労評価
その３：疲労寿命評価

Assessments for high-cycle thermal fatigue at a mixing tee pipe
Part 3: Fatigue damage assessment

*釜谷 昌幸[1]，三好 弘二[1]，歌野原 陽一[1]
[1]原子力安全システム研究所

抄録　高低温水が合流するＴ字配管の疲労評価を目的に、管壁温度測定実験によって得られた温度分布からひずみ変動範囲を算出する際の材料の弾塑性特性の影響を調べた。弾性解析と弾塑性解析によって得られるひずみ変動範囲をほぼ一致したことから、弾塑性特性の影響は小さいことが明らかとなった。

キーワード：熱疲労，高低温水合流，Ｔ字配管，弾塑性解析，弾性追従，熱応力

1. 緒言

高低温水合流部の疲労き裂発生を予測するためには、ひずみ変動を同定する必要がある。本研究では、有限要素解析によりひずみ変動を算出する際の材料の弾塑性特性の影響を調べた。一般に、ステンレス鋼の疲労寿命予測には弾塑性特性を考慮するが、熱応力に対しても弾塑性特性を考慮する必要性があるかどうかが問題となる。

2. 解析結果

先の実験[1]で得られた配管内部の温度変動を入力に、応力とひずみの変化を有限要素解析により算出した。図 1 に示す応力変動範囲は温度変動[1]とよく対応した。疲労き裂は変動幅が大きな部位に発生すると予想されることから、変動幅が最大であった点 P_z における応力の時系列変化を図 2 示す。弾性解析による平均的な応力は圧縮であったが、弾塑性解析では平均応力は零近傍となった。

弾性と弾塑性解析によるひずみ変動幅の比較を図 3 に示す。弾塑性解析によって得られるひずみ変動幅は、弾性解析のひずみ変動幅にほぼ一致した。つまり、疲労寿命予測に用いられるひずみ変動範囲の算出には、弾塑性解析が必要ないことを示している。

3. 結論

疲労寿命予測に必要なひずみ変動は、実験による温度変動を入力にした弾性解析により簡便に算出できることが明らかとなった。弾塑性解析はとくに必要ない。

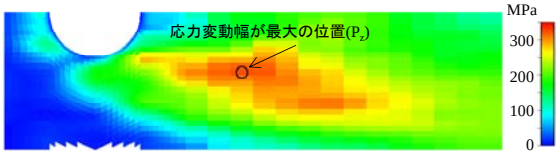


図 1 弾性解析による軸方向応力変動範囲

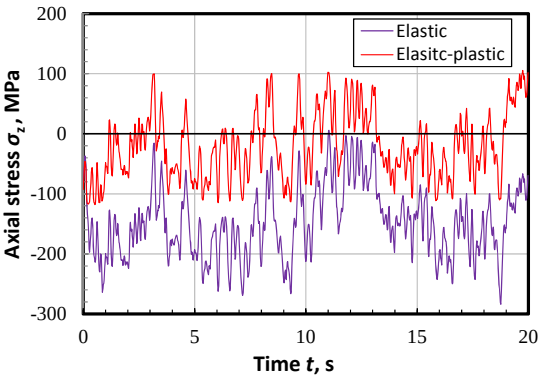


図 2 弾性および弾塑性解析による位置 P_z における軸方向応力変動の時系列変化

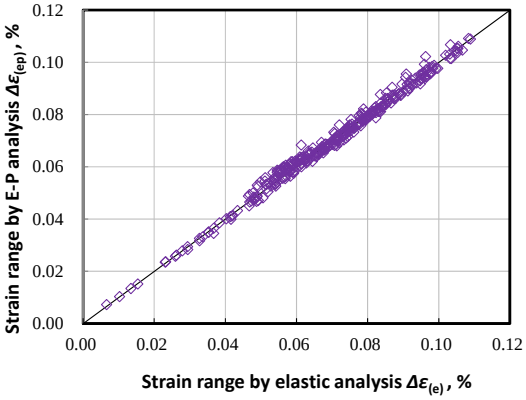


図 3 弾性と弾塑性解析のひずみ変動範囲の比較

参考文献

[1] 三好、歌野原、釜谷、日本原子力学会　2016 年秋の大会（その１）、(2016).

* Masayuki Kamaya[1], Koji Miyoshi[1] and Yoichi Utanohara[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[2L01-06] Molecular simulation for material behavior and simulation tecniques for fission or MA transmutation

Chair: Yuzuru Eguchi (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 10:20 AM - 12:00 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L01] First-principles Calculation of Solute Elements in Zirconium

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2] (1.JAEA, 2.U.Tokyo)

10:20 AM - 10:35 AM

[2L02] Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Center for Computational Science &e- Systems, Japan Atomic Energy Agency)

10:35 AM - 10:50 AM

[2L03] MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*Taira Okita[1], Yingjuan Yang[2], 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)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L04] Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] (1.School of Engineering, the University of Tokyo , 2.Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3.Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L05] Fission dynamics of ^{236}U based on the TDDFT

*Yoritaka Iwata[1], Satoshi Chiba[1] (1.Tokyo Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L06] MA transmutation function addition to Educational FBR Plant Design Program

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Management, 2.FBR Senior Research Laboratory)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ジルコニウム中溶質元素の第一原理計算

First-princilpes study of solute elements in Zirconium

*板倉　充洋[1]，沖田 泰良[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

ジルカロイ燃料被覆管における照射損傷・照射成長について、照射欠陥と鉄・クロムなどの溶質元素の相互作用について第一原理計算を用いて評価する。

キーワード：ジルコニウム，第一原理計算，燃料被覆管

1. 緒言

ジルカロイ燃料被覆管は一定の燃焼度あるいは時間の経過の後に<c>軸方向への収縮ひずみが発生する。この過程には照射欠陥の移動・成長が関わっているが、それらと鉄・クロムなどの溶質元素との相互作用を明らかにする必要がある。相互作用は単純な原子半径差による弾性相互作用であるとは限らず、量子的な効果を正確に評価するために第一原理計算が必要となる。

2. 計算方法

鉄原子はジルコニウム中でクロムと共に析出しているが、照射とともに析出物から溶出し母相中へと拡散することが知られている。また鉄原子は母相中で格子間原子として存在することが第一原理計算により判明している。ただしこの鉄原子がどのように母材中を拡散するのかは様々なプロセスを想定し、それぞれについて第一原理計算を行い移動エネルギーを評価する必要があるが、これまでに網羅的に計算した例はない。例えば鉄原子が格子間原子のまま拡散していくのか、あるいは Zr の格子間原子や空孔の拡散に付随して移動するのかによって拡散定数は大きく違ってくる。本発表ではこれらの様々な可能性についてその移動プロセスの障壁エネルギーを評価した結果を示す。

---

*Mitsuhiro Itakura[1], Taira Okita[2]
[1]JAEA, [2]Univ. Tokyo.

保存的上昇運動を取り入れた結晶欠陥相互作用のモデル化

Modeling for an interaction between lattice defects by incorporating conservative climb motion

*早川 頌[1]，沖田 泰良[2]，愛知 正温[2]，板倉 充洋[3]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

中性子照射下で形成する格子間原子集合体の挙動を再現するため、分子動力学法とモンテカルロ法を用いて集合体の保存的上昇運動を定量化した。集合体の回転運動が保存的上昇運動速度に影響を与えることが明らかとなった。

キーワード：モンテカルロ法、分子動力学法、照射損傷、鉄鋼材料

1. 緒言

原子炉構造材料の特徴としてカスケード損傷による格子間原子(SIA: Self-Interstitial Atom)集合体の形成が挙げられる。SIA 集合体は転位応力場の影響を受け転位近傍に集積するが、これら集合体の転位への吸収過程を考えた場合、特にサイズの大きい集合体に関しては保存的上昇運動が吸収プロセスの支配的なメカニズムになる[1,2]。本研究では、BCC 鉄における SIA 集合体の保存的上昇運動による刃状転位への吸収過程のシミュレーションを行う。この際、転位近傍における集合体の軌跡と形状の評価も行い、シミュレーションの入力パラメータとして用いる。

2. 計算方法

SIA 集合体縁部において、パイプ拡散を通した欠陥の転位側への集積が転位応力場により誘起されるが、その集積により引き起こされる集合体の重心移動を保存的上昇運動の発生と考える。この拡散過程の活性化エネルギーは分子動力学(MD)計算により求め、また転位近傍における集合体の軌跡と形状に関しては弾性論と MD 計算によって求めた。これら算出値を入力パラメータとして用いて機構論的モンテカルロシミュレーションを行った。

3. 結果・考察

転位近傍における集合体の挙動を MD により評価した結果、転位余剰面に対して集合体面が非平行な（回転した）状態で集合体が存在することが明らかとなった。この回転が保存的上昇運動に与える影響に関して、直径 1.6nm の集合体の回転の有無による保存的上昇運動速度の変化を図 1 に示す。なお h_{climb} は上昇運動方向の転位ー集合体間距離である。$h_{climb} \geq 3$nm の領域では回転の有無が速度に影響を与えない一方で、$h_{climb} \leq 3$nm では回転による大きな速度の変化が見られる。これは集合体縁上での欠陥パイプ拡散時の転位との相互作用エネルギーの変化量が回転の影響を受けることに起因する。特に転位極近傍において回転による急激な速度上昇が見られることから、集合体の転位への吸収プロセスの評価に際して集合体の回転を取り入れる必要があることが分かった。

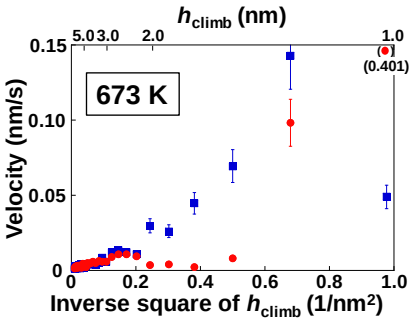


図 1　上昇運動速度（赤：集合体の回転を取り入れた場合、青：集合体の回転を取り入れない場合）

謝辞　本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

[1] B.N. Singh, N.M. Ghoniem, H. Trinkaus, Journal of Nuclear Materials, 307-311(2002)159-170.

[2] D.A. Terentyev, L. Malerba, M. Hou, Physical Review B, 75(2007)104-108.

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Masaatsu Aichi[2] and Mitsuhiro Itakura[3]

[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3]Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

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に関する検討

MD simulations to evaluate effects of the material property on defect formation process under neutron irradiation

*沖田　泰良[1]，Yang Yingjuan[2]，板倉　充洋[3]
[1]東京大学人工物工学研究センター，[2]東京大学大学院工学系研究科，
[3]日本原子力研究開発機構システム計算科学センター

MD 法により，高エネルギー中性子照射環境で構造材料に形成する空孔集合体の形態を解明した．比較的大きな集合体が形成する場合，低積層欠陥エネルギーで集合体サイズが大きくなることが明らかとなった．
キーワード：分子動力学法，カスケード損傷，欠陥集合体，積層欠陥エネルギー

1. 緒言

本研究では，積層欠陥エネルギー（SFE）が最も低い FCC 金属の一つであるオーステナイト鋼を対象として，高エネルギー中性子入射に伴う結晶欠陥形成過程の特徴的な明らかにするため，SFE のみ異なる 6 つの原子間ポテンシャル[1]を用いた分子動力学（MD）法を行った．

2. 計算手法

本研究で用いた原子間ポテンシャルは，SFE が 14.6~186.5 mJ/m^2 と異なる一方，その他の物性値は極力一定に保たれている FCC 金属原子間ポテンシャルである．PKA エネルギー (E_{PKA}) 1~50 keV，初期温度 100K とし，各条件で 20 ~ 40 回の繰り返し計算を行い，残存欠陥数及び欠陥集合体形態に与える SFE の影響を解析した．更に，欠陥集合体の安定形態を明らかにするため，E_{PKA} = 20 keV において 1100K で 100ps のアニールを行った．

3. 結果・考察

図 1 には，代表的な空孔集合体を示す．比較的大きな集合体は，積層欠陥を内部に包含する Frank ループあるいは積層欠陥四面体（SFT）に近い構造をとり，特に空孔数 45 個以上からなる集合体は，その殆どが SFT となることが分かった．これらの集合体は SFE が低い場合に形成確率が上昇するため，図 2 に示すように，比較的大きな空孔集合体が形成する場合（E_{PKA} = 50 keV，及び E_{PKA} = 20 keV + アニール）にのみ，低 SFE で空孔集合体の平均径が上昇することが明らかとなった．

謝辞：本研究は文部科学省平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む．

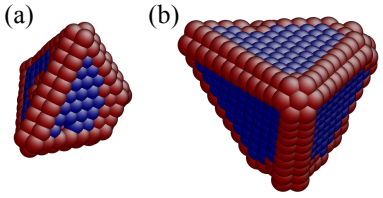


図 1 観察された空孔集合体の一例
(a) 50 keV, 44.1 mJ/m^2
(b) 20 keV + anneal, 14.8 mJ/m^2

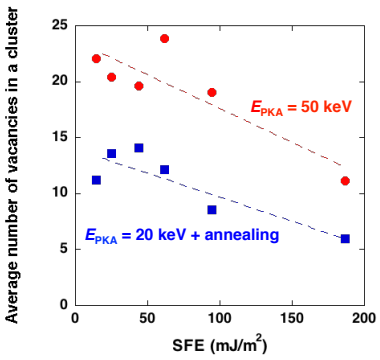


図 2 空孔集合体サイズの SFE 依存性

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) p.16.

*Taira Okita[1], Yang Yingjuan [2] and Mitsuhiro Itakura [3]
[1] Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, [2] School of Engineering, the University of Tokyo, [3] Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

MD 法を用いた原子空孔集合体-転位相互作用に及ぼす積層欠陥エネルギーの影響解明

Influence of stacking fault energies on the interaction between a void and dislocation evaluated by MD simulations

*土井原 康平[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

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である転位-ボイド相互作用に及ぼす SFE の影響を原子レベルで解明した。
キーワード：オーステナイト鋼、機械的特性変化、分子シミュレーション

1. 緒言

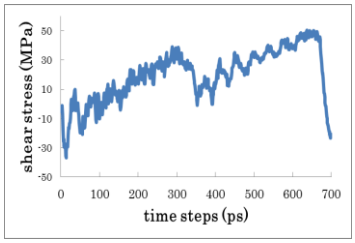
オーステナイト鋼は SFE が最も低い面心立方(FCC)金属の一つであり、SFE が温度に依存するという特徴を持つ[1]。FCC 金属中において転位は二本の部分転位に拡張しており、その拡張幅は SFE に反比例する。拡張した転位は照射下において形成されるボイドによって運動を阻害され、結果として降伏応力が上昇する(照射硬化)。本研究では、FCC 金属を対象とした MD 計算により、転位とボイドの相互作用に及ぼす SFE の影響を原子レベルの挙動から明らかにすることを目的とする。

2. 計算手法

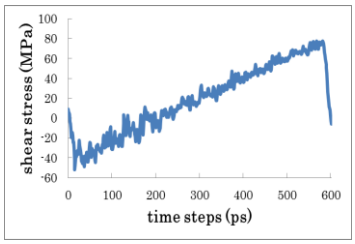
本研究における MD シミュレーションでは MD 計算コードである lammps[2]を用いた。SFE が 14.6~186.5mJ/m^2 と変化する一方、そのほかの物性値はほぼ同一の 6 つの FCC 金属間ポテンシャルを用い、x[1,0,-1] 41 nm, Y[1,-2,1] 40 nm, Z[1,1,1] 25 nm のセルを設定した。初期条件として b=a_0/2(1.0.-1)の刃状転位とボイドを配置し、ひずみを印加することで相互作用を確認した。

3. 結果

MD シミュレーションにおいて二つの相互作用形態が確認された。図 1 にボイド直径 2nm、温度 100K、SFE14.6、186.5mJ/m^2 の応力履歴を示す。図 1(a)は Double Partial Deppinning (DPD)という相互作用形態であり、先行部分転位分離時と後続部分転位分離時に対応して応力のピークが二つ観察され、それぞれの分離に時間差がある。図 1(b)は Single Perfect Deppining (SPD)という相互作用形態であり、転位が局所的に完全転位化し、先行部分転位と後続部分転位がほぼ同時にボイドから分離した。そのために応力のピークは一つだけ観察された。これらの相互作用形態は SFE、ボイド径、温度などによって異なり、ミクロ因子の抵抗強さに対応する臨界せん断応力(CRSS)の SFE 依存性は相互作用形態によって異なった。特に低 SFE においては、DPD の発生確率が高く、CRSS は小さくなる傾向にあった。



(a) 14.6mJ/m^2



(b) 186.5 mJ/m^2

図 1 各 SFE の応力履歴

謝辞：本研究は文部科学省平成 28 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む.

参考文献

[1] R. M. Latanision et al , Metallurgical Transactions , volume2(1971)505-509
[2]LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

*Kohei Doihara[1], Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]
[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Reserch into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3] Japan Atomic Energy Agency

TDDFT による ^{236}U の核分裂ダイナミクスの計算

Fission dynamics of ^{236}U based on the TDDFT

*岩田　順敬[1]，千葉敏[1]
[1]東京工業大学　科学技術創成研究院

空間三次元での時間依存密度汎関数計算による ^{236}U の核分裂ダイナミクスの計算結果を紹介する。とくに核分裂中の荷電分布がどのように変化するかに主眼をおいて議論する。

キーワード：核分裂、時間依存密度汎関数理論

1. 計算手法の概要

TDDFT の枠組みは、核子一つ一つの運動を追跡することで核子多体系を実現するというもので、核子のフェルミ統計性や原子核の魔法の数の出現までを自然に取り込んで議論することができる。TDDFT 理論においては原子核の融合過程をよく記述することが確かめられてきたが、原子核の分裂過程を扱おうとするとうまくいかないことがこれまでに報告されてきた。本発表では、TDDFT 方程式に対して系統的な初期状態を与えることで、確率的に稀な状況を敢えて初期条件として与えられるように工夫することで、TDDFT 理論によって核分裂ダイナミクスを詳細に分析する。

2. 荷電平衡仮説の検証

TDDFT 理論は陽子と中性子の波動関数を近似することなく量子力学的に扱うという特徴を持っている。その特徴は、反応中に刻一刻と変化する陽子分布（荷電分布）や中性子分布を記述するのに適している[1]。荷電分布の時間発展に着目しながら、核分裂過程の TDDFT による計算結果[2-4]を報告する。

原子力工学の分野においては、高い利便性と系統性を兼ね備えた現象論的な理論模型が用いられてきた。それらにおいては、核分裂で生じた分裂片は必然的に荷電平衡に達しているということが仮定されてきた（荷電平衡仮説）が、分裂片の中性子・陽子比の違いは原子力工学上の非常に大きな違いとして意味を持つことが少なくない。計算結果は荷電平衡仮説の正当性を定量的に検証するために用いられる。

参考文献

[1] Y. Iwata, T. Otsuka, J. A. Maruhn, and N. Itagaki, Phys. Rev. Lett. (2010) 252501.
[2] Y. Iwata and S. Heinz, Exotic Nuclei, EXON-2012, World Scientific (2013) 153.
[3] Y. Iwata and S. Heinz, CERN Proceedings 2012 – 002 (2013) 241.
[4] Y. Iwata and S. Heinz, J. Phys. Conf. Ser. 420 (2013) 012012

---

*Yoritaka Iwata[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

教育用 FBR プラント設計プログラムへの MA 消滅機能の追加

MA transmutation function addition to FBR Plant Design Program

東京大学　*笠原直人　FBR 高等研究所　高橋忠男

教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design に対して、高速炉に対する近年の期待である廃棄物の減容・有害度低減を実現するための MA 消滅に関する計算機能を追加した。このプログラムにより、燃料の増殖と廃棄物の減容のバランスを含んだプラント特性を総合的に理解する俯瞰力を養うことが可能となる。

キーワード：高速炉、MA 消滅、プラント設計、マルチフィジックス、統合シミュレーション、教育用

1.元プログラム　元プログラムである FR-Design[1] は FBR プラントのシステム設計を総合的に計算する能力を有しており、プラントの特性評価に必要なマルチフィジックス計算モジュール群から構成されている。

2. MA 消滅機能の内容　FR-Design の巨視的断面積を計算するモジュールに、内側および外側炉心領域、軸方向および径方向ブランケット領域にそれぞれ独立した MA 添加率を設定出来る機能を追加する。この巨視的断面積の変更モジュールは、余剰反応度を維持するために必要な Pu 富化度を計算するモジュールとの間で収束計算を行うことで、プラント全体の特性計算を行う。この機能への入力例、すなわち、各領域への MA 添加率(MA adding ratio)を Table 1 の上 4 行に、出力例、すなわち、総 MA 添加量(MA total loaded amount)、MA 消滅率(MA transmutation rate、添加した MA のうちで消滅した割合)、および、MA 消滅比(MA transmutation ratio、MA 消滅量がこの炉で発生する MA 量の何基分に相当するか)をそれぞれ下 3 行に示す。この MA 消滅機能による計算結果については、公表されている MA 消滅に関する報告[2]と の良い一致を見ている。

Table 1 Program MA input/output

MA adding ratio		
Region1	3.00	%
Region2	0.00	%
BlaAxi	0.00	%
BlaRad	0.00	%
MA total loading amount	128	kg
MA transmutation rate	36.7	%

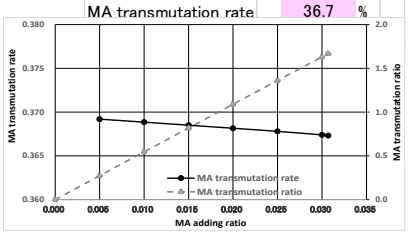


Fig. 1　MA transmutation effect for MA adding in core region 1

3. MA 消滅計算の例　「もんじゅ」の内側炉心領域のみに MA を添加した時の MA 消滅率および MA 消滅比の変化を Figure 1 に示す。プラントに与えられた余剰反応度と MA 添加なしの条件で定まる Pu 富化度を初期条件とすると、この場合には MA 添加率が 3.08%以上では臨界に達しないので、そこまでの計算結果を示している。ただし、燃料燃焼度はいずれも約 80GWd/t である。MA 消滅率は MA 添加率変化に対して約 37%近くでほぼ一定値であるが、 MA 消滅比は MA 添加率に対して単調に増大して約 1.6 に達していることが分かり、MA 消滅効果が大きいことが分かる。次に、各領域への MA 添加の効果を見るために、MA 添加率を一定値 3%とした場合の MA 消滅率と MA 消滅比を Fig.2 に示す。MA 消滅率は内側炉心への MA 添加のケースが 37%と最も高く、径方向ブランケットへの MA 添加は低い 17%となっている。これはブランケットの中性子束が低いためである。一方、MA 消滅比は径方向ブランケットへのケースが約 2.7 と、内側炉心への添加のケースよりも高い値を示している。これは、MA 消滅率は低くなるが、集合体数が多いブランケット内に添加できる MA の絶対量が多く、核分裂がほとんどないために中性子束が有効に MA 消滅に使用されるためと考えられる。

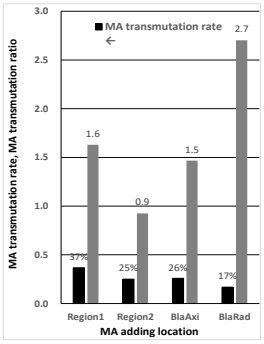


Fig. 2　MA 3% adding effect for in each region

参考文献：1　笠原, 高橋, ‘教育用 FBR プラント設計プログラム FR-Design の開発 原学誌 Vol.14　No.3　2015
2　K.Konashi et al ‘Enhancing MA Transmutation by Irradiation of (MA,Zr)Hx in FBR Blanket Region’ Proceeding of Global 2015 Paper 5383, 2015

*Naoto Kasahara[1], Tadao Takahashi[2]
[1] The University of Tokyo　[2] FBR Senior Research Laboratory

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

[2L07-11] Effect of external hazard such as earthquake on the material and construction

Chair: Taira Okita (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L07] A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact

*Akemi Nishida[1], Yoshimi Ota[1], Haruji Tubota[1] (1.JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L08] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1], Tsuyoshi Takada[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L09] Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave

*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1], Byunghyun Choi[1], Norihiro Nakajima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L10] Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency

*Ryota SAKEMI[1], Yamato KATSURA[1], Bari Md Abdullah Al[1], Takuya SATO[1], Naoto Kasahara[1] (1.Univ. of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L11] Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events

*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2] (1.Graduate School of Energy Science, Kyoto University, 2.Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

斜め衝突を受ける RC 版の局部損傷評価手法に関する研究
-柔飛翔体の衝突による貫通現象の検討-

A Study for evaluating method on local damage to RC panels subjected to oblique impact
-Analytical study on perforation damage to RC panels caused by impact of soft missiles-

*西田　明美，太田　良巳，坪田　張二
日本原子力研究開発機構

本稿では、柔飛翔体の衝突実験のシミュレーション解析によりモデルの妥当性を検証するとともに、斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、得られた知見について報告する。
キーワード：柔飛翔体、局部破壊、衝突実験、垂直衝突 シミュレーション

1. 緒言
飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。そこで本研究では、実験結果およびシミュレーション結果に基づき斜め衝突に対する評価式を提案することを目標とする。本稿では、柔飛翔体の衝突による貫通現象のシミュレーション解析とその解析結果から得られた知見について述べる。

2. シミュレーション解析概要
まずは柔飛翔体による既往局部損傷実験結果のシミュレーションによる再現解析を実施した。解析は LS-DYNA R7.1.2 を用いて行った。

文献[1]を基に板構造モデルおよび柔飛翔体モデルを作成した。モデルの形状及び主要寸法を図 1 に示す。コンクリート材料モデルは LS-DYNA の MAT_084 (Winfrith モデル)を使用した。鉄筋の真応力-真塑性ひずみ曲線は降伏点および引張強度点を通る指数則を仮定して決定し、鋼材のひずみ速度依存性を考慮した。

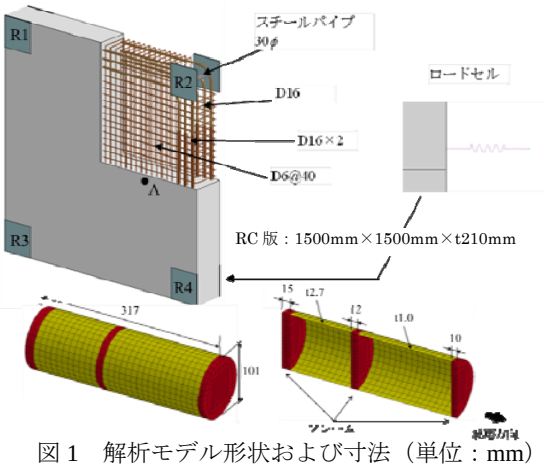


図 1　解析モデル形状および寸法（単位：mm）

3. 解析結果
(1) 反力履歴
試験結果と解析結果の裏面隅角部の反力履歴の比較例を図 2 に示す。ピーク値周辺はほぼ良好な相関を示している。

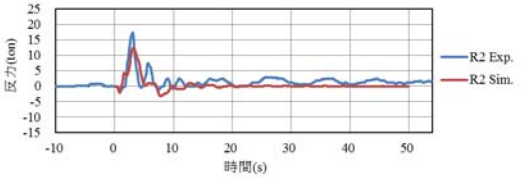


図 2　RC 版試験体反力履歴の比較の例（R2 裏）

(2) 鉄筋ひずみ履歴
RC 版試験体の D6 鉄筋のひずみ計測値と解析結果の比較を行った。その結果の例を図 3 に示す。比較結果はおおむね良好な相関を示している。

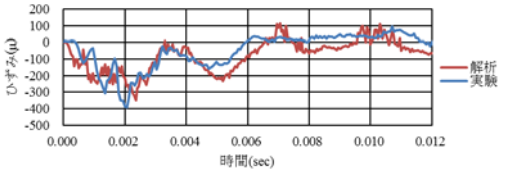


図 3　鉄筋ひずみ履歴の比較の例（A 点）

4. 結論
既往実験のシミュレーションによる再現解析を実施し、解析手法の妥当性を確認した。今後、本手法を用いて柔飛翔体の斜め衝突による貫通現象を検討する予定である。予備検討として、同条件で 45 度衝突による貫通現象のシミュレーション解析を実施した。図 4 に貫通終了後のエネルギー分担率を示す。垂直衝突と 45 度衝突ではエネルギー分担率に違いが現れていることを確認できる。今後、さまざまな条件で解析を実施し、検討をすすめる予定である。

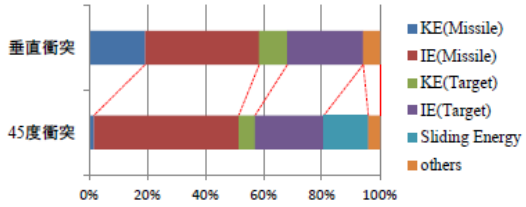


図 4　エネルギー分担率
（KE：運動エネルギー、IE：内部エネルギー）

参考文献
[1] Sugano et al., Local damage to reinforced concrete structures caused by impact of aircraft Engine missiles Part 1. Test programprogram, method and results, Nuclear Engineering and Design 140, 1993, pp. 387-405.

*Akemi NISHIDA, Yoshimi OHTA and Haruji TSUBOTA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

原子力プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発 その 2: 建屋システムと原子炉容器・配管の検討

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants Part2: Nuclear building system, reactor vessel and piping

*崔 炳賢[1]，西田 明美[1]，郭 智宏[1]，山野 秀将[1]，高田 毅士[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

本研究では、原子力発電所プラントの安全性確保のためにプラントをトータルシステムとして取り扱い、リスク概念と深層防護の考え方に基づいて様々なクリフエッジ状態を特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目的としている。本稿では、クリフエッジ回避に向けた建屋システムおよび原子炉容器・配管の予備的解析・評価の結果について報告する。

キーワード：地震時要求性能，クリフエッジ，プラント地震時挙動，建屋システム，原子炉建屋，免震重要棟，原子炉容器・配管

1. 緒言

地震時における原子力発電プラント全体の安全性確保のために、様々なクリフエッジ状態の特定とそれらの回避方策の検討に必要な予備的解析や評価を実施した。

2. 建屋システムのクリフエッジ回避技術

建屋システムのクリフエッジ回避技術では、応答解析を行う対象施設を設定し、モデルデータの整備および予備的解析を行った。具体的には、現実のサイトに設置された仮想的なプラントを設定することとし、文献等をもとに標準的な原子炉建屋および免震重要棟を対象としてモデル化を実施した。特に、クリフエッジを特定するために必要となる建屋の弾塑性モデルデータを整備するとともに、建屋への免震装置の組込みを実施した。また原子炉建屋に対し、設計用モデルである質点系モデルと３次元詳細モデルの双方で大入力時の予備的弾塑性解析を実施し、モデルによる応答の違いについて検討を行った。その結果、入力が大きいほどモデルの違いによる差異が大きくなることを確認した。

3. 原子炉容器及び配管のクリフエッジ回避技術

既往の地震 PRA 及びフラジリティ評価等を調査・整理し、クリフエッジ回避対策の項目を摘出するとともに、原子炉容器・配管の地震時挙動を調査・整理し、破損モードを設定した。また、水平免震の採用、積層ゴムの非線形特性の適切な設定及び水平方向の減衰機能の強化を取り込む対策を前提として、原子炉容器・配管を質点系でモデル化し、予備的なフラジリティ評価を行い、これらの対策が、重大な事象の発生条件を地震動の高い側に移動させるという意味で、クリフエッジ回避対策として有効であることを確認した。

4. まとめ

地震時におけるプラントのクリフエッジ状態の特定のために、建屋システムのモデルデータ整備と予備的弾塑性解析、および、原子炉容器・配管の予備的なフラジリティ評価を実施した。今後は、プラント全体系に係るクリフエッジを特定・定量化し、これらを回避する技術を開発することを目指す。

謝辞　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Zhihong Guo[1], Hidemasa Yamano[1] and Tsuyoshi Takada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

原子力施設の耐震評価のための組立構造解析結果の大規模分散並列可視化

Large-scaled parallel visualization for distributed simulation results of structure assembly for estimating a nuclear facility under seismic wave

*郭 智宏[1]，西田 明美[1]，崔 炳賢[1]，中島 憲宏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構は原子力施設の耐震解析に取り組んでおり、その全容解析の結果生じたビッグデータの分析・評価が解析以上に困難な課題となっている。この課題を解決するため、並列可視化アプリケーションの研究開発を行っている。本稿はビッグデータの分散処理による可視化とその並列化効率について報告する。

キーワード：並列可視化、ビッグデータ、原子力設備、高温工学試験研究炉、組立構造物、有限要素解析

1. 緒言

当機構では、原子力施設という組立構造物の「あるがまま解析」を目指して、仮想振動台の研究開発を行ってきた。本研究で開発を進めている並列可視化アプリケーションは、仮想振動台の解析結果の分析と評価と共に、可視化による「新しい知見」を得ることに資するものである。

2. 分散並列可視化

2-1. 可視化結果

対象とする高温工学試験研究炉の機器構造は、圧力容器、主冷却設備と補助冷却設備から構成される。三次元有限要素モデルは、4000 万節点、6000 万要素で構成され、更に地震波に対する構造応答を詳細に捉えるために、時間刻み 0.01 秒で 500 ステップの計算を実施した。結果分析・評価のため、節点情報として変位・速度・加速度のそれぞれのベクトル 3 成分、要素情報として応力テンソルの 6 成分と Von-Mises 応力に限定した出力をし、その結果、1 ステップのデータ量が 40E6×9+60E6×7=780E6(7.8 億物理量)で、ファイルサイズの合計は約 2TB となった。並列解析は領域分割法で 1621 領域に分割されて行われたため、可視化も 1621 領域のままにして並列処理を行った。図 1 は可視化結果を示している。

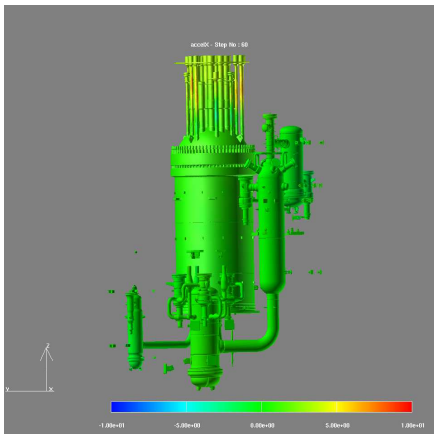


図 1. 可視化結果

2-2. 可視化処理効率

数値実験では当機構の SGI 社 ICE X 並列計算機を用い、96/72/48 の異なるコア数で実験した。96 コアの場合、1 ステップは 50 秒程度の処理時間を要し、500 ステップの動画を作成するには 7 時間弱を要した。また、96 コアに比べ、72 コアと 48 コアの最大処理データ量/コアは約 1.1 倍と 1.4 倍になっているが、処理時間/ステップは約 3.7 倍と 25 倍と著しく増加した。これは、データの分散化によって、I/O コストの増加とネットワークの帯域幅性能が低下したことによるものと考えられる。

3. まとめ

可視化アプリケーションを並列可視化ツール・AVS/Express_PCE を用いて開発し、ビッグデータの並列可視化を行った。今後の課題は可視化の並列化効率向上や可視化による新しい知見を得る研究等がある。

---

*Zhihong Guo[1], Akemi Nishida[1] ,Byunghyun Choi[1] and Norihiro Nakajima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

過大地震荷重下における振動数に着目した進行性変形の発生条件

Occurrence conditions under excessive seismic loadings in terms of input frequency

*酒見 亮太[1]，MD ABDULLAH AL BARI[1]，桂 也真人[1]，佐藤 拓哉[1]，笠原 直人[1]
[1]東京大学

過大地震荷重によって配管に生じる破損現象に進行性変形がある。本研究では、地震荷重の特性を振動数に着目し3つの領域に分けることで、進行性変形の発生条件を整理することを目指した。

キーワード：進行性変形，ラチェット変形，地震荷重、動的荷重、振動数

1. はじめに

過大地震荷重下では、崩壊や低サイクル疲労の他に進行性変形（ラチェット変形）と呼ばれる破損モードが確認されている。本研究では、熱ラチェット線図を参考に、弾塑性時刻歴応答解析を用いて進行性変形の発生条件について調べた。

2. 弾塑性時刻歴応答解析モデル

片持ちはりを有限要素にモデル化し、FINAS-STAR プログラムを用いて要素を平面応力要素、弾完全塑性体とし、幾何学的非線形を考慮した弾塑性解析を行った。はりの自由端の先端におもりを付加し重力による一定の荷重を、固定端を正弦波で加振し加速度による繰返し荷重を作用させた。

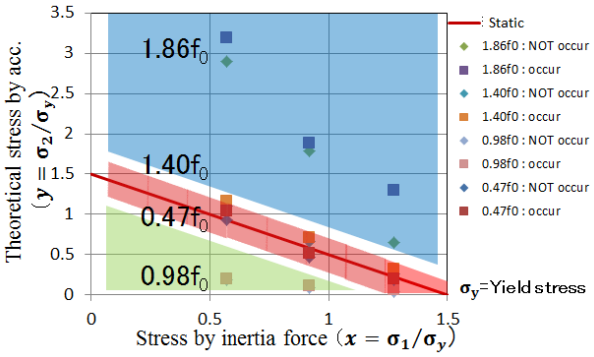


図１　進行性変形発生条件図

3. 進行性変形発生条件解析結果

入力正弦波 20 波に対し塑性ひずみ 0.2%を進行性変形の発生判定条件とした。図１に進行性変形の発生条件を示す。熱ラチェット線図[1]を参考にし、横軸に重力により発生する曲げ応力、縦軸に入力波の最大慣性力との静的釣り合いから導かれる曲げ応力をそれぞれ材料の降伏応力で規格化したものをとった。共振域周辺（緑の領域）では著しく進行性変形が起きやすくなっている。共振域より低周波側（赤の領域）では曲げ崩壊の発生条件に近く、共進域より高周波側（青の領域）では、熱ラチェットの発生条件に類似している。図２に変位応答倍率を示す。横軸に入力振動数を固有振動数で割ったもの、縦軸に変位応答倍率をとった。図中の色のついた領域はお互いに対応している。

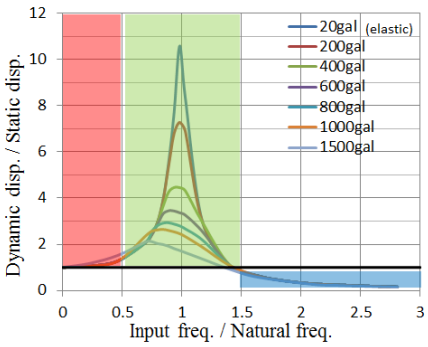


図２　変位応答倍率

4. まとめ

進行性変形の発生条件を熱ラチェット線図と同様に整理した。振動数によって進行性変形の発生条件は3つの領域に分けられる。その理由を、変位応答倍率を用いることで説明することを試みた。今後進行性変形の発生メカニズムに着目した研究を行っていく。

参考文献

[1] Bree.J, ñElastic-plastic Behavior of Thin Tubes Subjected to Internal Pressure and Intermittent High-heat Fluxes with Application to Fast-nuclear-reactor Fuel Elementsò J. of strain analysis for eng. design, Vol.2, pp.226-238 (1967)

*Ryota SAKEMI[1], MD ABDULLAH AL BARI[1], Yamato KATSURA[1],Takuya Sato[1], Naoto KASAHARA[1]　[1]University of Tokyo

Evaluations of RPV stress intensity factor during PTS events

*Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto University, [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto University.

The cracks of the inner surface in the RPV is evaluated by Fracture Mechanics (FM) analysis during PTS loading, which is important in assessing the safety of nuclear power plants. In the present study, the three-dimensional Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations and Fracture Mechanics analysis is performed. And it revealed the dependence of Stress Intensity Factor (SIF) on the positon of RPV.

Keywords: Reactor Pressure Vessel, Pressurized Thermal Shocks, 3D-CFD, Fracture Mechanics

1. Introduction

The Reactor Pressure Vessel (RPV) is exposed to neutron irradiation, which causes embrittlement of the ferritic steels and makes the material susceptible to brittle fracture[1]. In Pressurized Thermal Shock (PTS) situation, the cold plume will flow into the downcomer and cool down inner surface in the RPV, which lead to high tensile circumferential stresses in the RPV walls. With the neutron irradiation, these circumferential stresses may lead the PRV to brittle fracture.

In the present study, the three-dimensional Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations and Fracture Mechanics (FM) analysis is performed to simulate a PTS loading in the RPV. And it revealed the dependence of SIF as a function of location of RPV.

2. Analysis process

For the CFD simulations, the injection Emergency Core Cooling (ECC) water is injected in each cold leg. The ECC reaches a value of 20 kg/s, 40 kg/s and 80 kg/s, three cases in this CFD simulations.

The FM analysis is used to obtain the SIF. The acquired results for the three-dimensional temperature distributions are obtained from CFD. Analysis of the most dangerous region such as the regions are the inlet, the location of maximum von Mises stresses, inside, outside and border of the cooling plume in core region. Because of the high irradiation, Cracks inside the plume in the core region was considered to be the most dangerous positon of RPV.

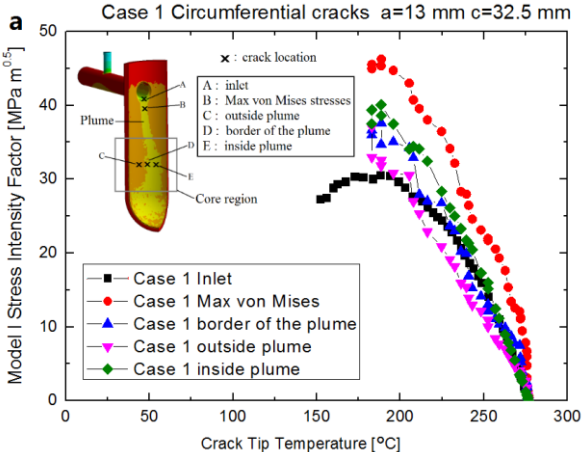


Fig.1 SIF comparison at each crack location in Case 1 (20kg/s)

3. Conclusion

We performed 3D-CFD simulations and fracture mechanics analysis of the RPV subjected to PTS loading. It analyzed the most dangerous region. And it compared with SIF at the deepest crack point for each locations when the Safety Injection Pumps (SIP) flow changes. It revealed the dependence of cooling conditions for SIF occurred to the cracks.

References

[1] Odette, G.R., Lucas, G.E., ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA , 1986, pp. 206-241.

[2] Sharabi, M., Freixa, J., Nucl. Eng. Technol., 44 (7), 2012, pp. 709-718.

[3] González-Albuixech V.F., Qian G., Nuclear Engineering and Design, Vol.297, 2016, pp.111-122.

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

[2L12-16] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[2L12] Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1], Hiromaru Hirakuchi[1] (1.CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM

[2L13] Study of geometry factor prediction for flow accelerated corrosion with RANS calculation

*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1], Yoshiyuki Tsuji[1] (1.Nagoya Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM

[2L14] Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation

*Kenta Inagaki[1] (1.CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM

[2L15] High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster

*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1], Yasuhiro Idomura[1] (1.JAEA, 2.CEA Cadarache)

4:50 PM - 5:05 PM

[2L16] Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], Susumu Yamashita[1] (1.JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

竜巻風速場モデルから導出される気圧変化率の数値解析精度

Accuracy of pressure gradient numerically derived from a tornado wind field model

*江口　譲[1]，村上 貴裕[1]，服部 康男[1]，平口 博丸[1]
[1]（一財）電力中央研究所

竜巻に伴う原子力発電所の重要施設に課される気圧変化率を求めるために，ランキン渦モデルやフジタモデル等の既知の風速場を入力条件として，有限要素法を用いて圧力の空間微分値を計算する方法を提示した。また，得られた数値解析結果の精度に対する圧力安定化法や空間微分値の計算法の影響を評価した。

キーワード：竜巻，原子力発電所，気圧，変化率，有限要素法

1. 緒言

竜巻の通過によって発生する時間的な気圧変化が原子力発電所の安全性に与える影響を評価する必要がある。この評価には，竜巻の圧力分布の勾配値が必要であるが，ランキン渦のような単純な風速場以外では運動量・質量の各保存則から導かれる圧力ポアソン方程式を解き，その勾配を計算する必要がある。

2. 評価方法

この圧力ポアソン方程式の求解に際しては全境界でノイマン境界条件（圧力勾配値）を与える必要があるが，圧力を要素内一定関数，速度（風速）を 1 次関数で近似する有限要素法を用いる場合は離散式自体にこの条件が組み入れられており，比較的容易に取り扱うことができる[1]。このようにして得られた圧力 p^e は各要素内で一定であるため，要素境界では圧力は不連続となる。そこで図 1 に示す各解法で各節点での x 方向圧力勾配 Q_B を求めて，精度を比較した。

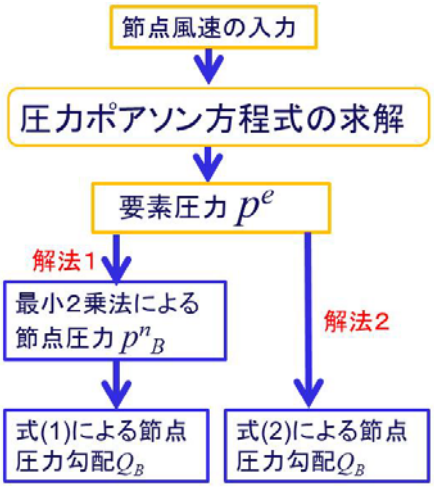


図 1　圧力勾配の求め方

$$\left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \phi_b d\Omega\right]\{Q_B\} = \left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \frac{\partial \phi_b}{\partial x} d\Omega\right]\{p_B^n\} \quad (1)$$

$$\left[\bigcup_e \int_{\Omega^e} \phi_a \phi_b d\Omega\right]\{Q_B\} = \left\{\bigcup_e \left(\int_{\Gamma_{BC}} \phi_a p^e n_x d\Gamma - \int_{\Omega^e} \frac{\partial \phi_a}{\partial x} p^e d\Omega\right)\right\} \quad (2)$$

ここで，ϕ_a：局所節点 a に関する 1 次補間関数，B：全体節点番号，$p^n{}_B$：節点 B の圧力，p^e：要素 e の圧力，Ω^e：要素 e の体積，Γ_{BC}：全領域の表面，n_x：単位法線ベクトルの x 成分，$\bigcup$：全体化 ，を表す。

3. 結果と結論

圧力安定化法を導入した有限要素法流体解析コード[2]と類似の方法を用いて，竜巻半径 R_m=30m，最大旋回風速 V_m=85m/s のランキン渦(1/4 対称部分)について一辺 300m の立方体を 100^3 の有限要素で分割して数値解析を実施した。得られた最大圧力勾配を理論値$\rho V_m^2/R_m$と比較し（表 1），各解法の誤差特性を明らかにした。（ρは空気密度）

表 1　各解法の圧力勾配の誤差

(解析値-理論値) 理論値	解法1	解法2
圧力安定化なし	-6.8%	7.9%
圧力安定化有り	-6.9%	-0.96%

参考文献 [1]Gresho, P.M. and Sani, R.L., On pressure boundary conditions for the incompressible Navier-Stokes equations, Int. J. Numer. Meth. in Fluids, **7**, pp.1111–1145, 1987. [2]Eguchi, Y., A new positive-definite regularization of incompressible Navier-Stokes equations discretized with Q1/P0 finite element, *ibid.*, **41**, pp.881-904, 2003.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Yasuo Hattori[1] and Hiromaru Hirakuchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

流れ加速型腐食に対する RANS による形状係数予測に関する研究

Study of Geometry Factor Prediction for Flow Accelerated Corrosion with RANS Calculation

*恒吉 達矢[1]，伊藤 高啓[1]，辻 義之[1]
[1]名古屋大学

複雑流動場における熱伝達(物質伝達)の計算精度向上を目的に，温度場 2 方程式モデルを用いた RANS 計算を実施した．計算結果を LES および電気化学的手法による実験結果と比較し，RANS による形状係数予測の精度について考察する．

キーワード：配管減肉，流れ加速型腐食，物質移行係数，形状係数，RANS.

1. 緒言

発電プラントの炭素鋼配管における減肉事象の一因として流れ加速型腐食が挙げられる．流体力学因子として，オリフィスやエルボ等の配管要素における物質移行係数k_cを正確に算出することが求められている．また，配管要素と直円管部の物質移行係数の比として定義される形状係数k_c/k_{c0}を評価することも重要である．オリフィス下流を対象に，電気化学的手法により物質移行係数を直接測定して求めた形状係数と，LES (Large Eddy Simulation)による熱流動場計算をもとにアナロジーを介して熱伝達率hから求めた形状係数h/h_0は定量的に一致していた[1]．本研究では，LES よりも簡易な計算である RANS (Reynolds Averaged Navier-Stokes)を用いた場合に，形状係数を精度よく予測する方法について検討する．

2. 数値計算手法（温度場 2 方程式 RANS）

2 方程式系の RANS では，渦粘性近似を用いてレイノルズ応力を計算する．渦粘性ν_tは，乱流エネルギーkとその散逸率εからモデルを用いて導出される．RANS における温度場計算では，レイノルズ応力と同様に，渦拡散係数を用いて乱流熱流束を求める．代数モデル(ゼロ方程式モデル)では，渦拡散係数α_tは渦粘性ν_tに乱流プラントル数Pr_tを乗じた値として計算される．代数モデルは，流動場と温度場が非相似に発達する条件において，計算精度の低下が予想される．温度場 2 方程式モデルでは，温度変動k_θと温度変動の散逸ε_θの輸送方程式を解き，k_θとε_θから渦拡散係数α_tを導出することで温度場の計算精度を高めている．本研究では流体計算のオープンソースコードである OpenFOAM を用い，乱流モデルに温度場 2 方程式の AKN モデル[2]を導入して RANS 計算を実施し，オリフィス下流の形状係数予測を行った．

3. 結果・考察

オリフィス下流の形状係数分布を Fig. 1 に示す．レイノルズ数は 25000，オリフィス開口率は 0.62 である．流動場計算を AKN モデル[3]，温度場計算を乱流プラントル数一定($Pr_t = 0.9$)の代数モデルで行った場合に，LES や実験の結果[1]と比較して形状係数を過大評価していることがわかる．温度場計算を 2 方程式モデル[2]で行った場合には，LES や実験値と定量的によく一致した形状係数となっている．この結果は，RANS において，流動場計算に適切な乱流モデルを使用するだけでなく，温度場の計算手法を改善することが形状係数予測の精度向上に大きく寄与することを示している．ただし，数値計算と電気化学実験ではスカラー場（温度場・濃度場）の拡散係数が異なる点は注意を要する．電気化学実験における鉄錯イオンの拡散係数は，無次元化したシュミット数で 1940 である．LES 計算では水の熱伝達を想定しており，拡散係数はプラントル数で 5.8 としている．RANS については，AKN モデルが開発段階で空気の熱伝達を想定していることから，本計算においてもプラントル数を 0.71 と設定している．この拡散係数の違いが形状係数予測に及ぼす影響については今後検証が必要である．

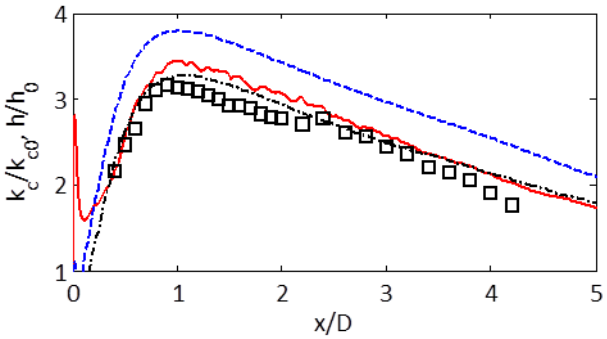


Fig.1 Geometry factor profile behind the orifice. ——: LES, - - - - -: RANS (AKN[3]/Pr_t=0.9), ... : RANS (AKN[3]/AKN[2]), □:experimental measurement.

参考文献

[1] 恒吉達矢，神谷一彰，伊藤高啓，辻義之，日本機械学会論文集, 81, 828 (2015), DOI:10.1299/transjsme.15-00162.
[2] K. Abe, T. Kondoh and Y. Nagano, *Int. J. Heat Mass Transfer*, 38, 8 (1995), pp. 1467-1481.
[3] K. Abe, T. Kondoh and Y. Nagano, *Int. J. Heat Mass Transfer*, 37, 1 (1994), pp. 139-151.

*Tatsuya Tsuneyoshi[1], Takahiro Ito[1] and Yoshiyuki Tsuji[1]
[1]Nagoya Univ.

原子炉事故解析に向けたマルチフィジクス粒子法コードの開発
（2）空気中における噴出水の飛散挙動解析への適用

Development of a multi-physics MPS code for the severe accident simulation

(2) Application for the analysis of water jet in the air

*稲垣　健太[1]

[1]電力中央研究所

マルチフィジクス粒子法コードによる噴流の飛散挙動解析を可能にするために、精度の良い表面張力モデルおよび空気抵抗モデルを開発し、コードに実装した。それぞれのモデルを検証するための解析を実施し、現象が定性的に正しく再現されることを確認した。

キーワード：粒子法，シビアアクシデント、シミュレーション

1. 緒言

当所では原子炉事故で発生しうる物質の溶融凝固や移動、大変形を伴う複雑な現象を解析するためのマルチフィジクス粒子法コードを開発しており、本研究では配管亀裂からの噴流の飛散挙動解析を可能とするための計算コードの改良を行う。噴流の飛散距離を正確に評価するために、現象に対して支配的となる表面張力および空気抵抗について、それらの影響を正確に取り扱うためのモデルを開発し、実装する。

2. 表面張力モデル

表面粒子の検出、法線ベクトル計算、曲率計算、接線方向の表面張力項評価、法線方向の表面張力項評価の 5 ステップからなる表面張力計算モデルを開発し、マルチフィジクス粒子法コードに実装した。

ベンチマーク解析として Qian ら[1]の実施した液滴衝突試験と同じ体系でシミュレーションを実施した。衝突速度や位置の違いにより衝突後の変形挙動が異なり、二液滴の融合、分離、サテライト液滴の形成、液糸の形成と分離（図 1(a)-(d)）などが発生する様子がそれぞれ定性的に正しく再現された。

3. 空気抵抗モデル

周囲の気相または液相の代表速度ベクトルおよび各表面粒子の法線ベクトル方向を基に、各表面粒子に働く抵抗力を評価するモデルを開発した。静止した水中に溶融ウッド合金を噴出する解析を実施し、先頭に傘形状が形成され、傘端部および液柱表面から液糸および液滴が生成される様子が再現された（図 2）。

4. 結論

本コードが噴流解析に適用可能であるという見通しが得られた。今後定量評価に向けた検討を行う。

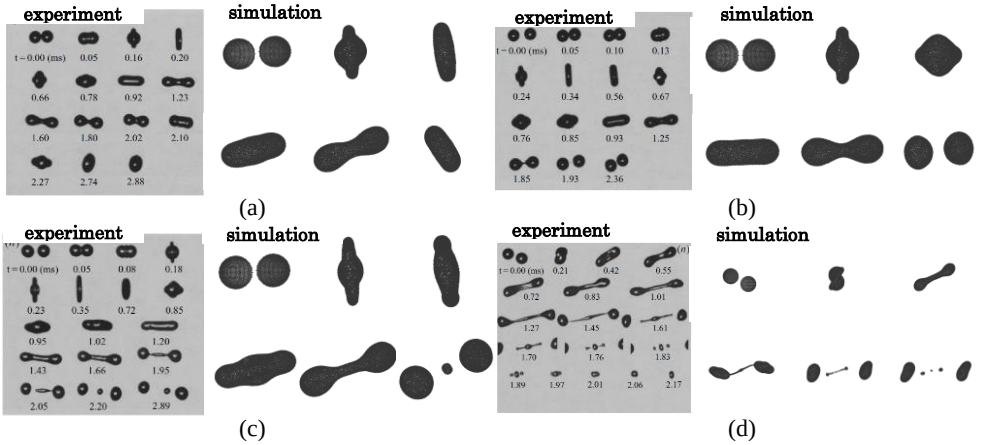


図 1　液滴衝突解析結果と試験結果[1]の比較



図 2　噴流解析結果

参考文献

[1] J.Wian, C.K.Law, “Regimes of coalescence and separation in droplet collision”, J. Fluid Mech. (1997),vol.331, pp.59-88

*Kenta Inagaki[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

核融合シミュレーションコードの GPU クラスタにおける高性能実装

High Performance Implementation of Nuclear Fusion Simulation Code on GPU Cluster

*松本 和也[1]，朝比 祐一[2]，伊奈 拓也[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]CEA Cadarache

核融合プラズマ流体解析コード GT5D の主要計算カーネルを筑波大学の GPU クラスタ HA-PACS/TCA において実装し、性能評価を行った結果を述べる。本研究ではコード内で性能ボトルネックとなっている処理に対して GPU 上でのチューニングを行い、実測性能とルーフラインモデルにより算出した達成可能な実効性能との比較をする。また、複数 GPU を使用するために GPU 間通信技術を用いた実装についても述べる。

キーワード：高性能計算，GPU クラスタ，計算科学技術，核融合シミュレーション

1. 緒言

ITER の炉心性能評価のための核融合プラズマ流体解析にはエクサスケールシミュレーションが必要とされている。将来的に実現されるエクサスケールコンピュータでの大規模なシミュレーションにおいては、コード実装の算術演算の高性能化だけではなく計算ノード間通信やノード内のメモリ階層間データ移動といったデータ通信の高性能化も重要だと考えられる。本研究では、GT5D[1]の差分陰解法カーネルを対象として単一 GPU 向けに最適化された GT5D コード実装[2]に対して改良を加えて GPU クラスタ向けの性能最適化・チューニングを行い、その性能を評価する。そして、通信性能に関する性能分析を行うことで、今後のシミュレーションコード改良の指針とする。

2. 実装と性能評価

本研究では GT5D において最も計算コストが大きいカーネルであるプラズマ粒子分布関数の移流・拡散方程式の移流項の差分陰解法処理に関する実装を扱う。現在の実装は連立一次方程式の解法として一般化共役残差法を用いており、粒子分布関数を 4 次元格子上で近似し 4 次精度中心差分に基づく 17 点のステンシル計算を行う。性能測定は筑波大学の GPU クラスタである HA-PACS/TCA において行う。なお、HA-PACS/TCA の計算ノードには NVIDIA Tesla K20X GPU が搭載されている。

ルーフラインモデル[3]は、プロセッサでプログラムを実行した場合に達成可能な実効性能の上限を解析するための性能モデルとして知られている。ルーフラインモデルを差分計算のためのプログラム関数の最内ループに適用して性能解析を行っており、問題サイズ 32x32x32x128 の場合において同モデルにより求めた達成可能性能は 148.5 GFlops/s である。本研究では、単一 GPU における実装の更なる性能最適化のために GPU 計算におけるスレッド・ブロックサイズやスレッドあたりの最大使用レジスタ数などをチューニング・パラメタとする自動チューニングを施した。最適化前の実装の実測性能が 109.5 GFlops/s と達成可能性能の 74%の性能であるのに対して、最適化を施した実装は 123.7 GFlops/s と 83%の性能が得られている。

複数ノードを使用する実装の性能評価は、問題サイズ 128x128x32x128 の場合において 1 ノードあたり 1 基の GPU を使用して実施している。16 ノード使用することで 2 ノード使用した場合と比べて 4.54 倍の性能向上がみられる。以上のことに加え、発表では通信性能の分析結果ついても述べる。

参考文献

[1] Y. Idomura, M. Ida, T. Kano, N. Aiba, S. Tokuda, *Comput. Phys. Commun.*, **179**, 391-403 (2008).

[2] T. Ina, Y. Asahi, Y. Idomura, *ISPJ SIG Technical Report*, **2015-HPC-152**, No. 10 (2015), [in Japanese].

[3] S. Williams, A. Waterman, D. Patterson, *Communications of the ACM*, **52,** 4, 65-76 (2009).

---

*Kazuya Matsumoto[1], Yuuichi Asahi[2], Takuya Ina[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]CEA Cadarache

多相流体問題における省通信 Krylov 部分空間法の性能評価

Performance Evaluations of Communication-Avoiding Krylov Subspace Methods in multi-phase thermal-hydraulic problem

*真弓 明恵[1]，井戸村 泰宏[1]，山田 進[1]，伊奈 拓也[1]，山下 晋[1]
[1]原子力機構

多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の Poisson ソルバに省通信 CG 法[2]を実装し，実問題における収束特性と処理性能を調査した．省通信化に伴う誤差の蓄積による収束特性悪化の問題を分析し，アルゴリズムを部分的に 4 倍精度化して収束特性を向上する手法を考案した．

キーワード：多相流体，燃料溶融シミュレーション，省通信 Krylov 部分空間法，CG 法

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では過酷事故における溶融燃料の挙動を解析するために多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]の開発を進めている．現状の計算規模では炉内構造物単体のシミュレーションが可能であるが，炉心全体のシミュレーションを実行するためにはエクサスケールマシンが必要となる．非圧縮流体モデルに基づく JUPITER コードでは圧力の Poisson 方程式の反復法ソルバが主要な計算コストを占めるが，スケーラビリティを向上する上でデータ通信コストがボトルネックとなるため，ソルバの省通信化が重要な課題である．本研究ではこのデータ通信コストを削減するアルゴリズムとして省通信 Krylov 部分空間法を実装し，実問題における収束特性と処理性能を調査することで，その有用性を評価する．

2. 省通信 Krylov 部分空間法

省通信 Krylov 部分空間法は，通常の Krylov 部分空間法をベースに，通信削減手法を加えることで高速化を図った手法である．今回研究対象とした省通信 CG 法[2]では三項間漸化式を用いた CG 法をベースに，基底計算及び内積計算の通信削減を行っている．基底計算で s 本の Krylov 部分空間の基底をまとめて計算し，計算した基底を用いて s 回分の内積計算を保存するグラム行列を作成することで，通常の CG 法の s ステップの反復計算を一度に計算する．

省通信 CG 法は通常の CG 法と比較して内積計算の省通信化に伴う誤差の蓄積が発生するため収束性が悪化する問題があるが，採用する基底の変更や内積の 4 倍精度化により問題を回避する．基底計算には 4 倍精度化を適用せず，内積計算に相当するグラム行列の作成及びグラム行列を用いた計算に 4 倍精度化を適用することで，s の増大による収束性の悪化を回避する．

省通信 CG 法の内積に 4 倍精度化を適用することにより，従来収束率が悪化していたパラメータにおいても通常の CG 法と同等の収束を達成した．

参考文献

[1] 山下 晋，徳島 二之，倉田 正輝，高瀬 和之，吉田 啓之，日本機械学会第 28 回計算力学講演会論文集, p.3 (2015)
[2] Mark Hoemmen, PhD thesis, EECS Department, University of California, Berkeley (2010)
[3] Erin Carson, EECS Department, University of California, Berkeley, Technical Report No. UCB/EECS-2015-179 (2015)

---

*Akie Mayumi[1], Yasuhiro Idomura[1], Susumu Yamada[1], Takuya Ina[1], and Susumu Yamashita[1]
[1]JAEA

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M01-03] Risk Management

Chair: Inamura Tomoaki (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 9:50 AM - 10:40 AM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M01] Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*HIROSHI ANDO[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] （1.INSS., 2.INSESS., 3.TOKYO CITY Univ., 4.JANSI）

9:50 AM - 10:05 AM

[2M02] Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

*Haruhiko Toyomitsu[1] （1.Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safety Technology Center）

10:05 AM - 10:20 AM

[2M03] Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano （1.Graduate School of Eng., Univ. of Fukui）

10:20 AM - 10:35 AM

©Atomic Energy Society of Japan

関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と事故時対応能力の向上への取組みについて

Enhancement of Organizational Preparedness and Capability of Accident Mitigation at Nuclear Power Stations of the Kansai Electric Power Company.

*安藤　弘[1]，氏田 博士[2]，村松 健[3]，富永　研司[4]

[1]原子力安全システム研究所，[2]環境安全学研究所，[3]東京都市大学，[4]原子力安全推進協会

福島第 1 原子力発電所（1F）事故の結果、我が国では新規制基準に適合するよう、さまざまな安全対策が強化された。2016 春の年会では、キヤノングローバル戦略研究所「原子力安全研究会」の活動報告として、各電気事業者の安全対策のハード面について具体例と安全対策費用等について発表した。今回は、安全対策のソフト面対策について、関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と緊急時対応能力向上の取組みを例として発表する。

キーワード：過酷事故、1F 事故、安全対策

1. 緒言

過酷事故を含めた深層防護を実装化するに際して、レベル 3（DBA 設備）とレベル 4（SA 対策設備）の独立性を極力確保したため、膨大な安全対策費用を投じている。万一事故が発生した場合、迅速かつ的確に対応するための組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上のためのソフト面の安全対策について発表する。

2. 関西電力における原子力発電所の組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上についての取組み

2-1. 原子力発電所における安全対策

電気事業者は NRA 新規制基準に適合するよう、さまざまな安全対策を実施、2015 年 3 月までに約 3 兆 3 千億円の安全対策費用が投じられ、今後さらに膨らむことが見込まれる。

2-1. 組織・体制の充実と緊急時対応能力の向上

原子力発電所重大事故発生時に迅速かつ的確に対応するために能力向上を図るため、その役割に応じ、緊急時に指揮者となる者、運転員、緊急安全対策要員に対し教育・訓練を充実・強化を図っている。また、新規制基準下において初回の原子炉起動前までに重大事故の発生および拡大防止に必要な措置を実施するための技術的能力（技術的能力に係る個別手順訓練）と有効性評価（シーケンス訓練）を確認する成立性確認訓練の実施が求められている。原子力安全推進協会では、緊急時対応能力向上のためのリーダーシップ研修等が行われている。



3. 結論

1F 事故以降、新規制基準に適合するため、ハード面の安全対策の強化とともに、緊急時に迅速かつ的確に対応するために組織・体制の充実化を図り、緊急時対応能力の向上などソフト面の安全対策に取り組んでおり、1F 事故の教訓が生かされている。今後、新たな知見を反映することで、原子力発電所の安全性の向上や新たに設置された安全設備の再評価による最適化が望まれる。

参考文献

[1] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」

---

*Hiroshi Ando[1], Hiroshi Ujita[2] and Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4]

[1]Institute of Nuclear Safety System. [2]Institute for Environmental and Safety Studies. [3]Tokyo City Univ. [4]Japan Nuclear Safety Institute.

原子力災害時広域避難データベースシステムの整備について
Development of a Database System for Supporting Protecting Measures such as Evacuation at Nuclear Disasters

※豊満　治彦[1]，山崎　昭一[1]，佐藤　幸恵[1]

[1]公益財団法人原子力安全技術センター

原子力災害時に住民への防護対策の指示伝達や、避難誘導等を担う市町等の活動を支援するため、従来紙媒体で整理されていた「地域防災計画」や「広域避難計画」の中から必要な情報を指定エリア毎の人口や施設等の検索・地図表示等の機能を有する「避難等防護対策支援データベースシステム」として整備した。また、平成２７年度に原子力総合防災訓練において試験的に活用し､外部評価者からなるワーキンググループを設けて、実効性を検証して今後の課題を取りまとめた。

キーワード：地域防災計画、広域避難計画、避難等防護措置

１．緒言

原子力災害時に住民への防護対策の指示伝達や、避難誘導等を担う市町等の活動を支援するため、従来紙媒体で整理されていた「地域防災計画」や「広域避難計画」の中から必要な情報を指定エリア毎の人口や施設等の検索･地図表示等の機能を有する｢避難等防護対策支援データベースシステム｣として図１のとおり整備し、平成２７年度に同システムの継続的な実効性向上を図るために愛媛県で行われた総合防災訓練の際に関係市町の災害対策部において活用し、評価結果を取りまとめた。

２．整備内容

市町等において避難等の防護措置を検討する際に、必要な情報を電子地図上に表示させるとともに整理された形で即座に検索・集計・抽出できるよう以下の情報をデータベースとして整備した。

・原子力発電所から３０ｋｍ圏内の市町等について行政区画単位毎の人口情報等
・避難施設、一時避難所
・避難ルート　　等

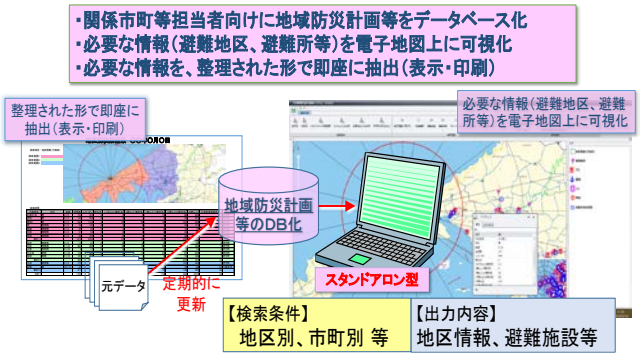


図１：避難等防護対策支援データベースシステム概要

３．今後の課題

総合防災訓練において関係市町の災害対策部において活用し、防護対策検討するうえで実効的な課題を下記のとおり抽出した。

・避難等防護措置の検討の際に、予め準備されているデータについて全体の概要（住民の概数等）を適宜迅速に表示・出力するシステムとしては有用である。
・本格的な緊急時での活用を更に実効的なものにするには、現在の状況（モニタリング情報、道路破損状況、避難指示・完了の情報、避難所収容した実数等）も反映し、その情報を県市町間で共有できることが望ましい。
・避難等の検討に必要なデータは、可能な限り常に最新のものとして用意されている必要がある。したがって、データ更新の時期が把握でき、かつネット経由などでデータの更新を簡単に実施できる機能が有効である。

４．まとめ

災害対応の初動から常に県及び市町等における避難等防護措置の検討等をサポートしていくためには、予め準備されている情報を迅速に表示・出力する機能だけでなく、モニタリング情報、道路破損状況及び避難実施状況を把握する機能を強化し、関係者全員が変化する状況をリアルタイムに共有する仕組みが必要である。また、実効を高めるには継続的に研修・訓練を行い、レビュー・改良を行うことも不可欠である。

以上

※TOYOMITSU HARUHIKO[1], YAMAZAKI SHOUICHI[1] and SATOU SACHIE[1]
[1]Public Interest Incorporated Foundation Nuclear Safty Technology Center

福島第一原子力発電所事故由来の指定廃棄物の最終処分候補地選定プロセスにおける透明性に関する研究

Research on transparency through selection process of candidate sites for final disposal of designated wastes resulted from the Fukushima Daiichi nuclear accident

*浅原 章[1]，山野 直樹
[1]福井大院工

福島第一原子力発電所事故由来の 8,000Bq/kg 超の汚染が確認された指定廃棄物の保管に関する政策において、透明性の欠如により最終処分地選定が行き詰まっている。本研究では、International Risk Governance Council （以下、「IRGC」と記す）のリスクガバナンスの枠組み[1]に準拠して、透明性に対するガバナンスの欠陥と改善策について検討した。

キーワード：リスクガバナンス，IRGC，指定廃棄物，透明性，福島第一原子力発電所事故

1. 背景・目的

宮城、千葉、栃木、群馬、茨城で進められている指定廃棄物の最終処分地選定が行き詰っている。その原因の 1 つは、選定プロセスにおける透明性に関する重大な不備であった。本研究では、IRGC のリスクガバナンスの枠組みに準拠し、指定廃棄物の最終処分地選定プロセスにおける欠陥を考察した。

2. 研究方法

指定廃棄物の最終処分地選定に関する会議体の議事録や配布資料、新聞やニュース記事の文献調査を実施した。得られた情報に対して、IRGC が整理したリスクガバナンスの枠組みにおける潜在的なガバナンスの欠陥（Potential Governance Deficits）[2]を適用し、欠陥として該当する項目を明らかにするとともに、透明性という観点から考察した。

3. 考察

3-1. 潜在的なガバナンスの欠陥：透明性欠如に寄与した潜在的なガバナンスの欠陥として、次の 3 つが明らかとなった。①代替案の検討をしないまま基本方針に固執して政策を進めたことに関する、環境省の説明責任が果たされていない。②環境省と他のステークホルダーとの意見交換を目的とした市町村長会議・関係者会議・フォーラムにおいて、双方向コミュニケーションが成立していない。③地域の自然条件等について科学的検討を行う有識者会議と市町村とのコミュニケーションが不十分である。

3-2. 透明性改善に向けた提案：上記 3 つの欠陥の改善として、次の 2 つを提案した。①政治的な制約による決定・対応の遅れを解消し、環境省と県・市町村・地域住民との対等な双方向コミュニケーションを成立させるために、独立した第 3 者機関を設けてマネジメントを委任する。②有識者会議と市町村とのコミュニケーション不足を解消するために、各県で新たな有識者会議を設ける。

4. 結論

指定廃棄物の最終処分地選定の行き詰まりという問題に対し、透明性という観点から、IRGC リスクガバナンスの枠組みに準拠して考察を行った。文献調査を通じて、透明性欠如に寄与した 3 つの潜在的なガバナンスの欠陥を指摘し、それらの欠陥を改善するための 2 つの案を提案した。

参 考 文 献 [1] IRGC, Risk Governance: Towards an Integrative Approach, White Paper no.1, 2005:11-15. ISBN 978-2-9700772-2-0, [2] IRGC: An introduction to the IRGC Risk Governance Framework, 2012:9, 13, 17, 19, 21-22.

*Akira Asahara[1], Naoki Yamano
[1]Graduate School of Eng., Univ. of Fukui

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M04-08] Human Resource Development

Chair: Hohara Shinya (Kindai Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 10:40 AM - 12:00 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M04] Improvement of the severe accident practice tool

*IKUO KAWASAKI[1], AKIRA NAKAMURA[1], SHUNSUKE TAKAHASHI[2] (1.Institute of Nuclear Safety System,Incorporated , Institute of Nuclear Technology , Technical Support Research Project , 2.Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:40 AM - 10:55 AM

[2M05] Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*Satoru Saitou[1], Takanori Kameyama[1], Shigeo Yoshida[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1.Tokai University, 2.Toyama Technical College)

10:55 AM - 11:10 AM

[2M06] A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1] (1.NIT Fukushima College)

11:10 AM - 11:25 AM

[2M07] Enhancing Team Resource Management Skills

*Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1] (1.CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM

[2M08] Enhancing Team Resource Management Skills

*Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1], Kohei Nonose[1] (1.CRIEPI)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント演習ツールの改良

Improvement of the severe accident practice tool

*川崎 郁夫[1]，中村 晶[1]，高橋 俊佑[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて開発した、シビアアクシデント（SA）時の本部対応を疑似体験できる演習ツールにおいて、緊急時活動レベル（EAL）判断をすることができるように演習ツールの改良を行った。
キーワード：原子力防災訓練，シビアアクシデント，アクシデントマネジメント，緊急時活動レベル（EAL），原子力災害特別措置法（原災法），特定事象（SE），緊急事態事象（GE），警戒事象（AL）

1．緒言

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて SA 演習ツールを開発したが、平成 25 年度下期から、緊急時活動レベル（EAL）が導入されたことにより、訓練者が従来の通報連絡ならびにプラントの影響緩和措置（アクシデントマネジメント(AM)）の意思決定を的確に実施するだけでなく EAL 判断の演習ができるように演習ツールの改良を行った。

2．演習ツールの改良内容

EAL 判断の演習をするため、従来の原災法第 10 条第 1 項に基づく特定事象（SE）、原災法第 15 条第 1 項に関する緊急事態事象（GE）の他に、新たに警戒事象（AL）が加わったことにより、AL を含むシナリオを追加した。また、同時に複数の EAL 事象が発生するシナリオを追加した。
演習中に EAL 判断基準の確認ができるよう、ツール起動画面および事象進展画面に EAL 説明を表示できるようにした。

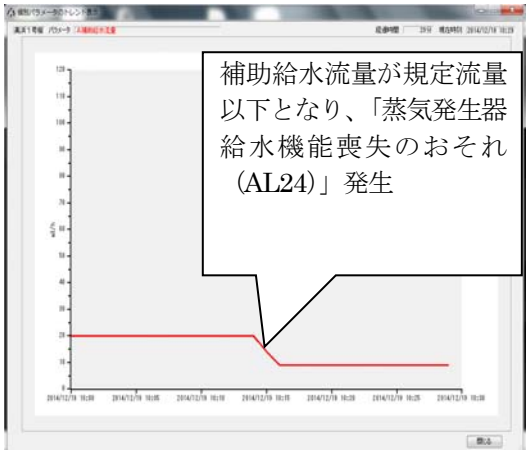


図１　警戒事象（AL）の例

3．まとめ

今回改良した演習ツールを用いた研修により、緊急時の EAL 判断について、緊急対策本部の構成員に対して SA 教育を実施した際に、EAL 判断ができることが確認できた。

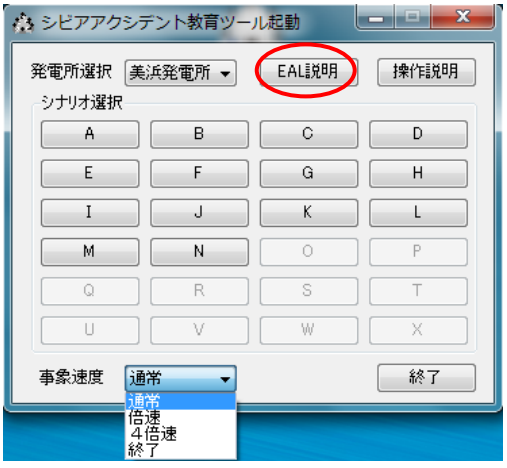


図２　教育ツール起動画面

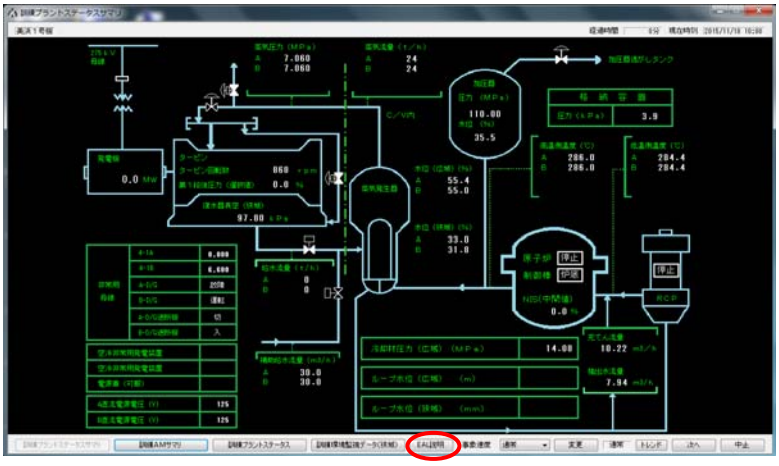


図３　事象進展画面の例（訓練ﾌﾟﾗﾝﾄｽﾃｰﾀｽｻﾏﾘ画面）

参考文献

(1) 川崎郁夫ほか，原子力学会 2014 春の年会，C22，東京都市大学（2014）

* Ikuo Kawasaki[1], Akira Nakamura[1], Shunsuke Takahashi[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

ガンマ線および中性子における実験プログラムの更新

Renewal of the experimental program in gamma-ray and neutron measurements

*齋藤 悟[1], 亀山 高範[1], 吉田 茂生[1], 大江 俊昭[1], 高田 英治[2]
[1]東海大学, [2]富山高等専門学校

東海大学では放射線応用分野の人材育成にも積極的に取り組んでいる。学生のニーズに合わせ、MCA などハードとソフトウェアを専用に作成・使用したガンマ線計測ならびに比例計数管を用いた中性子の減速・吸収と断面積の関連を考察する実験を新たに追加した。その際、富山高専と協力して安価な学生用実験機材を開発し、理論・原理・機材の操作等が明瞭となる実験へ更新した。

キーワード：原子力教育、MCA、NaI(Tl)シンチレーション検出器、^{3}He 比例計数管

1. 緒言

東海大学では学生実験等で放射線に関する基礎を身に付けるとともに、関連施設への見学や他大学との連携を取りながら、放射線分野の人材育成に取り組んでいる。MCA(Multi Channel Analyzer)と NaI(Tl)シンチレーション検出器を使用したガンマ線計測を継続して行っているが、使用機材が古く、機材の操作性や PC 画面の視認性が現行レベルとは言えない。また、中性子計測が諸事情により一時中断している。福島第一原子力発電所事故をきっかけとして、教育の現場でも人材育成には最新の技術と知見を盛り込む必要性も高くなっている。そこで、新たな中性子計測実験を追加し、ガンマ線計測には、富山高専の学生が設計・製作した機材を取り入れ、社会ニーズにも応えられる実験へと追加・修正を行った。

2. 実験体系・方法

ガンマ線計測(図 1)では ^{22}Na・^{60}Co・^{133}Ba・^{137}Cs 標準線源ならびに富山高専の学生が設計・製作した MCA を用いて、エネルギー校正とピーク効率の特定等を実施し、その後学生は未知線源(^{226}Ra,^{152}Eu 標準線源等)を受け取り、計測結果から核種と放射能を特定する。中性子計測(図 2)では ^{241}Am-Be 線源と ^{3}He 比例計数管を用い、線源－検出器間に設ける減速材(ポリエチレン板)の厚さを変更し、中性子計数率を取得する。その結果から中性子の減速・吸収と減速材中の原子核が持つ断面積の関連を学生は考察する。

3. 実験結果

ガンマ線計測実験では、実験を通して学生は、NaI(Tl)シンチレーション検出器と接続した MCA が示す波高分布、付随するハード・ソフトウェアの原理や操作、計測データの取扱い等、放射線計測の基礎を習得した。最新機材を導入したことにより、PC の操作性・視認性も学生には好評であり、より正しく核種同定・定量の手法を理解できる環境となった。富山高専では本研究により学生実験用装置の開発を通じて学生は回路制作等の基礎を理解し、さらには、利用者のニーズに対応した課題解決により製品を向上・発展させることの重要性も理解した。

中性子計測では、減速材の厚さ変化による波高分布の変化を通じて、中性子の減速・吸収過程の基本特性を理解するとともに、検出器の形状による波高分布の特性的な「壁効果」について、座学にて学習した発生メカニズムを実際の実験から確認し、理解を深めた。

これまでに追加・修正を行った実験は、学生にとって放射線計測の基盤の理解を深める効果があった。現在、MCA に印加電圧とゲインを学生が容易に調整できる機能ならびに Bluetooth によるデータ通信等の最新技術の導入も進めている。今後、光子・中性子輸送計算コード PHITS2[1]を用いて実験の妥当性を確認する内容や、光ファイバーと LiCAF[2]を組み合わせたシステムによる中性子分布測定実験も追加する計画である。

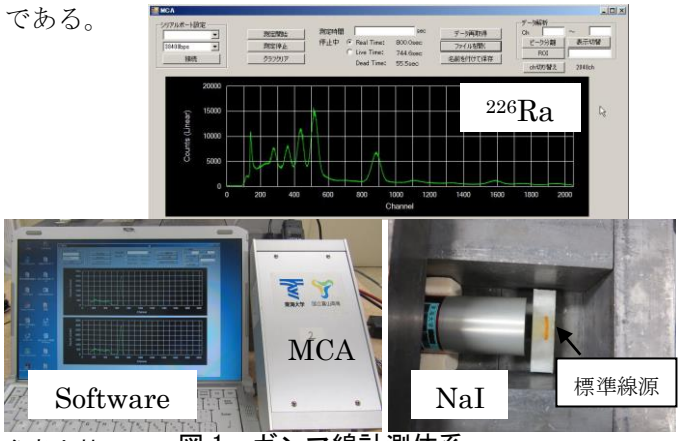


図 1　ガンマ線計測体系.

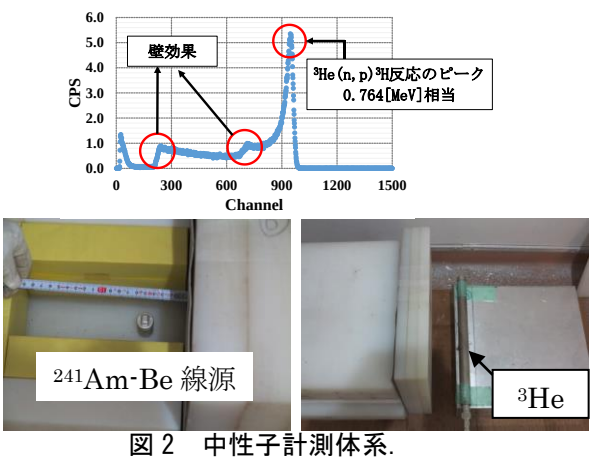


図 2　中性子計測体系.

参考文献
[1] Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013).
[2]世界における He-3 検出器の需要と J-PARC における代替検出器開発 日本原子力学会「2015 年秋の大会」 TN05

*SAITOU Satoru[1], KAMEYAMA Takanori[1], YOSHIDA Shigeo[1], OHE Toshiaki[1] and TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai University, [2]Toyama Technical College

地域経済における原子力産業の経済効果と人材育成についての一考察 原子力に対する若い世代の意識の視点から

A study of the economic effects by the nuclear industry and development of human resources in regional economy from the point of the younger generation consciousness concerning nuclear energy

*藤木 亜唯花[1]，芥川 一則[1]
[1]福島工業高等専門学校

今後の原子力災害の収束には，およそ 40 年の歳月を要するといわれている．そのため，長期間の作業に携わる人材の育成は重要な課題である．まずは若い世代に関心を持たせなければならず，今後の人材育成のあり方について検討していく必要がある．

キーワード：原子力，人材育成

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に起きた東日本大震災により福島第一原子力発電所の事故が発生した. この事故に伴い除染や仮置場，中間貯蔵施設，廃炉などの課題が発生した．これらの課題において，住民の合意が得られなければ，事業を進めることはできない．そこで、住民の合意を得るための意識調査という位置付けで，特定のテーマに対するソーシャルネットワーキングサービス（以下 SNS とする）における意識調査を行った．今回扱った対象ワードは「中間貯蔵施設」，対象 SNS は「ツイッター」とした．

2. 調査結果

調査した結果，明らかになったことの一つが，関心を持ち，自分の事として捉えて述べているツイートが非常に少ないということである．関心を持つ割合が低いということは，震災関連の課題を解決するためには問題である．今後の原子力災害の収束には，およそ 40 年の歳月を要するといわれている．長期間の作業に携わる人材の育成は重要な課題である．若い世代に対する人材育成を行わなければ，課題の解決は難しいと考えられる．

3. 人材育成を目指して

原子力発電に対する電力供給の依存度が最も高い国の一つであるフランスで，約 100 名の若い世代である学生たちを対象に，原子力発電所に対する意識調査を行った．例えば，福島第一原子力発電所で事故が起きたことを踏まえて，自国の原子力発電所は安全に行われていると思うかという質問事項に対して，思うと回答したのは，全体の約 40 パーセントであった．今後はフランスで行った意識調査の結果を踏まえ，日本国内でも同様な調査を行う予定である．原子力国家であるフランスと比較することで，日本の意識の程度を調査する．その結果を踏まえ，今後の人材育成のあり方を検討していく．

*Aika Fujiki[1], Kazunori Akutagawa[1]
[1]NIT Fukushima College.

チームリソースマネジメント（TRM）スキル向上に向けた取り組み
（1）TRM スキル教育訓練プログラムの試行

Enhancing Team Resource Management Skills

(1) A trial of a TRM skill training program

*野々瀬 晃平[1]，渋江 尚夫[1]，長坂 彰彦[1]

[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）向上のため、試行した TRM スキル教育訓練プログラムについて概説する。

キーワード：緊急時対応能力，教育訓練プログラム，ノンテクニカルスキル，ロールプレイ演習，振り返り

1. 緒言

緊急時では、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。本研究では、NTS を TRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、緊急時対策本部要員を対象に策定・試行した TRM スキル向上教育訓練プログラムを概説する。

2. 教育訓練プログラムの試行

まず組織体制・緊急時対応の業務フロー及び人員規模等、原子力発電所における緊急時対策本部の特性を考慮した上で、教育・訓練の体系的管理手法である SAT（Systematic Approach to Training）手法の検討手順に従い、TRM スキル向上教育･訓練プログラム策定に関わる要件を設定した。次に航空業界を初め多様な産業で実践されている CRM（Crew Resource Management） 訓練をベースに、4 つの手法（座学、集団討議、ロールプレイ演習、振り返り）を組み合わせ、階層別教育・訓練コース及び各手法を効果的に実施するための教材・演習の要件の設定とその作成（表 1）を行い、中国電力島根原子力発電所にて試行した。

3. 今後の課題

試行した教育・訓練はまだ試験的な段階であり、より実効的な訓練とするには今後改善が必要である。

表 1　試行した TRM スキル教育･訓練コース

		対象	
		統括・班長	班員
手法	講話	発電所長による講話　10 分	同左　10 分
	座学	TRM スキルの知識付与　80 分	同左　60 分
	集団討議	－	ヒューマンエラー事例にみる TRM スキルの重要性の理解　60 分
	ロールプレイ演習	実業務リスクシナリオ演習　60 分	模擬災害状況連絡演習（コミュニケーション演習）60 分
	振り返り	実業務リスクシナリオ演習振り返り　40 分	－
		指揮命令訓練振り返り　10 分	－

* Kohei Nonose[1], Hisao Shibue[1], Akihiko Nagasaka[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

チームリソースマネジメント（TRM）スキル向上に向けた取り組み
（2）TRMスキル評価手法の試行

Enhancing Team Resource Management Skills

(2) A trial of behavior assessment

*渋江 尚夫[1]，野々瀬 晃平[1]，長坂 彰彦[1]

[1]電力中央研究所

本研究では、緊急時対策本部要員のチームリソースマネジメントスキル（ノンテクニカルスキル）評価のために試行した「チームリソースマネジメントスキル評価手法」について概説する。

キーワード：緊急時対応能力，行動評価，ノンテクニカルスキル，行動指標

1. 緒言

緊急時においては、設備操作等専門的な技能であるテクニカルスキルのみならず、その能力を十分に発揮するための補完的な対応能力として、コミュニケーションやリーダーシップといったノンテクニカルスキル（NTS）も重要となる。本研究では、NTSをTRM（Team Resource Management）スキルと呼称し、緊急時対策本部要員を対象に試行したTRMスキル評価手法を概説する。

2. TRMスキル評価手法の試行

シナリオ非提示で実施される総合防災訓練において、航空業界で実践されている手法をベースに開発した評価手法を用い、TRMスキル評価を試行した。まず予め設定されている事象進展シナリオから観察場面を選定し、その場面で期待される望ましい振る舞いをTRMスキルごとに行動指標として設定した。次にこれら行動指標を行動観察シートに取りまとめ、観察者を含めた評価体制を整備した上で、中国電力島根原子力発電所において行動評価の試行を行なった。（表1）

3. 今後の課題

試行した評価手法はまだ試験的な段階であり、より実効的な手法とするには行動指標や評価体制の改善が必要である。

表1　TRMスキル評価の手順と要件

手　順	要　件
観察場面の選定	事象進展シナリオ上、リスクの高い重要なタスクを選定
観察対象者の選定	観察タスクの遂行にあたり重要な役割を担う対象者の選定
行動指標の設定	観察対象者に期待される望ましい振る舞いを、行動観察が可能な行動指標（発話等）として設定
行動観察シートの設定	観察場面、観察対象者およびTRMスキルごとに行動指標を整理し観察シートを設定
評価体制の整備	観察場面を考慮し必要な観察者数を配置する等、評価体制の整備
評価結果の分析	定量的な分析の実施

* Hisao Shibue[1], Kohei Nonose[1], Akihiko Nagasaka[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M09-11] Communication

Chair: Ryuichi Yamamoto (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M09] Easy to understand communication tool of nuclear power words

*Shinichi Oiso[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M10] A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1], Hiroyuki YAMADA[1] (1.CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M11] Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of atomic energy (2006-2015)

*Takeshi Iimoto[1], Noriaki Sakai[2], Itaru Takahashi[2], Yumiko Kawasaki[2], Makoto Funakoshi[2], Kazuhisa Kawakami[3], Hiroshi Kimura[4], Masayuki Tomiyama[5] (1.The University of Tokyo, 2.JAERO, 3.International University of Health and Welfare, 4.Public Outreach, NPO, 5.Okachimachi-Taito JH School)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

わかりやすく伝える原子力用語

Easy to understand communication tool of nuclear power words

*大磯眞一
(株)原子力安全システム研究所

福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電についてわかりやすく説明して人々の理解を深めてもらう必要性が高まっている。このため、原子力用語について誤解やむずかしさを避けるための解説を行い、人々の理解に役立ててもらうための原子力用語解説集を作成した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、原子力用語、安全対策、高経年化、言い換え

１．緒言

原子力発電所の安全対策や高経年化等の用語に、福島第一原子力発電所事故に関する用語を追加して、検討用語を選定した。選定した用語についてわかりやすさを重視した解説を行った。一部用語については言い換えも試みた。

２．結果・考察

（1）用語解説集の想定利用者

原子力に関する知識があって原子力発電について説明する立場の人、具体的には電力事業者や原子力発電関連機関の広報担当者などを想定した。

（2）他の用語解説との違い

グループインタビューにより、説明を受ける人の用語理解や誤解に関する問題点および留意点をおさえながら、原子力安全システム研究所の社会システム研究所を中心に、日本原子力研究開発機構の広報実務者や、心理学と言語学の専門家が参加してまとめた。また、原子力安全システム研究所の技術システム研究所の協力を得た。

（3）検討用語の選定

原子力安全システム研究所の所員へのヒアリング調査などで選定した 55 語に、福島第一原子力発電所事故以降、重要度が増した 12 語を加えて 67 語を選定した。選定した用語については、原子力の基礎、安全対策、高経年化、原子燃料サイクル、廃棄物、防災、セキュリティの 7 つの重点分野から、選定に漏れがないかどうかをチェックした。

（4）用語解説の項目

「簡単に」「詳しく」「角度を変えて」の 3 段階で解説を行った。「簡単に」は、一文ほどの簡潔な解説である。「詳しく」は、より詳しい一段落から二段落ほどの文章による解説である。「角度を変えて」は、幅広い知識を得られるよう、関連知識も説明したものである。

さらに、原子力発電について説明する際の利便性を考え、「誤解に注意」「わかりやすく伝えるポイント」「複合語」「関連語」を記載した。また、「図解のポイント」を作成し、「参考文献」もつけた。

（5）わかりやすい言い換えの試み

絞り込んだ 67 語を対象として言い換えが可能かどうか検討を行い、学術用語や完全に定着している用語、言い換え不可能な用語などを除く消去法で選定した。また、用語以外に、不適切な用語表現についても言い換えを検討した。用語の言い換え例としては、「保障措置」を「核転用防止措置」と言い換えた。不適切な用語表現の言い換え例としては、ガラス固化体について、「ガラスに閉じ込める」という表現を「ガラスに混ぜ込む」と言い換えた。

３．今後の課題

時間の経過とともに解説が変化する一部用語については、引き続き最新内容へと修正を続けていく必要がある。

*Shinichi Oiso
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

原子力発電に対する賛否と回答者特性との関係に関する研究

A Study on relationship between the pros and cons of nuclear power generation and the respondent characteristics

*稲村 智昌[1]，桑垣 玲子[1]，山田 博幸[1]
[1]電中研

原子力発電所立地地域及び大都市圏の住民を対象として、原子力発電について入手している情報の内容や情報源の特徴、求めている情報の内容等を把握するために、インターネット調査を実施した。本報告では、原子力発電に対する賛否と確率・頻度の理解等との関係について分析した結果を紹介する。
キーワード：原子力発電に対する賛否、確率・頻度の理解、リスク認知、社会調査

1. インターネット調査の概要

調査会社に登録されている Web モニターを対象に、原子力発電所立地地域(女川、東海第二、柏崎刈羽、伊方、玄海、川内)の原則 50km 圏内の居住者及び関東・関西大都市圏の居住者の合計 8000 名について、年代及び性別で 100 名ずつ各地域に均等に割り付けて調査を実施した(5 年代×2 性別×8 地域)。調査期間は 2016 年 2 月 19 日から 2 月 29 日までであり、回答数合計は 9902 名(男性 5125 名、女性 4777 名)となった。

2. 調査結果の概要

原子力発電のリスク認知(「とても危険」(26.6%)、「危険」(20.3%)、「どちらかといえば危険」(22.9%)、「どちらともいえない」(23.4%)、「どちらかといえば安全」(4.6%)、「安全」(1.6%)、「とても安全」(0.6%))、原子力発電の仕組みに関する主観的知識量(「よく知っている」(9.0%)、「多少知っている」(56.9%)、「知らない」(34.1%))、原子力発電に対する賛否等についての回答を得た。また、広田(2012)[1]を参考に、簡単な確率計算の問題に解答してもらうことにより、数理処理能力の把握を試みた。

2-1. 原子力発電に対する賛否

原子力発電に対する賛否について、賛成から反対までの 10 段階で質問した。本報告では、賛成寄りの 4 層を「賛成」(27.1%)、「どちらかというと賛成」(21.0%)と「どちらかというと反対」(16.3%)の 2 層を「中間」、反対寄りの 4 層を「反対」(35.5%)と定義する。

2-2. 原子力発電に対する賛否と事故リスクの頻度表現に対する理解との関係

原子力発電に対する賛否と、事故リスクの頻度表現(10^{-5}/年)に対する理解との関係を図に示す。全体的には、「可能性は低いが、ゼロではない」という回答が最も多い。「中間」は、「どのくらいのリスクなのかわからない」という回答が他よりも多い。「賛成」は、「今後 100000 年は、大事故は起きない」という回答が他よりも多く、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」という回答が他よりも少ない。「反対」は、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」という回答が他よりも多い。

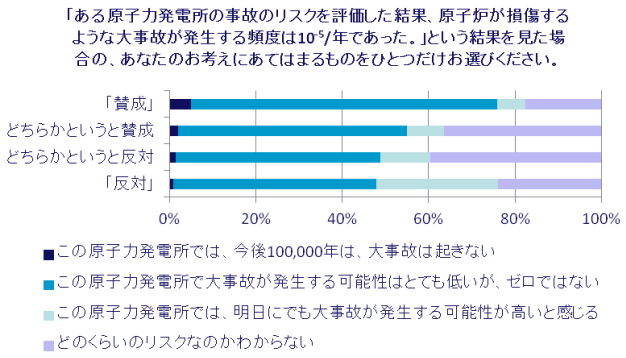


図　原子力発電に対する賛否と事故リスクの頻度表現に対する理解との関係

2-3. 考察

同じ事故リスクの表現(10^{-5}/年)を聞いたときに、「明日にでも大事故が発生する可能性が高い」と理解する割合は、「賛成」より「反対」の方がかなり多い。しかし、数理処理能力に関しては、「賛成」と「反対」との間に顕著な差は見られなかった。このことから、数理処理能力は同程度であっても、同じ頻度表現(10^{-5}/年)については、「賛成」より「反対」の方が切迫していると捉える割合が多いと言える。また、「反対」の約半数が原子力発電を「とても危険」と認識している等の結果が得られており、原子力発電のリスク認知と賛否との間には相関がある。リスク認知の差が頻度表現に対する理解に影響するのか、頻度表現に対する理解の差がリスク認知の差につながるのか等については、今後のインターネット調査やグループインタビュー調査等でさらに検討したい。

参考文献

[1] 広田,「ニューメラシーによる意思決定バイアスの違い～インターネット実験での一般標本による検討～」, 日本心理学会第 75 回大会発表論文集, 2012.

*Tomoaki INAMURA[1], Reiko KUWAGAKI[1] and Hiroyuki YAMADA[1]
[1]CRIEPI.

原子力利用に関する世論調査結果（2006～2015 年度）に基づく経年変化及び社会性価値観の視点での傾向分析

Trend analysis of the point of view of secular change and social values based on the poll results on the use of nuclear energy (2006-2015)

*飯本武志[1]，坂井識顕[2]，川上和久[3]，木村浩[4]，富山雅之[5]，高橋格[2]，河崎由美子[2]，船越誠[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力文化財団，[3]国際医療福祉大学，
[4]NPO 法人パブリック・アウトリーチ，[5]台東区立御徒町台東中学校

原子力に対する世論は、事故や災害などの出来事があるごとに変動する傾向があるため、2006 年度から全国規模の世論調査を経年的、定点的に実施し、原子力に関する世論の動向を把握する取り組みを進めてきた（調査対象：全国 15～79 歳男女個人（1200 人）、サンプリング：住宅地図データベースから世帯を抽出し個人を割当、標本数の配分：200 地点を地域・市郡規模別の各層に比例配分、手法：個別訪問留置調査）。
キーワード：世論調査、原子力利用、経年変化、社会性価値観

本調査で得られた知見を示すとともに、社会性価値観の視点を踏まえた情報発信のあり方を考察する。

【原子力のイメージ】「悪い」、「複雑」、「危険」、「信頼できない」、「不安」という否定的なイメージに傾くとともに「役に立つ」という肯定的なイメージも持っている。「必要」「不必要」については意見が分かれている。福島第一原発事故前後では、「信頼できない」と「不安」が増加、「必要」が減少。最も回答が多い「危険」は差が見られないため、事故前より「危険」と認識され、事故後もその認識は変化していない。

【原子力やエネルギーへの関心】突出して高い項目は、「地球温暖化」。次いで「放射線による人体の影響」、「原子力施設のリスク」、「放射性廃棄物の処分」。これらの項目は前年度に比べてポイントが増加しており、COP21 や九州電力（株）川内原子力発電所の再稼働関連のニュースを受け、関心が高まったと推測される。

【原子力利用に関する考え】最も多い意見は、「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」（47.9%）。次いで、「原子力発電は即時、廃止すべきだ」（14.8%）。一方で、原子力発電維持の意見は 10%程度で、「わからない」は 22.9%であった。前年度も同様な質問をしたが、大きな差は見られない。

【原子力やエネルギーに関する日頃の情報源】性別、年代問わず、「テレビ（ニュース）」が突出してポイントが高い。次いで「テレビ（情報番組）」、「新聞」と続く。「家族、友人、知人との会話」は、2 割程度とポイントは高くないが、性別、年齢を問わず、原子力などの日頃の情報源として一定の割合を担っている。

【社会性価値観の視点を踏まえた情報発信のあり方】自治体や地域社会などのボランティア活動や地域の行事等への参加、選挙への投票など、「社会」に対して強く関わりを持とうとしている「社会性価値観が高い層」は、普段から原子力に対して関心を持ち、やや専門的な情報も積極的に入手しており、原子力に対するイメージなどに対し、肯定的、否定的の双方ではっきりとした意見を持っている傾向がある。また、マスメディア等からの情報の影響を多様に受けている可能性が高く、家族、友人等との会話によって、周囲へ影響を与える可能性も高い。そのため、今後、情報発信する際、性別や年代、職業だけでなく、地域のオピニオンリーダー的な役割を担う「社会性価値観が高い層」を意識して情報提供すべきと考える。

本調査は、（一財）日本原子力文化財団が（一財）電力中央研究所より委託を受け、有識者で構成された委員会で議論した結果を取りまとめている。2016 年度も継続的に調査を実施し、経年変化の分析を行う。詳細な結果はホームページ上で公開されている。http://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html

*Takeshi Iimoto[1],Noriaki Sakai[2],Kazuhisa Kawakami[3],Hiroshi Kimura[4],Masayuki Tomiyama[5],Itaru Takahashi[2],
Yumiko Kawasaki[2] and Makoto Funakoshi[2]
[1]Tokyo Univ.,[2]JAERO, [3]International Univ. of Health and Welfare ,[4]Public Outreach, Non-Profit. , [5]Okachimachi-Taito JH School

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M12-15] Consensus-building

Chair: Masayoshi Uno (Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2016 3:35 PM - 4:40 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M12] Public Policies Building of Energy Security

*Yuko Koito

3:35 PM - 3:50 PM

[2M13] Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI

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

3:50 PM - 4:05 PM

[2M14] Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle

*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Komiyama Ryoichi[1], Yasumasa Fujii[1] (1.School of Engineering The University of Tokyo)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M15] Analysis of the structure of Genshiryoku-mura toward a paradigm shift of consensus building (6)

*Tetsuo Sawada[1] (1.Tokyo Tech./Lab. for Advanced Nucl. Energy)

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

エネルギー安全保障をめぐる合意形成
（1）福島事故以降の原子力政策に関する論点の推移の考察

Public Policies Building of Energy Security

(1) Study on the transition of the issues surrounding Atomic Energy Policy post the Fukushima accident

*小伊藤　優子[1]

[1]拓殖大学大学院国際協力学研究科博士後期課程修了

本研究は、福島第一原子力発電所事故以降のエネルギー政策における原子力利用に関する国民的合意形成メカニズムを検討するものである。本報では、エネルギー安全保障を我が国の広義の安全保障問題と捉え、大局的な論点の推移及び多様な行為主体の活動と役割に着目し、政策形成過程を検討した。

キーワード：エネルギー安全保障，原子力政策，合意形成，政治史学的実証研究

1. 緒言

我が国のエネルギー政策における原子力利用の論点は、石油危機によるエネルギー安全保障の認識後、TMI 及びチェルノブイリ事故以降の原子力の停滞を経て、温室効果ガス削減のための原子力ルネッサンスと推移した。福島第一原子力発電所事故（以下、福島事故と記載）後には一時的に原子力発電は完全停止したものの、エネルギー安全保障の観点から自給率の確保の重要性に変わりはなく、原子力発電を含めた電源構成比の見通しが示されている。これらの政策は必ずしも国民的な合意が形成されている状況ではなく、今後の実行については、地域性を越えた国民的合意の形成が求められている。

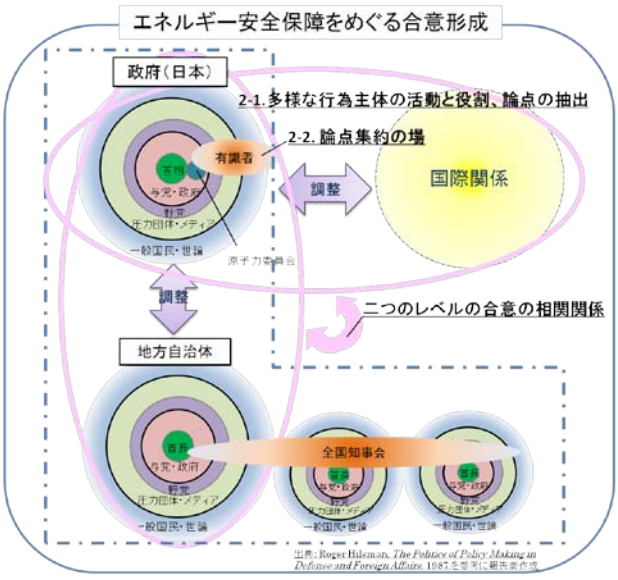
2. エネルギー安全保障をめぐる合意形成メカニズム

2-1. 政治史的実証研究：多様な行為主体の活動と役割を解明、論点を抽出

エネルギー政策における原子力利用に関する合意形成は、基地問題等の安全保障政策における合意形成過程との相似性がある。原子力政策は、政府がエネルギーの安定供給、原子力関係者が事故原因に対する反省と緊急時対応の対策、そして各自治体の首長によって構成される全国知事会が原子力災害対策を検討しているが、課題の認識や重きをおく点にずれが生じている。

2-2. 同心円モデル：論点集約の場を検討

原子力利用に関する認識の隔たりやズレについて、各影響層をこえて論点を集約することが可能な有識者の役割に注目した。有識者は、エネルギー政策を総合安全保障政策として議論する知的枠組みの形成が可能であり、原子力利用における議論の充実が期待できる[2]。



3. 今後の研究展望

福島事故後、原子力利用の論点としてエネルギー安全保障に関する合意形成は重要な時期を迎えている。今後は、合意形成のための論点集約の場の分析を進めると共に、「国際レベル」と「国内レベル」の原子力利用に関する合意の相関関係を明らかにする。さらに、政治史学的実証研究により論点の推移を考察し、世代を超えて継続可能な合意形成の在り方について検討する。

参考文献

[1] 豊田正和、森本敏、一般財団法人日本エネルギー経済研究所『エネルギーと新国際秩序』（株式会社エネルギーフォーラム、2014 年）。

[2] 小伊藤優子「佐藤政権期における基地対策の体系化―ふたつの有識者研究会の活動と役割の考察を中心に」渡邉昭夫編著『戦後日本の安全保障 1972～1994―記憶と記録の日米安保』（千倉書房、2016 年）。

*Yuko Koito[1].

[1]Takushoku University Graduate School / Ph. D.

近畿大学原子炉の再稼働に向けた現状

Present situation for resuming the operation of UTR-KINKI

*芳原　新也[1]，杉山　亘[1]，左近　敦士[1]，橋本　憲吾[1]，
山西　弘城[1]，若林　源一郎[1]，伊藤　哲夫[1]
[1]近畿大学原子力研究所

2016 年 5 月 11 日に近畿大学原子炉（以下、「近大炉」という。）の新規制基準に対する設置変更が許可された。原子炉を再稼働させるためには「設計及び工事の方法の認可」受けて原子炉施設の変更工事を実施することと、原子炉施設の運用約束である保安規定の認可を受けることが必要となる。本発表においては、近大炉の再稼働に向けた上記作業の状況を報告する。

キーワード：近畿大学原子炉、再稼働、認可、保安規定、設計及び工事の方法

1. 緒言

2013 年 12 月に施行された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「試験炉構造基準規則」という。）により、日本国内の試験炉に対する法定技術基準が更新された。2016 年 7 月現在において、全ての試験研究炉は再稼働に係る行政手続きの最中にあり、運転を停止した状態にある。近大炉は、2016 年 5 月 11 日に試験炉構造基準規則に適合しているとして設置変更の許可を受けたが、再稼働に向けて幾つかの認可・合格を受ける必要がある。本発表においては、上記工程の現状について報告する。

2. 再稼働までの手続き

試験研究炉において、設置変更許可の後、原子炉の再稼働には次の 5 工程；①保安規定の改訂、②品質保証活動体制の更新、③設計の変更及び工事の認可（以下、「設工認」という。）、④使用前検査、⑤施設定期検査において、それぞれ認可・合格を受ける必要がある。

許可の下りた設置変更許可申請書に記載の全事項については、運用規定または設備機能で実現する必要があり、①保安規定改訂及び③設工認に基づく工事がこれにあたる。また、設工認にあたり品質保証活動体制を「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下、「試験炉設工認品証規則」という。）に適合させる必要がある。なお、試験炉設工認品証規則解釈は、実用炉設工認品証規則解釈と同様の記載内容となっているため、試験研究炉事業者においては、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規定」（JEAC4111-2013）又は同程度の品質保証活動体制を整備する必要がある。

上記の手続き後に、更新した設備の使用前検査及び運転停止後に延長継続している施設定期検査に合格して、原子炉の運転を再開させることが出来る。

3. 近大炉の現状

近大炉においては、2016 年 7 月 4 日現在において、保安規定の改訂申請及びヒアリング及び品質保証活動体制の更新及び設工認の一部の申請まで完了している。当日は、近大炉における上記手続き及び進捗状況について報告する。

---

*Sin-ya Hohara[1], Wataru Sugiyama[1], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Hirokuni Yamanishi[1], Genichiro Wakabayashi[1], Tetsuo Itoh[1]

[1]Kindai Univ. AERI

核燃料サイクルを考慮した世界の原子力利用最適化モデルの開発

Development of a Model to Optimize Global Use of Nuclear Energy Considering Nuclear Fuel Cycle

*バータルフー　ウンダルマー[1]，堀尾 健太[1]，小宮山 涼一[1]，藤井 康正[1]

[1]東京大学

エネルギー安全保障や気候変動対策等を踏まえると，世界全体では引き続き原子力発電利用が継続すると見られているが，原子力の恩恵を最大限に享受するためには，資源制約や廃棄物処理処分など様々な要素を含めて，適切な利用を考える必要がある。本研究では，経済性や核物質収支等を考慮して，世界規模での原子力利用の最適化を行うモデルを開発した。

キーワード：核燃料サイクル，経済モデル，線形計画

1. 緒言

本研究で開発したモデルは，線型計画法を用い，核燃料サイクルの総費用の最小化を通じて，原子力発電の運用を決定するものである。これにより，経済合理性や資源制約などを考慮した原子力利用の最適化を目指す。なお，本研究の対象期間は 100 年（1 年を 1 時点として 100 時点）である。

2. モデルの開発

2-1. 核燃料サイクルの考慮

本モデルにおける核燃料サイクルは，資源採掘，濃縮，燃料製造，発電，使用済燃料（SF）中間貯蔵，SF 再処理，SF 及び高レベル放射性廃棄物の最終処分から構成する。発電過程では従来の軽水炉や重水炉に加え，将来的な導入が期待されている高速増殖炉，高温ガス炉及びトリウム燃料炉も対象とする。また，燃料組成データは既存の研究[1][2]を基に，自然崩壊による組成変遷を考慮して作成した。

2-2. 定式化

目的関数：全時点における核燃料サイクルの総費用を，割引率を考慮して現在価値に換算した値が最小化の対象となる(式 1)。 サイクルの総費用は，固定費（各種原子炉，各種工程設備）と可変費（燃料費，各工程運用費）の総和からなる。

$$\boldsymbol{Minimize\ obj} = \sum_y \boldsymbol{\sigma} \times (\boldsymbol{fc_y} + \boldsymbol{vc_y}) \quad \textbf{(1)}$$

（σ 割引率項，fc_y 固定費，vc_y 可変費，y 時点）

制約関数（例）：主な制約条件として，電力需給バランス（式 2），設備容量制約（式 3），SF 貯蔵制約（施設内・施設外），核物質の需給バランス（U, Pu）（式 4,5），ウラン資源量制約等， Pu 富化度制約などを考慮した（制約条件式の総数 334, 315 本，対応する変数 1, 603, 988 個）。

$$\sum_p gen_p = Load + X_i \times swu \quad (2)$$

$$gen_{y,p} \le kp_{y,p} \times URP \times 8.76 \quad (3)$$

（gen 発電量 ，$Load$ 原子力需要，p 原子炉，X_i swu当たりの消費電力，kp 容量，URP 稼働率）

$$\boldsymbol{un_y} = \sum_{f,b} \boldsymbol{uf_{y,f,b}} + \sum_d \boldsymbol{ud_{y,d}} \quad (4)$$

$$\boldsymbol{\rho_n \times un_y} = \sum_{f,b} (\boldsymbol{\rho_{f,b} \times uf_{y,f,b}}) + \sum_d \boldsymbol{\rho_d \times ud_{y,d}} \quad (5)$$

（ρ_n 天然ウランun_yの ^{235}U 濃度，$\rho_{f,b}$ バッチ b 燃料$uf_{y,f,b}$の ^{235}U 濃度，ρ_d 劣化ウラン$ud_{y,d}$の ^{235}U 濃度）

3. 結果（例）

右図は，世界の原子力発電容量の年間増加率を 2.3%，ウラン価格の年間上昇率を 4%に設定したシナリオ([3]参照)における原子力発電容量構成の計算結果の例である。

対象期間の前半に既存の軽水炉(BWR, PWR)は改良型軽水炉(ABWR, APWR)に置き換えられた。後半では，ウラン価格の上昇により MOX 燃料で発電する高速増殖炉(FBR)の経済的競争力が上がり，発電構成上重要性を持つ結果になった。

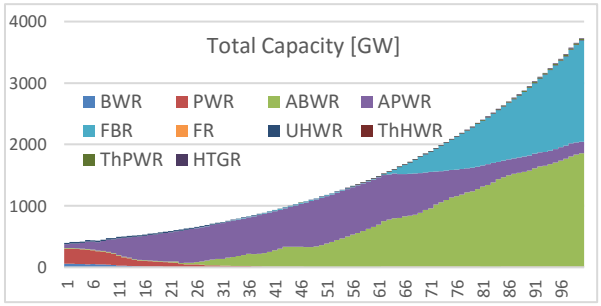


図.　原子力容量構成推移

参考文献

[1]小藤 博英，小野 清. プルトニウム多重リサイクルによる同位体組成変化の解析. (1997)

[2] IAEA. Role of Thorium to Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems. (2012)

[3] IEA. World Energy Outlook 2014. (2014)

*Undarmaa Baatarkhuu[1], Kenta Horio[1], Ryoichi Komiyama[1] and Yasumasa Fujii[1]

[1]The University of Tokyo.

原子力ムラの構造分析から合意形成論へ(6)
湯川秀樹と安全神話

Analysis of the structure of *Genshiryoku-mura* toward a paradigm shift of consensus building (6)
- Hideki Yukawa and Safety Myth -

*澤田　哲生[1]

[1]東京工業大学・先導原子力研究所

原子力の〝安全神話〟の原型は厚生省によって仕込まれた。そのことを歴史資料から明らかにする。

キーワード：原子力ムラ、湯川秀樹、安全神話、関西原子力、厚生省

1. 緒言

湯川秀樹は原子力委員は、いわゆる「関西原子力」の立地に尽力した。最初の候補地は宇治市であったが、万一の原子炉事故時の水源汚染問題が端緒となり、当時の厚生省から絶対的安全が確保されなければ立地は極めて難しいとの注文がついた。これが我が国の原子力研究開発史における安全神話の発祥である。

2. 方法

研究方法は、湯川史料および関連する文献などの分析と原子力関係者への聞き取り調査である。

3. 〝安全神話〟のプロトタイプ

昭和３２年１月１３日の毎日新聞に次のようなタイトルの記事が掲載された。**宇治の原子炉 厚生省が反対；〝万一の場合最悪〟再検討を申し入れ―〝もうイヤになった―そんなに学者不信なら〟湯川博士談。**昭和３１年、京都大学についた予算から、関西研究用原子炉(第３号原子炉)が立地に向けて動き出した。そして沢山の候補地から最適として残ったのが宇治と舞鶴であった。この２候補を京大と阪大の合同チームが精査して宇治に軍配が上がった。しかし、宇治は淀川の上流に位置し、大阪府一帯８００万人(当時)の水源である。安全確保への配慮は湯川らが最も気にした点であり、「大水や地震などの突発事故が発生した場合でも決して宇治川を対策が立てられ経費の上からも実行可能なことが分かった。」と胸を張った。これに対して、厚生省楠本環境衛生部長の横ヤリが入った。〝もし地震で炉がやられ、放射能の水が溢れ出しはしないのか〟〝肝心のウラン燃料の残りカスはどうするのか〟果ては〝実験室の中の汚れた空気の行方は？･･･。心配の種は尽きぬ〟という。一方で、「大阪府でも絶対反対の立場をとっており、十二月には赤間大阪府知事から厚生省に陳述書が出され、また兵庫県でも反対の動きが起きている。」と記事は締めくくっている。厚生省は、十四日にも文部省、科学技術庁に再検討を申し入れ協議することになっており、それに対して湯川はこう言っている。「学者の結論がそんなに信用されぬなら私はやめたい。」

4. 霞が関が生んだ〝絶対〟安全神話のプロトタイプ

このようにして、〝学者の結論〟を信用しないという霞が関の構図の中から、〝絶対〟安全神話の原型が発祥したのである。関西原子炉は、その後阿武山、交野、四条畷と丸５年を遍歴し熊野町に辿り着いた。

参考文献

[1] 門上登史夫「実録 関西原子炉物語–熊取に第三の火が灯るまで」（日本興論社、昭和３９年４月）

*Tetsuo Sawada[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, Research Laboratory for Nuclear Reactors

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M16-19] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 1

Chair: Mitsutoshi Suzuki (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 4:40 PM - 5:45 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M16] A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

4:40 PM - 4:55 PM

[2M17] Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime

*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2], Satoshi Hirose[2], Tatsujiro Suzuki[2] (1.University of Tokyo, 2.Nagasaki University)

4:55 PM - 5:10 PM

[2M18] Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[1], Ayako Okubo[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:10 PM - 5:25 PM

[2M19] Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], Masatoshi Kureta[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核不拡散、核セキュリティの推進方策に関する研究 （1）全体概要

A study on how to simultaneously promote and strengthen nuclear nonproliferation and nuclear security (1) Outline of the study

*須田　一則[1]，清水　亮[1]，小鍛治　理紗[1]，田崎　真樹子[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力の平和利用を推進していく上で不可欠な核不拡散（保障措置や計量管理の情報等を含む)、核セキュリティ（２Ｓ）の双方を推進するため、２Ｓの相乗効果の活用と、一方で障害があればそれを除去するために必要な方策について、技術的な視点から調査・分析する。

キーワード：核不拡散，保障措置，核セキュリティ，相乗効果

1. 緒言

国際原子力機関（IAEA）は、核物質の計量管理情報等の査察時における確認や補完的なアクセス等を踏まえ、「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しない等を、IAEA 保障措置実施報告書にて毎年報告している。一方核セキュリティについては、IAEA の勧告（INFCIRC/225/Rev.5）等を踏まえ、国内規制に適宜反映され、これまで適切に運用が行われている。これら２Ｓに係る強化・効率化については従来それぞれ独立して実施されてきたものであるが、更なる向上を目指し、原子力施設の計量管理情報の内部脅威対策への利用について、IAEA にて議論が行われつつある。本発表では、２Ｓに係る更なる強化・効率化に向けて検討を行うものである。

2. 研究の概要

２Ｓに係る情報・技術を相互に活用することで相乗効果が期待されるが、これまでは、それぞれのＳの強化が実施されてきた。IAEA は、核セキュリティシリーズ 25-G「施設における核セキュリティ目的のための核物質の計量及び管理の利用（NMAC)」を刊行し、計量管理情報の核セキュリティ（内部脅威対策）への適用について議論が進められている。

本研究では核不拡散と核セキュリティの双方を推進するための情報・技術、２Ｓの相乗効果と障害があればそれを除去するための方策について、技術的な視点から調査・分析を行う。検討項目としては、従来の計量管理・保障措置技術及び将来技術の調査、核物質の盗取・妨害破壊行為を検知・防止するための監視カメラ（映像の分析技術を含む)、位置情報等の核セキュリティ技術の調査等、これらの双方向の相乗効果等について検討を行い、再処理、燃料加工施設等の現状施設、低除染・MA 入り燃料等の将来施設への適用性の検討を実施する。また、諸外国の２Ｓに係る規定の調査等を踏まえ、適用に係る制度的な課題の有無について検討するなど、全体計画を策定した。さらに上記の計量管理情報・機器の核セキュリティへの相乗効果として、NMAC の MOX 燃料加工施設への適用性について基礎的検討を実施した。

3. 結言

本報告では、２Ｓに係る更なる強化・効率化を目指して、原子力施設における２Ｓの相乗効果に係る研究内容の全体概要を示すとともに、NMAC の適用性について検討を行い、核セキュリティ上も効果が期待できることを明らかにした。

参考文献

[1] Use of Nuclear Material Accounting and Control for Nuclear Security Purposes at Facilities, IAEA Nuclear Security Series

*Kazunori Suda[1], Ryo Shimizu[1], Lisa Kokaji[1], Makiko Tazaki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

核不拡散の検証制度への先端技術の導入に関する一考察
IAEA 保障措置における衛星画像解析の活用を例として

Introduction of emerging technologies to nuclear nonproliferation verification regime
Case study on the use of satellite imagery analysis in the IAEA safeguards

*堀尾 健太[1]，永井 雄一郎[1]，全 炳徳[2]，広瀬 訓[2]，鈴木 達治郎[2]
[1]東京大学，[2]長崎大学

国際原子力機関（IAEA）保障措置では，技術の発展・革新に伴い，検証能力の強化や効率化を目的として，様々な先端技術を導入している。本稿では，導入された技術の一例として衛星画像解析を取り上げ，IAEA 保障措置における活用の歴史的展開や事例等を分析し，今後の制度運用への示唆を考察する。

キーワード：核不拡散，検証，保障措置，衛星画像解析

1. 緒言

1991 年のイラクの秘密裏の核開発計画の発覚などを受け，IAEA は保障措置強化のための検討を行った。検討結果は既存の協定下で実行可能な施策と新たな法的枠組みが必要な対策に整理されたが，前者の中には環境サンプリングや情報分析が含まれ，情報分析に関する先端技術の 1 つが衛星画像解析であった。

2. IAEA 保障措置における衛星画像解析の活用

2-1. 歴史的展開

商用衛星画像解析の IAEA 保障措置への活用について本格的な検討が開始されたのは 1998 年である（[1]）。当時，従来よりも解像度の高い商用リモートセンシング衛星の打上げが複数計画されており，IKONOS の打ち上げ（1999 年 9 月）を皮切りに商用衛星の市場は大きく変革した。実際に商用衛星画像解析が行われ始めたのは 1999 年だが（[2]），当初，活動のリソースは加盟国による自発的な拠出・貢献に依存していた。人件費を含め，衛星画像解析にかかる予算が通常予算化したのは 2004 年である。その後 2011 年の組織改編によって保障措置局の情報分析機能が強化され，2016 年 3 月時点では衛星画像解析の担当部署には 15 名以上の職員が在籍している。また現在は衛星画像と地理空間情報を組み合わせて分析を行っている（[3]）。

2-2. 活用事例

イラン：ウラン濃縮施設やパルチン軍事施設等について，過去の履歴（建設を含む）や現在の活動状況の確認に活用。他の衛星画像のクロスチェックにも利用。

北朝鮮：現在 IAEA は北朝鮮の施設にアクセスできておらず，核実験場を含め衛星画像解析で状況を把握。

シリア：過去の建設活動の確認や査察の実施直前の状況確認に活用。ただし，商用の高解像度画像が入手できない時期もあり，その際は加盟国から提供された情報のみを利用。

3. 考察：検証制度への先端技術導入の条件

法的根拠：衛星画像解析の場合，オープンソースの情報分析という位置づけで，法的な問題はなかった。

リソース：国際機関は予算や人員に限度があることから，漸進的に体制を整備せざるを得なかった。

調達可能性：サービスとして適正な価格と質で調達できなければ有効な活用は難しい。特に情報分析に用いる場合，信頼性・中立性の観点からサービス供給者の多様性が重要である。

参考文献

[1] C. Andersson, IAEA Safeguards: Cost/Benefit Analysis of Commercial Satellite Imagery, SKI Report 99:14, March 1999
[2] IAEA, Strengthening the Effectiveness and Improving the Efficiency of the Safeguards System and Application of the Model Protocol, GC(44)/12, 2000
[3] J. Rutkowski et al, The Implementation and Use of the Geospatial Exploitation System within the IAEA's Department of Safeguards, Journal of Nuclear Materials Management, Volume XLIV No.2, 39-44, 2016

*Kenta Horio[1], Yuichiro Nagai[1], Byungdug Jun[2] , Satoshi Hirose[2] and Tatsujiro Suzuki[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Nagasaki University

核鑑識の属性評価における核物質異同識別手法の研究
（1）多変量解析ツールの開発と核原料物質への適用

Study on Discrimination Methodology for Material Attribution in Nuclear Forensics

(1) Multivariate Analysis Tool Development and Application to Nuclear Source Material Attribution

*木村 祥紀[1]，篠原 伸夫[1]，大久保 綾子[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、核鑑識分析における分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の開発を進めている。本発表では、核鑑識において属性評価に使用する多変量解析ツールの開発について報告し、ウラン鉱石などの核原料物質について多変量解析手法を適用した異同識別方法について考察する。

キーワード：核鑑識、核セキュリティ、多変量解析、核原料物質

1. 緒言

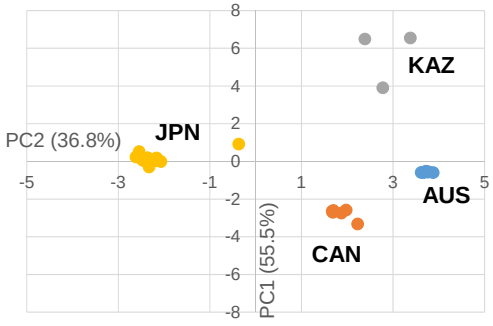
原子力機構では、犯罪現場や不法移転等の現場から押収された核物質等の出所・履歴といった属性を特定する核鑑識技術に関する研究開発の一環で、核鑑識分析で得られた分析データと核鑑識ライブラリと呼ばれるデータベースの情報を比較することで核物質の異同識別を行い、サンプルの起源や履歴といった属性を特定する属性評価手法の検討を進めている。

2. 核鑑識属性評価における多変量解析ツールの開発

核鑑識における属性評価では、押収された核物質等の同位体や不純物の組成といった分析データを核鑑識ライブラリに登録している既知の物質と比較し、該当物質を特定するための解析を行う。この定性分析におけるアプローチとしては、既知試料間のグループ化と、未知試料がどのグループに帰属するかを検討するものがあり、これらに適用する解析的手法として多変量解析手法が分析化学等の分野において広く適用されている[1]。原子力機構では、核鑑識属性評価における定性分析の目的を達成するためのツールとして、主成分分析、クラスター分析、線形回帰判別分析、PLS 回帰判別分析の４つの手法を解析モジュールとして備えた多変量解析ツールを開発した。

3. 多変量解析手法による核原料物質の異同識別方法の検討

核原料物質を対象とした核鑑識属性評価においては物質の異同識別と産地特定が重要な目的となるが、ウラン鉱石やその精製物に不純物として含まれる元素組成が核鑑識における重要な情報となることが知られている[2]。本検討では核原料物質を対象とした核鑑識属性評価について、多変量解析手法によるウラン鉱石等の異同識別方法について検討した。日本を含む複数国で産出されたウラン鉱石に含まれる希土類元素組成をもとに、主成分分析によって産出国別の異同識別解析を行った結果を例として図に示す。本検討により、ウラン鉱石など核原料物質の不純物元素組成に多変量解手法を適用することで、異同識別と産地特定が可能であることが示された。



参考文献

[1] 三井利幸 他、分析化学 Vol.53, No.8, 773-791 (2004).

[2] Z. Varga et. al, Radiochim. Acta 98, 771-778 (2010).

---

*Yoshiki Kimura[1], Nobuo Shinohara[2] and Ayako Okubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency..

アクティブ中性子 NDA 装置内 DDA 用モデレータの最適厚さの研究

Study on optimum thickness of moderator used in Differential Die-away Analysis in active neutron NDA system

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田政夫[1]，飛田浩[1]，呉田昌俊[1]
[1]原子力機構

小型中性子源を利用した様々な核不拡散用アクティブ中性子分析技術を統合した次世代型核物質用非破壊測定装置を開発中である。本報では、核分裂性核種量を測定するダイアウェイ時間差分析装置の性能に大きな影響を与える測定サンプルの周囲に配置するモデレータの厚みを最適化する研究に関して報告する。
キーワード：非破壊測定、核不拡散、核燃料物質、ダイアウェイ時間差分析、シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では、従来測定技術では測定が困難な MA 核変換用 MA-Pu 燃料などの高線量核燃料や共存物質が多数含まれる核物質を対象とする中性子源を用いた次世代の非破壊測定装置(Active-N)を開発している[1)]。その中で、核分裂性核種の総質量を計測するダイアウェイ時間差分析(DDA)部では、高速中性子直接問いかけ（FNDI）法を基盤技術とする。FNDI 法では、高速中性子を測定サンプル容器の周囲に設置したモデレータに直接照射して熱化させる。測定サンプル容器内の核分裂性核種の量は、その熱化した中性子との核分裂反応により発生する核分裂中性子を計数して測定する。本報では、その測定性能を決定するモデレータの厚みを最適化するために実施した MCNP を用いたシミュレーションの結果に関して報告する。

2. 測定サンプル容器とモデレータの構造

Active-N では、測定サンプル容器として直径 3cm、高さ 4cm 程度のバイアル瓶、直径、高さとも約 12cm の燃料缶、及び 20 リッターのペール缶を想定している。DDA 部では、照射する高速中性子を熱化させるためにそれら容器を隙間無く囲う円筒形で均一の厚みの高密度ポリエチレン製のモデレータを使用する。

3. シミュレーション結果

図 1 に、核分裂性物質 ^{239}Pu（0.1g）を封入したバイアル瓶の周囲に設置するモデレータの厚さに対する核分裂中性子の時間スペクトルの変化を示す。厚さの増加とともに中性子数は増加するが、5cm 程度で飽和することがわかった。今後、計算結果と測定空間の寸法を考慮して最適な厚さを決定する予定である。

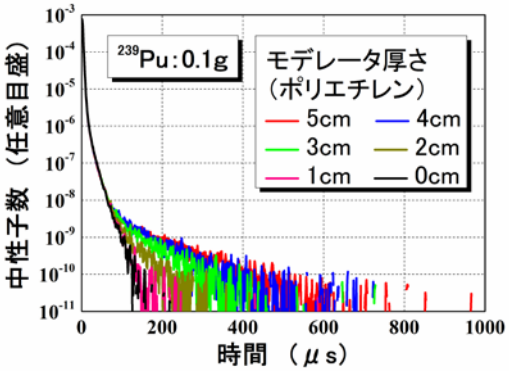


図１　核分裂中性子時間スペクトルのモデレータ厚さ依存性

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1]大図他、原子力学会 2016 春 2B08

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Hiroshi Tobita[1], and Masatoshi Kureta[1]
[1]JAEA

Oral Presentation | I. General Issues | General Issues

[2M20-22] Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security 2

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 5:45 PM - 6:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[2M20] Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection

*Mitsutoshi Suzuki[1], Seishi Nishida[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.St. Marianna Medical Univ.）

5:45 PM - 6:00 PM

[2M21] Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs

*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1] （1.The University of Tokyo）

6:00 PM - 6:15 PM

[2M22] Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1], Yusuke Kawasaki[1] （1.The University of Tokyo）

6:15 PM - 6:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

サボタージュ防護の為の原子力発電所の枢要区域特定
ー SS 分科会活動からの報告 ー

Vital area identification of nuclear power plant for sabotage protection
- Report from Safety and Security subcommittee meeting -

*鈴木 美寿[1]，西田 誠志[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]聖マリアンナ医科大学

サボタージュ防護強度の高い原子力発電所を考える為に、IAEA 技術文書(NSS No.16)を参考に悪意を持った敵対者による初期事象を考慮して、サボタージュ ET/FT を使ってターゲットセット、重大サボタージュシナリオ及び枢要区域の特定と防護セットの具体的策定方法を、例題を用いて提案する。また、施設設計における安全とセキュリティのインターフェースについて、妨害破壊行為リスクの低減及び深層防護の観点からその重要性を示す。

キーワード：サボタージュ，枢要区域の特定，原子力発電所，安全とセキュリティ

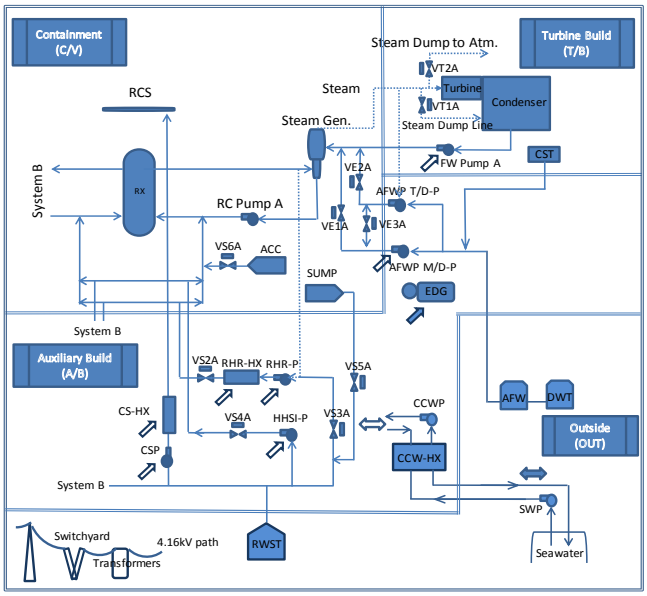
1. はじめに

海外で紹介されている枢要区域の特定手法(Vital Area Identification: VAI)を、原子力発電所に対するサボタージュ対策として活用することを目的として、前回の報告[1]に続いて具体的な原子力発電所の例題を用いて、その有効性について評価した。また、安全とセキュリティのインターフェースについて、サボタージュ強度の高い原子力発電所を目指す為に、施設設計段階で考慮することの重要性について調べた。

2. 枢要区域の特定

2-1. サボタージュ ET/FT とターゲットセット

計算モデルとして右図に示す 2 ループの PWR を想定した。悪意を持った初期事象(Initiating Event of Malicious Origin: IEMO)を想定し、VAI の参考文献[2]の仮定に従い、外部電源喪失に伴う重大事故シナリオとして、原子炉トリップ、大・小 LOCA、2 次系破損 A/B 系統の 5 つの ET、及び配管・タンク等の静的機器も含めた 16 の FT を解いて、ターゲットセットを求めた。



2-2. 枢要区域の候補と防護セット

ターゲットセットの場所によるローケッションフォールトツリーを作り、その補集合を解いて枢要区域の候補を求める。防護の実現性等を考慮して防護セットを決める。

3. 安全とセキュリティのインターフェース

2S のインターフェースについて検討し、(1)2S の冗長性：物理的な離隔距離、堅固な施設内の並置(2)2S の多重性・多様性：格納容器貫通配管系の集合部(3)2S の総合的判断：堅牢化、区画化等の観点から考察。

4. まとめ

VAI 手法の試評価を行った。今後、核物質防護に係る秘匿性に留意して 2S の深層防護について検討する。

参考文献

[1] 荒井滋喜、「妨害破壊行為者のターゲット及び防護すべき区域（設備）の評価」TN0402、春の年会、2016.
[2] SAND2008-5644, G. Bruce Varnado and Donnie W. Whitehead, SAND2008-5644, 2008.

*Mitsutoshi Suzuki[1] and Seishi Nishida[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]St. Marianna Medical Univ.

原子力施設における内部脅威者の自動検知技術の基礎技術開発

Development of Fundamental Technology for Automatic Detection of Malicious Insider Behavior in NPPs

*川崎 祐典[1]、 出町 和之[1]、笠原 直人[1]
[1]東京大学

原子力発電所における内部脅威者の自動検知のための基礎技術として、画像解析や時系列データの解析に基づいた人間の行動の判別のための手法を開発した。

キーワード： 核セキュリティ、内部脅威者、異常行動検知、画像解析、深層学習

Ⅰ．はじめに

原子力発電所における内部脅威者の自動検知に着目し、画像解析や時系列データの解析に基づいて「所持物」と「行動」の観点から人間の行動を判別する手法を開発した。

Ⅱ．手法

Microsoft Kinect により取得した骨格情報により右手周辺の画像を抽出する。機械学習法により事前に学習されたネットワークを用いて抽出された画像による「所持物」の識別（今回は「手ぶら」、「ハンマーを持った状態」、「ペットボトルを持った状態」の３種類）を行った。また、得られた骨格情報を時系列データとして扱い、過去２秒間の骨格情報を一つのデータとして扱い、機械学習法により事前に学習済みのネットワークを用いて「行動」の識別(今回は「通常」、「叩く動作」、「水をかける動作」の３種類)を行った。最後にこれらの結果を統合することで特定の人間の行動（今回は「通常」、「ハンマーで叩く」、「ペットボトルの水をかける」を想定した）の判別を行った。

Ⅲ．結果

「所持物」、「行動」の機械学習法による事前学習における学習誤差はどちらも 1%程度であった。このネットワークを用いて今回の手法の妥当性を検証した。検証用に「人が歩いてきて動作（「ハンマーで叩く」、「ペットボトルの水をかける」の２種類）を行う」という危険行動を模擬した動画を撮影した。図１は検証用動画のあるフレームでの「所持物」の判別（グラフは左からハンマー、手ぶら、ペットボトルの確率を表す）と、全体の「行動」の判別の時系列グラフ（赤：通常、青：叩く、黄：水）である。

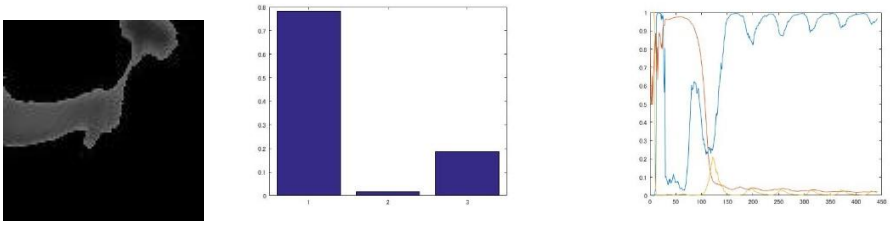


図１ あるフレームでの「所持物」の判別（左）と「行動」の判別結果（右）

Ⅳ．結論と考察

画像解析、骨格情報の時系列データ処理により「所持物」及び「行動」の判別を行った。今後は背景除去の精度向上、行動の種類の拡張が考えられる。

*Yusuke Kawasaki[1], Kazuyuki Demachi[1], Naoto Kasahara[1]
[1]The University of Tokyo

Detection and Prediction of Insider Malicious Behavior for Nuclear Security using Kinect

*Shi Chen[1], Kazuyuki Demachi[1], Tomoyuki Fujita[1], Yutaro Nakashima[1] and Yusuke Kawasaki[1]
[1]The University of Tokyo.

Abstract

After Fukushima Daiichi accident, the importance of nuclear security is increased. Especially as the threat to nuclear power plants, sabotage by insider is significant.

In this research, the technology to detect malicious behaviors by insiders was developed by using Microsoft Kinect v2. Time series data analysis is a useful method in their abnormal behavior detection. However, malicious behavior detection isn't enough for nuclear security, future malicious behavior prediction should be taking into consideration.

Keywords: Malicious Behavior Detection, Hand Motion Tracking, Kinect, Auto-Associate Neural Network

1. Introduction

Recently the importance of nuclear security is increased after Fukushima Daiichi Power Plant accident. Especially as the threat to nuclear power plants, sabotage by insider is significant. Thus, human malicious behavior detection is necessary for nuclear security. Hand motion has high contribution to human activity thus it's significant in the detection of inside malicious behavior. For this purpose, Microsoft Kinect v2 is proposed to be used.

In this research, we tracked hand motion by using Kinect v2. By using depth data and body index frame of Kinect v2, the hand region is distinguished. Moreover, AANN (Auto-Associate Neural Network) will be used to derive future hand motion.

2. Hand Motion Detection

Hand motion are detected by the states of each finger. Stretched fingers pixels and bend fingers pixels of both left and right hands were classified as different parts by using depth data and body index frame of Kinect v2 [1]. Fingers were identified by using K-means clustering algorithm [2]. Finally, hand motion time series data was built by the real-time hand motion detection system we developed.

2. Hand Motion Prediction

Hand motion detection is not enough for nuclear security, find the sign and derive future hand motion is necessary to prevent malicious behaviors. For this purpose, Auto-Associate Neural Network (AANN) will be used [3].

4. Conclusion

In this research, we developed a real time system to detect both stretched and bend finger by using Kinect v2. Also, we explored the possibility of future malicious behavior prediction by using AANN.

References

[1] Y. Li, "Hand gesture recognition using Kinect", Proc. Int. Conf. Software Eng. Service Sci., 2012, pp. 196–199.

[2] Ray S, Turi RH, "Determination of number of clusters in K-means clustering and application in colour image segmentation", Proceedings of the 4th international conference on advances in pattern recognition and digital techniques (ICAPRDT'99), Calcutta, India, pp 137–143.

[3] M. Kramer, "Nonlinear principal components analysis using auto associative neural networks", AIChe J., 37(2) : 233-242,1991.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N01-05] Neutron time-of-flight method

Chair: Hiroyuki Toyokawa (AIST)

Thu. Sep 8, 2016 9:30 AM - 10:50 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N01] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1] （1.Kyoto University Research Reactor Institute）

9:30 AM - 9:45 AM

[2N02] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2], Ken Nakajima[1] （1.Kyoto University Research Reactor Institute, 2.Hokkaido University）

9:45 AM - 10:00 AM

[2N03] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1], Ken Nakajima[2] （1.Hokkaido Univ., 2.Kyoto Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2N04] Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

*Junpei Koide[1], Toshiyuki Uragaki[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] （1.TCU）

10:15 AM - 10:30 AM

[2N05] Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Hara[2], hiroyuki hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2], Masato Ohnuma[1,2] （1.Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., 2.Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（4）Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(4) Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*堀　順一[1]，佐野　忠史[1]，高橋　佳之[1]，中島　健[1]

[1]京都大学原子炉実験所

Seld-indication 法を用いた中性子共鳴濃度分析について、京大炉ライナックでの実験及び数値計算の結果に基づいて本手法の適用範囲の検討を行った。検討の結果、^{238}U の場合、複数の共鳴を利用することで、測定可能な核種厚さの範囲を 10^{-6}～10^{-2}(/b)まで拡張できる見通しを得た。

キーワード：非破壊分析法、共鳴、核燃料物質、Self-indication 法、京大炉電子ライナック

1. 緒言

MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。研究開発項目の一つとして挙げているのは、共鳴吸収を利用した核種濃度定量技術の高度化である。特に MA 含有 TRU 燃料のように高い放射能を有する被検体の分析に有利な Self-indication 法の適用について検討を行う。Self-indication 法とは、十分にコリメートされたパルス中性子ビーム軸上に被検体と測定対象核種から成る indicator を並べて配置し、indicator から放出される反応生成物（中性子捕獲ガンマ線）を測定することによって、試料を透過した中性子スペクトルを間接的に取得する方法である。本手法は、測定対象核種の共鳴エネルギーに対してのみ高感度で透過中性子を測定可能であり、被検体からの崩壊ガンマ線の影響を受けることなく測定できるのが特徴である。核種固有の共鳴吸収による透過中性子数の変化量から核種濃度を迅速且つ簡便に定量することを目指している。

2. 実験

京大炉電子ライナックにおいて､天然ウランを用いた self-indication 法の検証実験を行った｡本実験では、電子の加速エネルギーを約 30MeV、パルス幅を 47ns、周波数を 250Hz とし、一つ前のバーストで生じた低エネルギー中性子のオーバーラップを防ぐために、ビームラインの途中に厚さ 0.5mm のカドミニウム板を挿入した。被検体及び indicator には厚さ約 7.3×10^{-3} (/b)の天然ウラン板を用いた。飛行距離 10.1m の位置に indicator を設置した。indicator からの中性子捕獲ガンマ線測定は、ビームに対して垂直に配置された 2 台の BGO 検出器を用いて測定し、TOF スペクトルを取得した。

3. 結果

indicator 上流に被検体を置いた場合と置かない場合の TOF スペクトルの比較を図に示す。被検体による共鳴吸収は共鳴ピークの減少として観測された。また、indicator 内での捕獲反応率をモンテカルロ・シミュレーション計算によって算出し、被検体厚さと共鳴ピーク計数の関係を求めたところ、実験から得られた共鳴ピーク計数の減少割合から核種の実効厚さの定量が可能であり、その測定範囲は複数の共鳴を利用することで 10^{-6}～10^{-2}(/b)まで拡張できる見通しを得た。

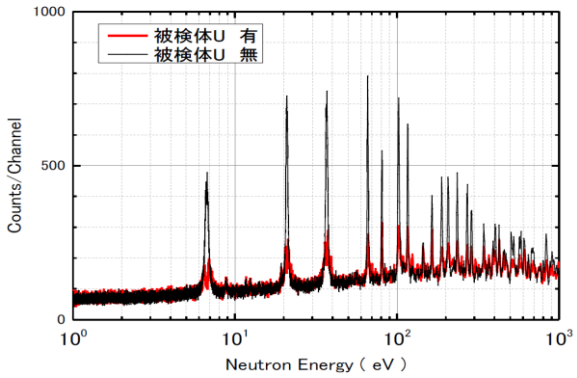


図　被検体がある場合とない場合の TOF スペクトルの比較

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 28 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果である。

*Jun-ichi Hori[1],Tadafumi Sano[1], Yoshiyuki Takahashi[1] and Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto University Research Reactor Institute

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（5）模擬核燃料ペレットを用いたパルス中性子イメージング

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(5) Pulsed Neutron Imaging for Simulated Nuclear Fuel Pellets

*佐野　忠史[1]，伊藤　大介[1]，堀　順一[1]，高橋　佳之[1]，
長谷美　宏幸[2]，加美山　隆[2]，中島　健[1]
[1]京都大学原子炉実験所，[2]北海道大学大学院工学研究院

熱中性子吸収率が実際の核燃料ペレットと等価となるように酸化ビスマスと酸化ネオジムを用いて作製した模擬核燃料ペレットに対して、北海道大学中性子源(HUNS)において GEM 型 2 次元中性子検出器を使用したパルス中性子イメージングを実施した。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、核燃料ペレット、HUNS、GEM 型 2 次元中性子検出器

1. 緒言

平成 26 年度より MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子源を用いた非破壊分析技術の研究開発を実施している。本研究開発には燃料中の 0.4mm 以上の Pu スポットを検知する技術の開発が含まれている。今回、核燃料物質中の Pu スポットの検知を目的に、核燃料模擬物質と GEM 型 2 次元中性子検出器を使用し、パルス中性子イメージングを実施した。

2. 実験

熱中性子吸収率が 3.4wt%の UO_2 ペレットと等価となるように酸化ビスマスと酸化ネオジムを用いて模擬核燃料ペレットを作成し、ペレット中の Pu スポットを模擬するために、大きさの異なる In 金属片（2mmφ×2mm、1mmφ×1mm、0.5mmφ×0.5mm）を同ペレット中に配置した。作成したペレットを用いて HUNS において GEM 型 2 次元中性子検出器を使用したパルス中性子イメージングを実施した。

3. 結論

図に In の第一共鳴近傍のエネルギー領域（1.46eV）におけるパルス中性子イメージング画像を示す。画像の黒い部分が In であり、左より 2mmφ、1mmφ の 3 個の試料が撮影されている。また、右端の試料中には左より 1mmφ、0.5mmφ、2mmφ の In が配置されているが、中央の 0.5mmφ試料も確認することができる。一般的に燃料の核特性や物性等に影響を及ぼす Pu スポットの粒径は 0.4mm 以上とされており、本技術を使用することで 0.4mm 程度の Pu スポットも識別可能である見込みを得た。

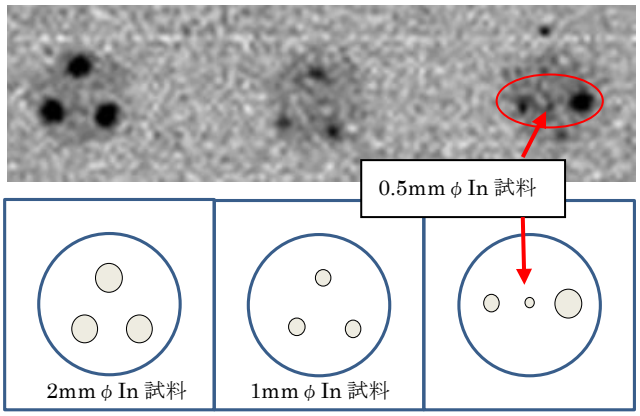


図　模擬核燃料物質中の In に対する中性子イメージング画像

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 28 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む

参考文献

[1] 中島他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、P49

*Tadafumi Sano[1], Daisuke Ito[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroyuki Hasemi[2], Takashi Kamiyama[2] and Ken Nakajima[1]
[1]Kyoto University Research Reactor Institute, [2] Faculty of Engineering, Hokkaido University

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
(6)　中性子と X 線イメージの複合化

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels
(6) Combination between neutron and X-ray radiograms

*加美山 隆[1]，長谷美 宏幸[1]，佐藤 博隆[1]，中島 健[2]
[1]北海道大学大学院工学研究院，[2]京都大学原子炉実験所

共鳴吸収イメージングによる物性値の空間分布の取得には膨大な測定時間を要することから、効率化のため、高空間分解能 X 線画像と低分解能中性子画像を基にした物理量マッピング法について検討を行った。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、X 線イメージング

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の環境負荷を低減しつつ長期的なエネルギー安定供給を図る次世代原子力システムとして、高速炉システムにおける MA 含有 TRU 燃料の利用が検討されている。MA 含有 TRU 燃料の健全性評価のために、パルス中性子・制動 X 線混在場を用いた総合的な非破壊分析システムを開発し、その実用性を評価することを目的に、京都大学原子炉実験所を中心としたグループによる 4 か年にわたる研究プロジェクトが平成 26 年度からスタートした。本プロジェクトでは幾つかの研究開発項目が挙げられているが、その中でも中性子・X 線混在場の利用として検討しているのが両者を融合した相補的な情報マッピング技術である。これは、中性子と X 線イメージングの長短の特徴を相補的に組み合わせ、効率的に高空間分解能の物理量マッピングイメージを得るという試みで、本プロジェクトで開発する非破壊分析システムを実用化に向けて前進させることが期待される。本講演では、このシステムで利用が検討されている検出器の状況並びにマッピングに用いるためのソフトウェアの開発に関して報告する。

2. 物理量のマッピング

中性子共鳴吸収分光法では熱外中性子を用いるため、一般的な中性子散乱法より高速な飛行時間分析が必要となる。これまでに真空管式のイメージインテンシファイア(I.I.)を用いた中性子/X 線イメージング検出器を試作・検討したが、出力蛍光体の緩和時間により高速な時間分解測定が難しかった。このため、2 次元のガス検出器である GEM 検出器を中性子共鳴吸収検出器の候補として、北海道大学の 45MeV 電子線形加速器施設にて検討した。この結果、GEM 検出器では高エネルギー側ほど検出効率が落ちるものの、本研究で主要な検出範囲と考えている数 100eV 程度までの熱外中性子の飛行時間分析測定には使用可能と評価された。一方、GEM 検出器では空間分解能が 1mm 程度と、最高空間分解能が 0.1mm 以下である I.I.には及ばない。I.I.で得る高解像度の X 線ラジオグラムに GEM 検出器によるイメージを重ねるため、相互情報量を用いた画像の位置合わせ法および解像度の異なるイメージのマッピング法をコード化した。図 1 は、中性子による低解像度密度分布の高解像度 X 線ラジオグラム上へのマッピングシミュレーション結果で、密度分布のぼけが改善されている。同様の実験を実際に実施し、位置合わせと高解像度マッピングの効果を確認できた。

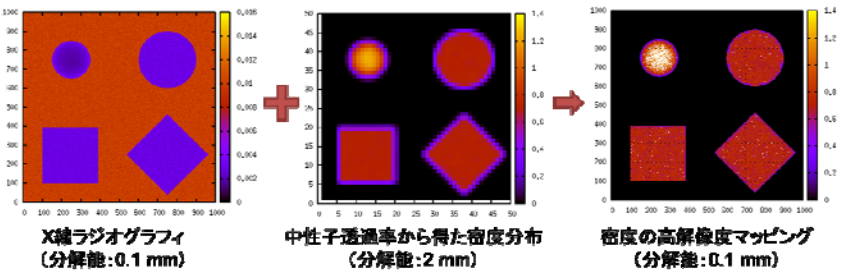


図 1. 低解像度イメージング結果の高解像度マッピングシミュレーション

3. 結言

中性子及び X 線イメージングの結果を組み合わせた物理量の高解像度マッピングを行うことに成功し、そのための基本的なプロセスを構築することができた。この結果は本プロジェクトで開発する非破壊分析システムに適用可能で、その実用化に向けた効率的なシステムを構築するための一助になると期待される。

謝辞
本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、京都大学が実施した平成 27 年度「次世代原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発」の成果を含む。

*Takashi Kamiyama[1], Hiroyuki Hasemi[1], Hirotaka Sato[1] and Ken Nakajima[2]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

原子炉燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発
（7）空間分解能の改善

Development of Nondestructive Methods Adopted for Integrity Test of Next Generation Nuclear Fuels

(7) Improvement of Spatial Resolution

*小出 純平[1]，浦垣 俊幸[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]，持木 幸一[1]

[1]東京都市大学

パルス TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングシステムの空間分解能改善のために、サブピクセルシフトによる超解像を組み込んだシステムを検討した。

キーワード：非破壊分析法、中性子イメージング、超解像

1. 緒言

パルス中性子 TOF 法に基づく共鳴吸収イメージングでは、共鳴吸収ピークを用いることで一度に複数の核種の定量分析を行うことができる。また、共鳴吸収ピークは熱外領域にあるため、検出効率を重視して 1 mm 角の細く長いシンチレータをアレイ化したものを用いる。しかし、撮像システムの空間分解能はシンチレータの形状に依存するため、空間分解能は 1 mm となり、TRU 燃料の健全性評価において熱的に問題となる 0.4 mm のプルトニウムスポットの検知のために、さらなる空間分解能の改善が求められている。今回は、空間分解能改善策として、サブピクセルシフトによる超解像のためにシフト機構を組み込んだシステムの検討と、空間分解能の改善特性について報告する。

2. 検討したシステム

図 1 に、サブピクセルシフトによる超解像に対応したイメージングシステムを示す。これは画像 1 pixel を縦横等分に分割し、分割した数だけシフトして、透過画像をそれぞれ撮像し、これらのデータより再構成し、分解能を改善する手法である。そのため、試験体を X-Z テーブル上に設置し、遠隔で操作してそれぞれのシフト位置での透過画像を PC に記録し、測定終了後に ML-EM 法による再構成を行う。

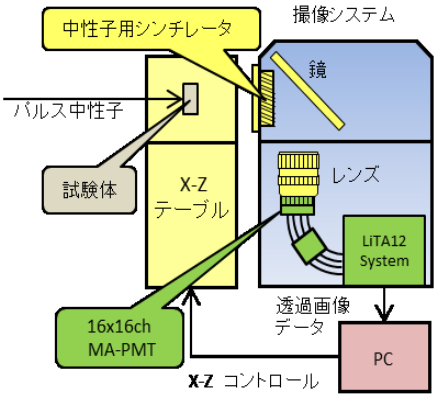
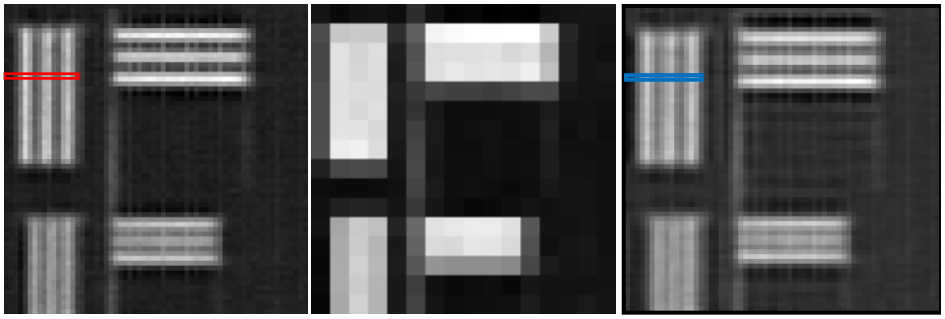


図 1：サブピクセルシフトによる超解像に対応したシステム

3. シミュレーション結果

今回は X 線透過画像を用いてシミュレーションを行った。図 2 に X 線透過画像である原画像(A)から、サブピクセルシフトを考慮して生成した 16 pixel × 16 pixel の模擬撮像画像(B)16 枚を用いて、64 pixel × 64 pixel の再構成を行った結果(C)を示す。図 3 のラインプロファイルより、再構成によってボケはあるものの、ラインペアの識別はできるようになった。



(A)原画像　(B)模擬測定画像　(C)再構成結果

図 2：シミュレーション結果

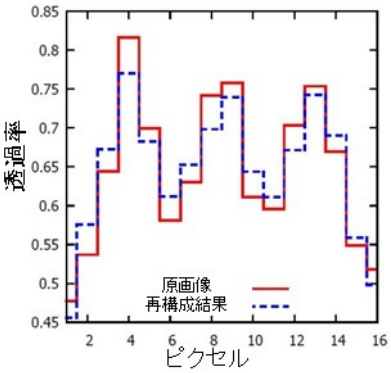


図 3：ラインプロファイル

*Junpei KOIDE[1], Toshiyuki URAGAKI[1], Naoto HAGURA[1], Jun KAWARABAYASHI[1], Koh-ichi MOCHIKI[1]

[1]Tokyo City Univ.

試料の回転運動が中性子共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響

Effect on the shape of a neutron resonance absorption peak due to rotary motion of the sample

＊ 上地 将斗[1]，加美山 隆[1,2]，原 かおる[2]，長谷美 宏幸[2]，佐藤 博隆[1,2]，大沼 正人[1,2]

[1] 北海道大学大学院工学院，[2] 北海道大学大学院工学研究院

即発γ線計数型中性子共鳴吸収分光法による作動中機械部品の温度測定においては、原子の熱振動以外の要因が中性子共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響を調べておく必要がある。本研究では、試料の回転運動による共鳴吸収ピーク形状の変形をシミュレーション計算により調べた。

キーワード：中性子共鳴吸収ピーク，飛行時間法，PHITS，温度測定

1. 緒言

即発γ線型中性子共鳴吸収分光法は、原子核による中性子の共鳴吸収時に発生する即発γ線の計数と中性子の飛行時間分析を組み合わせることで中性子の共鳴吸収スペクトルを測定する手法である。原子の熱振動の影響を受け変化する共鳴吸収ピークの形状を解析することで、非接触・非破壊で物体内部の共鳴核種の温度が測定可能である[1]。この手法の特性を利用して、共鳴核種を箔などの状態で機械部品に取り付け、その核種に対応する共鳴吸収ピークを解析することで機械部品の温度情報を得ることが考えられる。しかし、部品の位置が機械の回転運動に伴い変動することにより共鳴吸収ピークが変形することが予想される。本研究ではモーターを対象として、PHITS を用いた粒子輸送計算により回転の影響を調べた。

2. モーターの回転による影響の検討

回転部品に箔を取り付けたモーターを回転させるとき、モーターの回転運動に伴い箔の位置が変化する。共鳴吸収ピーク形状を変化させる要因として、箔の位置の変動による線源からの距離の変動や測定対象核種の実効厚さ（中性子が通過する厚さ）の変動が挙げられる。前者では線源からの距離の変動により中性子の飛行時間が変化し、中性子のエネルギー分析に誤差が生じる。また、後者では実効厚さが大きいとき、箔の中性子ビーム上流側で中性子がほとんど吸収されてしまうことで共鳴吸収ピーク形状が変化する。これらの要因を考慮し、実際の実験を模擬した体系で Ta-181 の 4.28 eV のピーク形状をシミュレーション計算した。その計算体系と結果を図 1 に示す。図の体系において 15° ずつ箔を回転させて計算を行った。その結果、角度によって箔に吸収される中性子の量が変わるため、ピーク強度が変化した。また、線源からの距離の変動により、共鳴吸収ピーク中心のエネルギーが変化した。さらに、回転の角度によってピークの半値全幅に変化が生じた。各角度のピークを平均したときの半値全幅は、厚さによるピーク形状の変化が生じず、かつ回転していない Ta 箔のピークの半値全幅と比較して 0.015 eV 大きくなる。温度測定において、ドップラー幅の式を用いて計算すると、およそ 28 K の誤差が生じることがわかった。この差は、測定したい温度（373 K 程度）に対して無視できないほど大きい。さらに、それらの影響を確認するための実験を行っており、現在解析中である。

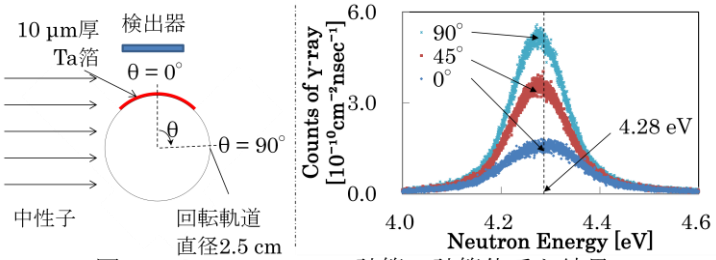


図1. シミュレーション計算の計算体系と結果

3. 結言

モーターの回転が共鳴吸収ピーク形状に及ぼす影響についてシミュレーション計算によって検討した。その結果、モーターの回転により生じる温度測定への影響が、測定したい温度に対して無視できないほど大きいため、それらによる共鳴吸収ピークへの影響を減少させる実験体系を検討する必要がある。講演では検討結果を発表する。

参考文献

[1] T. Kamiyama, J. Ito, H. Noda, H. Iwasa, Y. Kiyanagi and S. Ikeda, Nucl. Instrum. and Methods Phys. Res. A 542 (2005) 258.

*Masato Uechi[1], Takashi Kamiyama[1,2], Kaoru Y. Hara[2], Hiroyuki Hasemi[2], Hirotaka Sato[1,2] and Masato Ohnuma[1,2]

[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N06-09] Industrial application of accelerator

Chair: Jinfeng Yang (Osaka Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 10:50 AM - 11:55 AM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N06] Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*Ishikawa Hirotaku[1], Sato Hirotaka[1,2], Kamiyama Takashi[1,2], Ohnuma Masato[1,2] （1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University , 2.Faculty of Engineering, Hokkaido University）

10:50 AM - 11:05 AM

[2N07] New production routes for medical isotopes ^{92}Y using accelerator-based neutron source

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] （1.Kyushu University, 2.Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center）

11:05 AM - 11:20 AM

[2N08] Structural Analysis and Evaluation for bridge using High Energy X-ray Source

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[1], Katsuhiro Dobashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3] （1.Dept. Nuclear Engineering and Management, Univ. Tokyo, 2.Accuthela.Inc, 3.PWRI）

11:20 AM - 11:35 AM

[2N09] Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka[2,1], Joichi Kusano[3], Katsuhiro Dobashi[2], Natsuyo Maruyama[4], Masahiro Tatewaka[5], Yoshinobu Oshima[6] （1.Dept. of Nuclear Engineering &Management, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 2.Dept. of Nuclear Engineering, Grad. School of Engineering, The Univ. of Tokyo, 3.Accuthera Inc., 4.Hitachi Power Solutions Co., Ltd, 5.Kanto Giken Co., Ltd, 6.Public Works Research Institute）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核データを利用したパルス中性子透過分光法による密度定量イメージング手法の検討

Study of Quantitative Density Imaging Technique by Pulsed Neutron Transmission Spectroscopy with a Nuclear Data

*石川 裕卓[1]，佐藤 博隆[1,2]，加美山 隆[1,2]，大沼 正人[1,2]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院

パルス中性子透過分光法により取得される全断面積に核データをフィッティングし、測定試料を構成する各物質の密度を定量する手法について検討した。
キーワード：パルス中性子透過分光法，中性子ラジオグラフィ，核データ，密度定量イメージング

1. 緒言

中性子ラジオグラフィは、物体内部の非破壊検査のみならず、物体内部にある物質の密度や厚さの評価にも用いられている[1]。しかし、密度や厚さの定量評価を行うには、評価したい物質のみの中性子透過率を測定する必要がある。また、ビームハードニングの影響を補正するため、実効全断面積[2]というパラメータを施設毎、試料毎に取得しなければならない。これらの課題を解決するため、パルス中性子透過分光法の適用が考えられる。パルス中性子透過分光法では、エネルギー毎の中性子全断面積が測定できる。よって核データが利用可能となり、実効全断面積を取得する必要がなくなる。さらに、実測された透過率に核データから計算される透過率データをフィッティングすれば、試料を構成する様々な物質を透過してきた中性子透過率からでも、特定の物質の密度を推定することができると考えられる。

本研究では、フィッティングに使用する中性子エネルギー領域としてポテンシャル散乱（PS）領域を選択した。PS 領域（サブ eV ～ 数十 eV）は、ブラッグ散乱の生じる冷・熱中性子領域と共鳴領域の中間の領域である。PS 領域では、核データであまり考慮されていないブラッグ散乱が弱いため、冷・熱中性子領域を用いる場合に比べ定量精度の点で有利となると考えられる。また、軽元素等の物質では共鳴吸収ピークが高エネルギーに現れるため、共鳴吸収法による密度定量分析は難しいが、PS 領域を利用する本手法は、軽元素の密度定量も行えるという利点がある。本研究では、まず鉄及び炭素のみの透過率に対し、フィッティング範囲を熱中性子領域、ポテンシャル散乱領域と変えて面密度（密度×厚さ）の評価を行い、それぞれの領域における解析の精度を比較した。次に鉄・炭素の積層試料を透過した中性子透過率からそれぞれの元素の面密度を定量評価可能であるかを調べた。

2. 密度定量実験とその結果

密度定量実験を北海道大学電子線形加速器施設[3]にある熱中性子源にて行った。測定試料には、回折の影響を確認するため鉄を、また軽元素試料として炭素を選定した。鉄・炭素の単体試料（試料サイズ：10×10×5[t] cm^3）およびそれらの積層試料を用意し、中性子透過率スペクトルを測定した。測定されたスペクトルの熱中性子領域（0.01 ~ 0.05 eV）、PS 領域（0.3 ~ 20 eV）において、核データ（JENDL-4.0）から求めた透過率によるフィッティングを行い、面密度を推定した。その結果、試料の重量及び体積から求めた面密度（計算値）と比較し、鉄試料の推定面密度は PS 領域の解析結果において定量精度が高かった（表 1）。炭素試料（計算値：4.51×10^{-2} atoms/barn）においても、PS 領域での解析結果は 4.49×10^{-2} atoms/barn となり、1%程度の精度で密度を推定できた。また、鉄・炭素の積層試料を PS 領域でフィッティング解析した結果、それぞれの面密度を約 7%の精度で決定できた。

表 1　鉄の解析結果と計算値の比較

エネルギー範囲	解析値 (atoms/barn)	計算値 (atoms/barn)	誤差 (%)
熱領域	3.79×10^{-2}	4.35×10^{-2}	-12.9
ポテンシャル散乱領域	4.29×10^{-2}	4.35×10^{-2}	-1.4

3. 結言

実測される中性子透過率スペクトルを核データから計算される透過率データによってフィッティングする本手法では、使用する中性子エネルギー領域として PS 領域を選択すれば、鉄・炭素の単体試料に対し、高い定量精度で面密度を取得可能であることがわかった。また、ラジオグラフィと異なり、鉄・炭素の二種類の物質を透過した中性子透過率からでも、各物質の面密度がそれぞれ定量評価可能であることがわかった。

参考文献

[1] M. Kanematsu et al., J. Struct. Constr. Eng., 79, pp. 201-208 (2014)
[2] H. Kobayashi, J. Nucl. Sci. Tech., 29, pp. 1045-1053 (1992)
[3] M. Furusaka et al., Physics Procedia, 60, pp. 167-174 (2014)

*Hirotaku Ishikawa[1], Hirotaka Sato[1,2], Takashi Kamiyama[1,2] and Masato Ohnuma[1,2]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University, [2] Faculty of Engineering, Hokkaido University

加速器中性子源を用いた医療用 ^{92}Y 製造に関する研究

New production routes for medical isotopes ^{92}Y using accelerator-based neutron source

*上田 真輝[1] 三仙 幸将[1] 金 政浩[1] 渡辺 幸信[1] 伊藤 正俊[2]

[1]九大総理工, [2]東北大 CYRIC

本研究では、新規医療用 RI である ^{92}Y の加速器中性子法を用いた製造を提案する。東北大学 CYRIC にて行なった 20MeV 重陽子に対する C(d,n)反応からの中性子収量計測実験とそれを用いた実製造に向けた検討結果について報告する。

キーワード： 医療用 RI、イットリウム、中性子収量分布、加速器中性子源

1. 研究背景 現在、悪性リンパ腫の治療に用いられる^{90}Yはβ線しか放出せず、事前にγ線放出核^{111}Inで体内イメージングし、治療適格性を確認している。しかし近年、両者の体内動態が異なることが指摘されている。そこで^{111}Inに代わる新規医療用RIとして、加速器中性子法を用いた^{92}Yの製造を提案する。

2. 実験 本手法では^{92}Zr(n,p)反応を用いて^{92}Yを製造する。実製造に向けて、^{92}Yの製造量と副生成物の影響を見積もる必要がある。そこで東北大学CYRICにて、20MeV重陽子に対するC(d,n)反応の厚い標的からの中性子収量(TTNY)を多重箔放射化法で計測した。照射済みサンプルから放出されるγ線は、高純度Ge検出器を用いて測定した。

3. 解析・考察 得られたγ線スペクトルから、^{92}Yやγ線を放出する副生成物の生成量を導出した。また、これらの生成量をUnfoldingすることによってTTNYを求めた。得られたTTNYと文献値[1](Ed=18MeV, 3.5deg)の比較を図1に示す。Unfoldingする際のdefault spectrumにはDEURACS[2]による計算結果を使用した。得られたTTNYは7MeV以上で文献値を過大評価するが、これは入射重陽子エネルギーと測定角度の違いによると考えられる。次に、Ge検出器では測定できない副生成物の生成量を、得られたTTNYとJENDL-4.0[3]の中性子反応断面積データをfoldingすることで見積もった。その結果、^{nat}Zrを照射した場合、^{92}Yと化学分離ができない^{90}Yや^{91}Yなどの同位体副生成物が多量に生成されることが分かった。この結果から、高純度^{92}Yの製造を実現するには、^{92}Zr同位体濃縮試料を使用する必要があることが分かった。

4. 結論 20MeV 重陽子に対する C(d,n)反応の TTNY を計測し、^{92}Y の実製造に向けた検討を行なった。その結果、^{92}Zr同位体濃縮試料を照射することで、効果的に^{92}Yを製造できることが分かった。今後は、多様な重陽子エネルギーでのTTNY角度分布計測を系統的に行ない、実製造時に最適な照射体系の設計を検証する予定である。

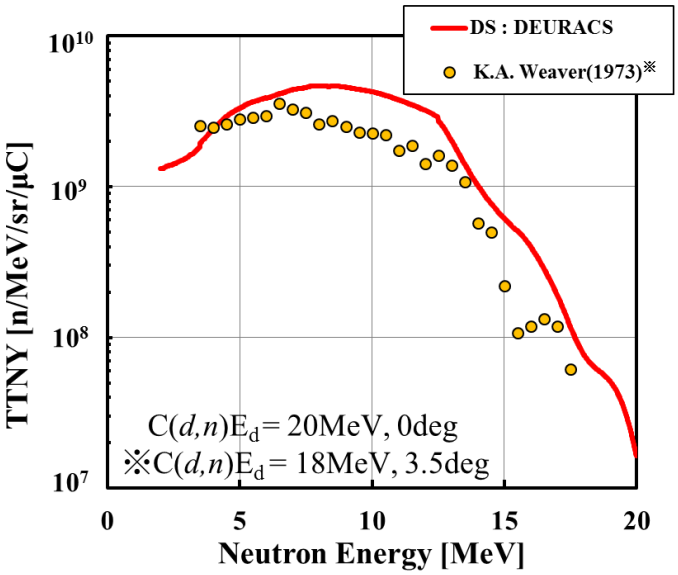


図 1. C(d,n)反応の TTNY 導出結果と文献値[1]の比較(E_d=20MeV)

参考文献

[1] K. A. Weaver et al, Nucl. Sci. Eng. 52, 35 (1973).

[2] S. Nakayama et,al, Energy Procedia 71, 219-227 (2015).

[3] K. Shibata et al, J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

*Masaki Kamida[1], Yukimasa Sanzen[1], Tadahiro Kin[1], Yukinobu Watanabe[1] and Masatoshi Itoh[2]

[1]Kyushu University., [2]Tohoku University, Cyclotron and Radio isotope Center.

高エネルギーX 線源による橋梁健全性評価における検査精度向上についての検討

A Study of Structural Analysis and Evaluation for Social Infrastructure using High Energy X-ray Source

*竹内　大智[1]，矢野 亮太[2]，上坂 充[1]，土橋　克弘[1]，草野　譲一[2]，
大島　義信[3]，石田　雅博[3]
[1]東京大学，[2](株)アキュセラ，[3]土木研究所

抄録　可搬型 950 keV Linac を用いて実橋梁における実証実験に成功した。その検査精度を向上させるにあたり、腐食した PC 鋼材の撮影実験を行い、PC 鋼材の直径を誤差 2%以内で推測することに成功した。
キーワード：橋梁検査，構造解析，高エネルギーX 線，社会インフラ

1. 緒言

昨年度行われた妙高大橋における X 線非破壊検査により、コンクリート内部の PC 鋼材の撮影に成功した。そこで、X 線による検査結果から PC 鋼材の減肉状態を定量的に評価するために、X 線撮影結果に画像処理をかけることで、PC 鋼材の断面減少率の算出について検討を行った。また、この検査精度向上とともに構造解析の精度向上についても検討を行った。

2. X 線撮影結果を用いた PC 鋼材断面減少率の推定

2-1. 求められる検査精度

既往の研究から、プレストレスト・コンクリート橋において、PC 鋼材が 15%の断面減少を生じた場合、PC 鋼材は塑性域にはいるため、プレストレス力に寄与しなくなると判明している。そのため、当研究では 5%刻みでの断面減少率の推定を目指すこととした。

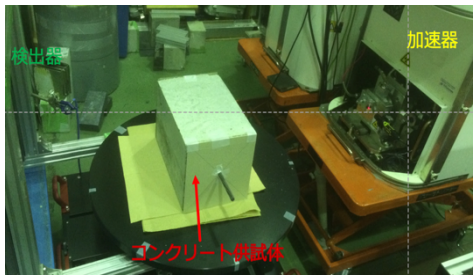
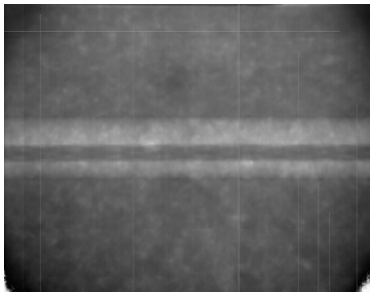


図 1　実験体型

2-2. X 線による PC 鋼材の撮影体系

実験における供試体では、グラウト未充填部分における PC 鋼材の劣化を再現する。PC 橋において最も深刻な腐食が起こると予想される部分が、シース内部でグラウトによって保護されていない PC 鋼材であると考えられるためである。そのため、シース内部はグラウトで満たさず、ここに腐食させた PC 鋼材を差し込み、X 線によって撮影を行う。PC 鋼材の腐食度は 5 % 刻みで 5 段階のものを評価した。


図 2　X 線による PC 鋼材の撮影結果

3. 結論

X 線による撮影によって、PC 鋼材の減肉を様子は確実に評価できた。また、PC 鋼材の直径の推定については誤差 2 % 以内で行うことに成功した。このことから、15%の PC 鋼材の断面減少は X 線透過試験によって評価可能であるとわかった。この結果を用いることで、構造解析の精度向上が可能となった。

参考文献

[1] 陸賢他(2012),「**腐食した PC より線の機械的性質とプレテンション PC 梁の残存耐力の評価**」,プレストレスト・コンクリート工学会,

---

*Hiroaki Takeuchi[1], Ryota Yano[2], Mitsuru Uesaka[1], Dobashi Katsuhiro[1], Joichi Kusano[2], Yoshinobu Oshima[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Public Works Research Institute

可搬型高エネルギーX線源による橋梁検査への部分角度ＣＴ再構成の適用

Application of CT Reconstruction on Non-destructive Bridge Inspection with Portable High Energy X-ray Source

*矢野 亮太[1]，竹内 大智[1]，上坂 充[1]，草野 譲一[2]，土橋 克広[1]，丸山 夏代[3]，立若 正弘[4]，大島 義信[5]

[1]東京大学，[2](株)アキュセラ，[3](株)日立パワーソリューションズ，[4](株)関東技研，[5]土木研究所

CT 再構成技術を橋梁などの X 線検査に適用することで、一方向からの透過画像だけでは得られない内部ワイヤの状態が可視化され、より精緻な検査が可能となる。本研究では、橋梁内部を模したサンプルに対し，撮像数と撮像角度の間隔を変えることで，画像品質がどの程度劣化するのかについての検討を行った。

キーワード：加速器、X 線、非破壊検査

1. 緒言

現在、日本の産業・社会インフラの老朽化が進行しており、効率的なメンテナンスへの需要が高まっている。そこで、我々は Linac を用いた高エネルギー X 線源を用いて、従来は検査できなかった厚肉コンクリートの内部を可視化する非破壊検査システムを開発している。

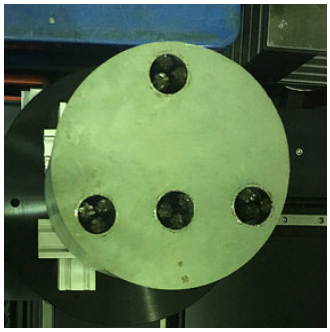


図 1 PC ワイヤを打ち込んだコンクリートサンプル

2. コンクリートサンプルに対する CT 実験

図 1 のような，円柱状コンクリートに穴を開け，より線状の PC ワイヤを打ち込んだサンプルを用意した。このサンプルを図 2 のように，回転ステージに乗せ，図右手にある Linac から X 線を照射し，左手側にある FPD 検出器にて透過画像を得た。Linac から照射される X 線はコーンビーム状だが，検出器は正方形であるため，検出器を線源から十分に遠ざけて，検出領域全体に X 線が照射されるようにした。ステージを 3.6×10^{-3}度ずつ回転し，360 度分のデータを各 1 秒ずつの照射で合計 1000 データ得た。

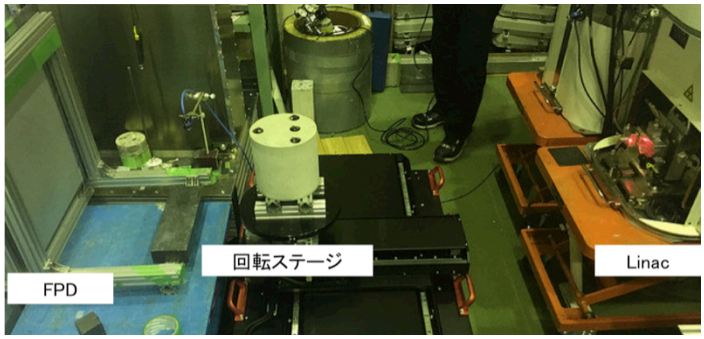


図 2 実験体系

各々のデータに対し，(株)XIT の協力のもと，検出器補正によって，アーティファクトの要因となる要素を取り除く操作を行った。そのデータの一部もしくは全てを用い，FBP(Filtered Back Projection)による CT 再構成を行い，様々な投影数や投影角度に対する複数種類の再構成画像を得た。

3. 結論

実橋梁試験での適用に向けて，コンクリートサンプルの断面再構成を行った。また，投影数と投影角度の組み合わせを変化させることによって，再構成後の画像品質がどのように劣化していくのかを確かめた。今後はより実橋梁に近いサンプルを用いることや，他の再構成法を採用することによる，画像品質の変化についての調査を行っていく。

---

*Ryota Yano[1], Hiroaki Takeuchi[1], Mitsuru Uesaka,[1] Joichi Kusano[2], Katsuhiro Dobashi[1], Natsuyo Maruyama[3], Masahiro Tatewaka, Yoshinobu Oshima[5]

[1]The University of Tokyo, [2]Accuthela Inc., [3]Hitachi Power Solutions Co., Ltd., [4]Public Works Research Institute, [5]Kanto-Giken

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-3 Application of Beams, Target

[2N10-16] Accelerator for material and device analysis

Chair: Jun-ichi Hori (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:40 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N10] Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*Kyohei Iwaoka[1], Naoki Fujita[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1.KOBE Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2N11] Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1] (1.Univ. of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM

[2N12] Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1.ISIR, Osaka Univ., 2.Graduate school of Engineering, Osaka Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2N13] Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon

*Kenta KAKITANI[1], Tetsuya KIMATA[1], Tetsuya YAMAKI[2], Shunnya YAMAMOTO[2], Mao WEI[1], Takayuki TERAI[1], Tomohiro KOBAYASHI[3] (1.U Tokyo, 2.QST, 3.RIKEN)

3:30 PM - 3:45 PM

[2N14] TEM imaging using femtosecond electron pulses

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1], Katsumi Tanimura[1] (1.ISIR)

3:45 PM - 4:00 PM

[2N15] An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide ^{41}Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1], Keisuke Sueki[1] (1.University of Tsukuba , 2.Radiaction Science Center, KEK)

4:00 PM - 4:15 PM

[2N16] Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for The Incident Angle of The Lost α Particles on Be Wall

*Takumi Utsumiya[1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3], Masashi Kisaki[4] (1.Kobe Univ., 2.Univ. of Tokyo, 3.Doshisha Univ., 4.National Institute for Fusion Science)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

重金属イオンビームで照射したポリカーボネートの導電率のフルエンス依存性

Dependence of the conductivity on the fluence for the polycarbonate samples irradiated with heavy metal ions.

*岩岡恭平[1]，藤田尚希[1]，谷池晃[1]，古山雄一[1]
[1]神戸大学

タンデム加速器を用いて生成した 500 keV の重金属イオンビームでポリカーボネートを照射することで導電性を導入している．そして，フルエンス 10^{15}〜10^{18} cm^{-2} の範囲で導電率のフルエンス依存性を調べた．その結果，フルエンスの増加に伴い導電率が上昇し，5×10^{17} cm^{-2} 付近で導電率が約 2000 S/m となった．

キーワード：加速器，イオンビーム，導電性，ポリカーボネート

1. 緒言　近年，ノートパソコンや携帯電話等の電子製品は小型・軽量化されている．それに伴い，これらを駆動させる電子部品も小型・軽量化が求められている．また，機能性高分子材料は無機材料に比べ，軽くて柔軟性があり加工しやすいため，様々な分野への応用が期待されている．そこで本研究は，タンデム加速器を用いて生成した重金属イオンビームをポリマーに照射することで，微小な領域に導電性を導入し，その特性に関する基礎研究を行っている．

2. 実験　基盤となるポリマーには，ポリカーボネート（PC：3cm×5cm×0.1cm）を使用した．
①基盤ポリマーに加速器で生成した重金属イオンビームを照射し，導電率のフルエンス依存性とエネルギー依存性を調べた．ターゲットには，PC，試射用のポリエチレン，スケールを張り付けてある．まず，ポリエチレンを重金属イオンビームで照射し，その焦げ跡の大きさをスケールと比較し，ビーム径を決定する．その後，ビームが PC にあたるようにターゲットを移動させ，PC を重金属イオンビームで目標のフルエンスに到達するまで照射を行う．②チェンバーからターゲットを取り出し，抵抗値を測定する．抵抗値の測定には，Keithley 製 Model 2010 Multimeter を使用して 4 探針法で行った．③基盤ポリマーに重金属イオンビームを照射し導電性を導入した試料を，ラザフォード後方散乱分光法(RBS)を用いて分析した．導電性部分よりも細く絞ったイオンビームを用いることで，微小領域の分析を行った．

3. 結果・考察　SRIM2008 を用いて定めたイオンビームの飛程を，試料の厚さ t とし，式 $\sigma=1/R\times R_{CF}\times t$（$\sigma$:導電率，$R$:測定した抵抗値，$R_{CF}$:補正係数）を用いて導電率を算出した．

500 keV の銅イオンビームで照射を行った PC では，10^{16} cm^{-2} 以上のフルエンスで導電性が見られた．フルエンスの増加に伴い導電率が上昇し，導電率はフルエンスに依存することがわかった．5×10^{17} cm^{-2} で導電率が急激に上昇し，約 2000 S/m となった．それ以上はフルエンスの増加に対して導電率の増加は見られなかった．

また，重金属イオンを照射した PC の RBS 分析を行った．その結果の一部を、Fig. 1, Fig. 2 にそれぞれ示す．それぞれの重金属イオンに対する飛程と SRIM で得た飛程を比較するとほぼ一致した．また，重金属イオン照射後の PC と照射前の PC の酸素密度を比較すると，重金属イオンの照射によって試料内部から酸素が抜けていることがわかった．このことから，重金属イオンを照射したことにより，カーボネート結合が切られ，導電性を持つ新しい構造が形成されているのではないかと考えている．

本講演では，これらの結果に加えて，導電率のエネルギー依存性等について言及する．

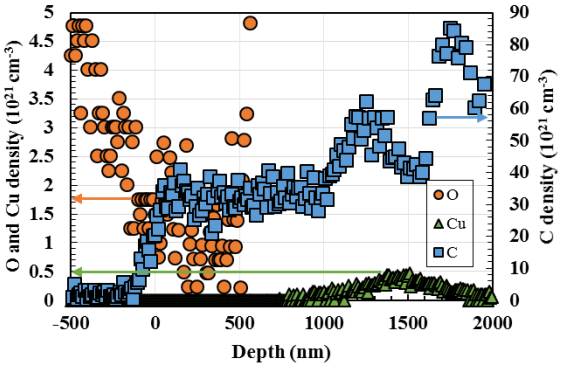
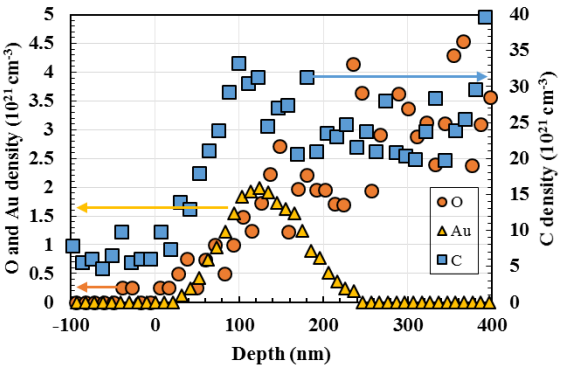


Fig. 1. Oxygen, Carbon, Copper (1MeV) profiles.



参考文献

[1] V. Resta et al. , NIM B , 312(2013) PP. 42-47

*Kyohei Iwaoka[1] , Naoki Fujita[1] , Akira Taniike[1] , Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe University

低 LET 加速粒子による放射線耐性試験のための宇宙用素子照射装置の開発

Development of Apparatus for the Radiation Resistance Test of Semiconductor Devices in Space Using Low-LET Accelerated Particles

*笹 公和[1]，左高 正雄[1]，楢本 洋[1]，工藤 博[1]

[1]筑波大学

宇宙用機器や原子力施設及び原発の廃炉作業等で使用する機器に搭載する民生用半導体素子について、放射線耐性試験の需要が高まっている。本発表では、筑波大学 6 MV タンデム加速器システムに設置された、低 LET 加速粒子を用いた放射線耐性試験のための宇宙用素子照射装置の開発概要について報告する。

キーワード：放射線耐性試験，タンデム加速器，半導体素子，宇宙用機器，LET，廃炉

1. 緒言

放射線環境におけるデバイスのシングルイベント発生頻度は、LET の低い数 10 MeV/(mg/cm^2)以下の領域に閾値があり、タンデム加速器による加速粒子エネルギー範囲と一致する。最近、宇宙用機器や原子力施設及び原発の廃炉作業等で使用する機器に搭載する半導体素子について、より安価な民生用部品の使用が望まれている。しかし、民生用半導体素子の放射線耐性試験が実施できる機関は限られており、特に宇宙関連企業と研究機関が集積しているつくば地区において、宇宙用素子照射装置の開発要請が高まっていた。

2. 実験装置

震災復興計画により開発を行った筑波大学 6 MV タンデム加速器システムが、2015 年度に完成した[1]。6 MV タンデム加速器では、陽子から金までの多種のイオンを幅広いエネルギー範囲で提供可能であり、加速電圧の安定性としては $\Delta V/V \sim 10^{-4}$ を有している。また、金などの重いイオンでは、粒子最大エネルギーとして 91 MeV までの放射線施設の使用許可を得ている。文科省「先端研究基盤共用・プラットフォーム形成事業」での高度化設備として開発をおこなった宇宙用素子照射装置は、加速器室 L2 コース(ME/q^2 = 176 amu MeV)に設置されており、ビーム拡散用の散乱体を導入可能な微弱ビーム形成部と直径 1,020 mm の真空槽からなる照射試験部、集中制御・計測部と真空排気系システム部から形成されている。照射試験部には、遠隔操作で XYθφの 4 軸が駆動する A5 版サイズ(148×210 mm) の試料ホルダーが設置されている。半導体素子への照射では、照射粒子を均一に分散させる必要がある。また、照射量としては微弱な 10^2~10^4 ions/cm^2/s 程度であり、現在、大面積の均一照射野を形成するイオン照射技術の開発を実施している。

3. 結論

イオン照射試験では、加速電圧 5 MV を用いて、C^{4+}、25 MeV での照射試験を実施した。2 μm の Au 散乱体用いて、57×57 mm のほぼ正方形のビーム照射野が得られた。Au 散乱体のみを使用した状態で、ビーム均一度は約 60%であった。今後、電磁石レンズを用いたビーム拡散などにより、イオン照射密度の均一形成技術の開発を図っていく予定である。本照射装置は、民生用半導体素子を宇宙転用できるかの一次評価試験において、有用な設備になると期待されている。今後、得られた放射線耐性試験データを蓄積して、JAXA や民間企業との協力により民生用半導体素子の宇宙転用の促進に貢献する予定である。

参考文献

[1] K. Sasa et al., *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research* B **361** (2015) 124-128.

---

*Kimikazu Sasa[1], Masao Sataka[1], Hiroshi Naramoto[1], Hiroshi Kudo[1]

[1] Univ. of Tsukuba

薄い試料の電子線パルスラジオリシスの開発

Development of the electron pulse radiolysis for thin samples

*近藤 孝文[1]，神戸　正雄[1]，大島　明博[2]，菅　晃一[1]，楊　金峰[1]，吉田 陽一[1]
[1]阪大産研，[2]阪大院工

多くの産業応用では、薄膜や材料の表面・界面で起きる放射線化学反応を基にしているので、薄い試料の放射線化学反応をパルスラジオリシスで直接観測することが望まれている。本研究では、薄膜を用いた場合の電子線パルスラジオリシスについての幾つかの試みと検討を報告する。
キーワード：電子加速器，パルスラジオリシス，放射線化学

1. 緒言

電子線を用いた材料の改質や、グラフト重合による材料の機能化、次世代レジスト薄膜における潜像形成は、薄膜や材料の表面・界面で起きる放射線化学反応を基にしており、薄い試料の放射線化学反応をパルスラジオリシスで直接観測することがのぞまれている。しかしながら、高エネルギー電子線と薄い試料の相互作用は非常に小さいので、困難である。本研究では、薄膜を用いた場合の電子線パルスラジオリシスについての試行と検討を報告する。①フォトカソード高周波電子加速器を用いた場合、電子ビームを強く収束することで電子密度の増倍を図り、活性種濃度を増加させる。②大強度熱電子銃加速器を用いた場合、電荷量を大きくすることで、活性種濃度を増倍する。③低エネルギー電子線照射装置を用いると、材料中のエネルギー付与が大きくなり、電子あたりの活性種の発生数を増倍することができる。

2. 実験

ナノ秒パルスラジオリシス実験では、8 ns, 26 MeV のパルス電子線を試料に照射し、Xe フラッシュランプの白色光を電子線と同軸入射し、分光器により分光して Si フォトダイオードで検出した。フェムト秒パルスラジオリシス実験では、400 fs, 32 MeV のパルス電子線を試料に照射し、分析用フェムト秒レーザーパラメトリック増幅システムにより分析光を発生して電子線と同軸入射し、バンドパルフィルタにより分光して Si アバランシェフォトダイオードにより検出した。試料は、既知でモル吸光係数の比較的大きな水和電子（ε@720 nm= 18800$cm^{-1}M^{-1}$）を対象とした。バイアル中で Ar 置換しその後、石英セルに移した。

3. 結果と考察

大強度の熱電子銃加速器を用いた場合のナノ秒パルスラジオリシス実験では、光路長 1 mm セルを用いて、電荷量を増大したことにより、吸光度 130 mO.D.を得た。吸光度の測定下限が 1 mO.D.程度であるので、計算上は 10 μ m 厚の試料で吸光度 1.3 mO.D.が観測可能と考えられる。フォトカソード高周波電子加速器を用いたフェムト秒パルスラジオリシスでは、現状のマグネット構成で電子ビームを収束しても 1 mm 厚試料で吸光度 13 mO.D.だった。100 μ m 厚の試料が現状での限界だった。しかしながら、大強度パルスにしたことで放射線化学反応自体が変化した。水和電子は水和電子同士の 2 次反応が顕著になった。この事は、電子線パルスの大電流化、収束による高密度化が、化学反応に影響を与えるので、測定可能ではあるが、取り扱いに注意が必要であることを示した。

---

*Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Akihiro Oshima[2], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida,[1]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Graduate school of Engineering Osaka Univ.

イオンビーム照射グラッシーカーボンに担持した白金ナノ微粒子触媒：密度汎関数理論計算による電子構造解析

Platinum nanoparticle catalysts supported on ion-beam-irradiated glassy carbon: electronic structure analysis by density functional calculation

*垣谷 健太[1]，木全 哲也[1]，八巻 徹也[2]，山本 春也[2]，毛 偉[1]，寺井 隆幸[1]，小林 知洋[3]
[1]東京大学大学院，[2]量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所，[3]理化学研究所

イオン照射したグラッシーカーボン上の白金ナノ微粒子は、未照射の場合に比べて、酸素還元触媒として高い活性を示す。本研究では、そのメカニズム解明を目指し、密度汎関数法による電子構造解析を行った。

キーワード：密度汎関数理論，イオンビーム，白金ナノ微粒子，グラッシーカーボン，酸素還元触媒

1. 緒言

固体高分子形燃料電池におけるカソードの酸素還元反応（ORR）触媒として、高い活性と耐久性を持つ白金(Pt)ナノ微粒子が求められている。我々はこれまでに、380 keV の Ar イオンを照射したグラッシーカーボン（GC）基板上の Pt ナノ微粒子が、未照射の基板上と比べて高活性であることを見出している[1]が、その詳細な機構は明らかになっていない。そこで本研究では、照射欠陥を導入した GC 上の Pt ナノ微粒子に対して、電子構造を密度汎関数理論（DFT）に基づき解析し GC の欠陥構造が及ぼす影響を調べた。

2. 計算

本研究では、GC の深さ方向に格子空孔を形成するというイオンビームの特徴[2]を反映させるため、従来[3]とは対照的に、三層のグラファイト構造（PG）を採用した。その直上に正二十面体の Pt_{13} クラスターを（面を下に向けて）配置し、図 1 のような計算モデルを作成した。GC の最下層は完全なグラファイト層とし、その上の二層における層内の単空孔と二重空孔、及び層間欠陥[4]など、図 1 に示される 5 つの欠陥構造を考慮した。DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package （VASP）を使用し、交換相関汎関数に一般化勾配近似を適用した。カットオフエネルギーは 400 eV とした。

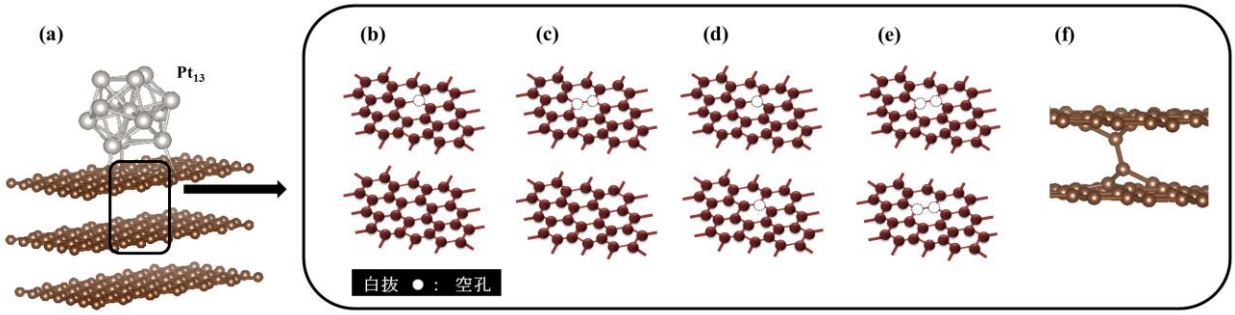


図 1: (a)PG 上の Pt_{13} のモデルと欠陥構造のモデル（(b)SV、(c)DV 、(d)2SV 、(e)2DV、(f)IDV）

3. 結果・考察

GC に近い 3 つの Pt 原子と C 原子との距離の平均値を $d_{Pt\text{-}C}$ とする。欠陥を有する GC 上では $d_{Pt\text{-}C}$ が短縮する傾向があり、強固な Pt-C 結合の形成を示唆している。また、特に複数の空孔を有する DV と 2SV と 2DV の構造では、無欠陥の PG 上と比べて Pt_{13} の d バンドセンター（フェルミ準位以下の d 電子のエネルギーの平均値）が低下していた。E_d と ORR 活性の関係については当日報告する。

参考文献

[1] 木全，加藤，八巻，山本，箱田，小林，鈴木，寺井，日本原子力学会 2015 年春の大会予稿集，M23
[2] D. G. McCulloch, S. Prawer and A. Hoffman, Phys. Rev. B 50, 5905-5917 (1994).
[3] D. H. Lim and J. Wilcox, J. Phys. Chem. C 116, 3653-3660 (2012).
[4] R. H. Telling, C. P. Ewels, A. A. El-Barbary and M. I. Heggie, Nature Mater. 2, 333-337 (2003).

*Kenta Kakitani[1], Tetsuya Kimata[1], Tetsuya Yamaki[2], Shunya Yamamoto[2], Wei Mao[1], Takayuki Terai[1] and Tomohiro Kobayashi[3]
[1]U.Tokyo, [2]QST, [3]RIKEN

フェムト秒電子線パルスによる TEM イメージング

TEM Imaging using Femtosecond Electron Pulses

*楊　金峰[1]，浅川　稜[1]，菅　晃一[1]，近藤　孝文[1]，神戸　正雄[1]，吉田　陽一[1]，谷村　克己[1]
[1]阪大産研

我々は、相対論的なエネルギーのフェムト秒短パルス電子ビームを用いた超高速電子顕微鏡を開発し、物質における超高速で進行する構造相転移や反応過程に関する研究を推進している。本大会では、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いたフェムト秒超短パルス電子ビームの発生と、それによる透過型電子顕微鏡のイメージングの実験結果について報告する。

キーワード：電子顕微鏡，フェムト秒電子ビーム，フォトカソード RF 電子銃

1. 緒言

我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて低エミッタンス・相対論的エネルギーのフェムト秒電子線パルスを発生し、超高速電子顕微鏡装置の開発を行い、物質における超高速で進行する構造相転移や反応過程に関する研究を推進している。今までの研究成果として、エネルギーが 3.1MeV、規格化エミッタンスが 0.14mm-mrad のフェムト秒電子線パルスを用いて、電子回折ではシングルショットの測定に成功し、イメージ測定では直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の観測に成功し、4,500 倍の拡大倍率を達した。

2. フェムト秒電子線パルスによる TEM イメージング

まず、RF 電子銃から発生した電子ビームを、超高速電子顕微鏡[1,2]に設置された直径 0.3mm のコンデンサ絞りによりコリメートした後、コンデンサレンズを用いて試料に集束した。次に、透過電子顕微鏡（TEM）像の結像では、対物レンズ、中間レンズと投影レンズを用いた。TEM イメージの観測は、Tl をドーピングした CsI シンチレータと EMCCD カメラにより行われた。図 1 に、2,000 パルス積算で観測した直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の TEM 像（明視野）を示す。電子ビームのエネルギーは 3.1MeV であり、規格化エミッタンスは 0.14mm-mrad、パルス当たりの電荷量は 1pC であった。電子線パルス幅は 100fs であり、TEM 像の拡大倍率は 1,600 倍であった。

実験の詳細や考察については大会の当日に報告させて頂くが、最大の成果としては、相対論的エネルギーの電子線パルスによる直径 1μm 以下のポリスチレン微粒子の観測に成功したことである。このような軽い元素から構成される微粒子が観測できることは、神経細胞などの生体物質構造解析・機能解明への応用展開が可能であることを示唆する。

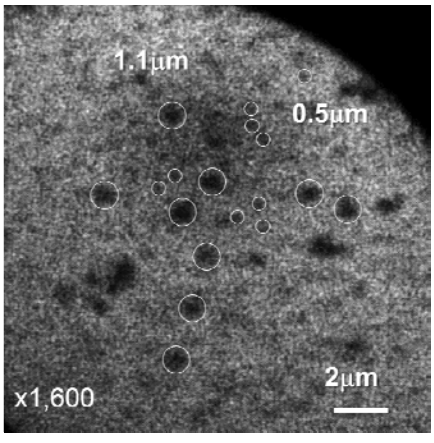


Fig.1　明視野で観測した直径 1.1μm と 500nm のポリスチレン微粒子の TEM 像

参考文献

[1] 楊金峰ら、2015 年春の大会の予稿集
[2] 楊金峰、顕微鏡、Vol. 50, No. 3, 156-159 (2015)

*Jinfeng Yang[1], Ryo Asakawa[1], Koichi Kan[1], Takafumi Kondoh[1], Masao Gohdo[1], Yoichi Yoshida[1] and Katsumi Tanimura[1]
[1]ISIR, Osaka Univ.

難測定核種 ^{41}Ca の加速器質量分析法による超高感度測定

An ultra sensitive method for hard-to-measure nuclide ^{41}Ca by Accelerator Mass Spectrometry

*細谷 青児[1]，笹 公和[1]，高橋 努[1]，松中 哲也[1]，松村 宏[2]，松村 万寿美[1]，末木 啓介[1]
[1]筑波大学，[2]KEK 放射線科学センター

6MV タンデム加速器を用いて加速器質量分析法(Accelerator Mass Spectrometry ; 以下 AMS)での ^{41}Ca の測定を行い，PHITS によるシミュレーションによってガス検出器の最適なガス圧を求め実際の結果と比較した．

キーワード：加速器質量分析法，^{41}Ca，タンデム加速器，ΔE-E 検出器

1. 緒言

AMS は同位体比 10^{-16} オーダーまでの放射性核種の測定が可能な超高感度な質量分析法である．筑波大学 AMS グループでは 6MV タンデム加速器を用いて多核種 AMS(^{10}Be, ^{14}C, ^{26}Al, ^{36}Cl, ^{41}Ca, ^{129}I)の開発を行っている．^{41}Ca も他の核種と同様に長半減期(半減期：1.04×10^5 年)であり，主に ^{40}Ca(n,γ)^{41}Ca の中性子捕獲反応で主に生成される．そのため，生物学的，環境学的研究のみならず原子力施設等における放射性廃棄物のクリアランス評価対象核種としても重要な核種である．しかし，その測定において障害となるのが同重体 ^{41}K である．この ^{41}K の影響を少なくするために，本研究では ^{41}Ca の AMS 測定における検出器の最適化を PHITS[1]シミュレーションを用いて行った．

2. 実験

CaF_2 の試料をイオン源でスパッタさせ CaF_3^- ビームを加速器に入射させる．6MV のターミナル電圧で加速させ，加速器中央の炭素膜ストリッパー(4.8 μg/cm^2)でストリップさせた後，加速後の分析電磁石で ^{41}Ca^{7+} を選択し，44.5 MeV のビームエネルギーで検出器へと入射させる．検出器にはイソブタンガスを封入し，入射窓には 75 nm の窒化シリコン膜を用いている．4 種類の標準試料についての測定と 2 種類の市販試薬を用いてバックグラウンド測定を行った．シミュレーションでは 5 枚電極形ガスΔE-E 検出器を入射窓まで再現しその中で粒子輸送計算を行った．目的核種(^{41}Ca)と妨害核種(^{41}K)の分離をスペクトルのピークトップのエネルギー差で評価し，最も分離する条件(検出器ガス圧、ガス種、入射窓の材質など)を最適条件とした．また、計算結果と同じ条件での測定結果を比較し PHITS シミュレーションの再現性を確認した．

3. 結果・考察

シミュレーションによって最適なガス圧は 26-30 Torr であることが分かった．実際の測定においても 28-30 Torr で ^{41}Ca と ^{41}K の分離差が最大 2.9 MeV となり，バックグラウンド ^{41}Ca / ^{40}Ca ~ 6×10^{-14} が得られた．また，これによって ^{41}K が豊富に含まれるような実際に試料の測定に対しても ^{41}K を十分に分離して ^{41}Ca の測定が行える可能性を見出した．更に，実際にガス圧を変えた際の ^{41}Ca と ^{41}K の分離がシミュレーションと一致する結果を得た．つまり，各施設の装置において PHITS を使用してガス検出器の最適条件を求めることが可能であることが分かった．

参考文献

[1] T. Sato *et al*. J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Seiji Hosoya[1], Kimikazu Sasa[1], Tsutomu Takahashi[1], Tetsuya Matsunaka[1], Hiroshi Matsumura[2], Masumi Matsumura[1] and Keisuke Sueki[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Radiaction Science Center, KEK

損失α粒子の Be 壁入射角度に対する核反応生成ガンマ線スペクトル

Spectra of Gamma Ray Produced by Nuclear Reaction for
The Incident Angle of The Lost α particles on Be Wall

*宇都宮 匠[1]，西村 洋亮[1]，谷池 晃[1]，古山 雄一[1]，西浦 正樹[2]，土居 謙太[3]，木崎 雅志[4]
[1]神戸大学，[2]東京大学，[3]同志社大学，[4]核融合科学研究所

DT 核融合プラズマから損失するアルファ粒子を計測する手法として，炉壁物質との反応によって発生するガンマ線を利用することが提案されている．本学タンデム加速器で $^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応を模擬し，得られた 4.44MeV ガンマ線のエネルギースペクトルと損失粒子の炉壁への入射角度の関係を調査した．

キーワード：損失アルファ粒子，ガンマ線，ドップラー効果，タンデム静電加速器

1. 緒言

ITER において，プラズマ閉じ込め領域から炉壁へ損失するアルファ粒子の計測はプラズマ燃焼維持にとって重要である．我々は，この損失アルファ粒子を計測するガンマ線カメラ開発を行っている．その原理は，第一壁材料ベリリウムと損失アルファ粒子との核反応によって発生する 4.44MeV ガンマ線を利用するものである[1]．この 4.44MeV ガンマ線は励起状態の原子核が停止する前に放出されるため，ドップラー効果を受ける[2]．得られるガンマ線エネルギースペクトルに対するドップラー効果の影響は損失アルファ粒子の入射粒子数，エネルギーおよび第一壁への入射角度に対応すると考えられる．そこで，ドップラー効果を受けた 4.44MeV ガンマ線の全吸収エネルギースペクトルについて調べた．また，$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応のシミュレーションを行い，実験データと比較検討した．その結果，ガンマ線スペクトルにおけるドップラーシフトの角度依存性を再現できた．これより，損失アルファ粒子の炉壁への入射角度を特定できることが示唆された[3]．そこで，本研究では損失アルファ粒子の入射角度を特定する手法を検討した．

2. 実験・計算

本学 1.7MV タンデム加速器を用いてヘリウムイオンビームを生成した．ビームに対して垂直に設置したベリリウムターゲットにヘリウムイオンを入射した．$^{9}Be(\alpha,n\gamma)^{12}C$ 反応で生成したガンマ線は高純度ゲルマニウム半導体検出器（ORTEC 社製 GMX25P4-70）を用いて測定した．観測した 4.44MeV ガンマ線の全吸収ピークエネルギースペクトルからドップラーシフトおよびドップラー拡がりを測定した．

また，Fig. 1 に示す様に，実際の ITER において角度θ で壁に入射する損失アルファ粒子を計測できるよう検出器を配置することを計画している．核反応のシミュレーションには FORTRAN および PHITS を使用し，4.44MeV ガンマ線のドップラーシフトを評価した．

3. 結果

核融合プラズマ燃焼実験における損失アルファ粒子の入射角度分布に対応したガンマ線スペクトルを模擬するため，実験で得られたガンマ線スペクトルを足し合わせた．その一例を Fig. 2 に示す．スペクトルのピークエネルギーおよび半値全幅はそれぞれ 4460.1 keV・48.2 keV (SUM(30~60))，4470.7keV・42.2 keV (30 degree)，4451.3keV・43.3 keV (60 degree)である．損失アルファ粒子の入射角度特定に向けた手法の検討内容について，詳しくは講演にて発表する．

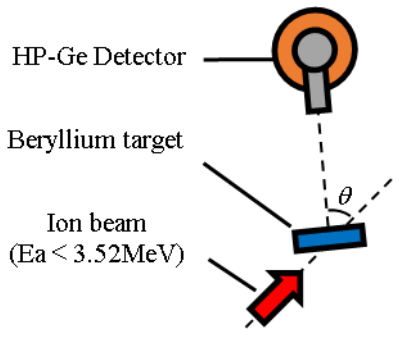


Fig. 1. Gamma-ray counting Schematic.

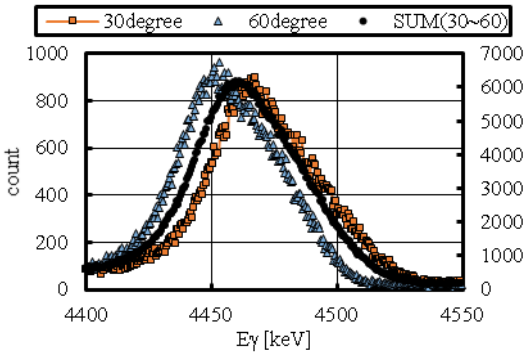


Fig. 2. Integrated Photopeak Spectra.

参考文献

[1] M. Nishiura et al.: Rev. Sci. Instrum. 85 (11), 11E804 (2014)
[2] V.G. Kiptily et al.: Nuclear Fusion 50, 084001 (2010)
[3] 宇都宮 匠 ほか: 日本原子力学会 春の年会 2M11 (2016)

*Takumi Utsumiya [1], Hiroaki Nishimura[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Kenta Doi[3] and Masashi Kisaki[4].

[1]Kobe Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Doshisha Univ., [4]National Inst. for Fusion Science.

Oral Presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 203-5 Medical Reactor and Accelerator, Medical Physics

[2N17-22] Medical application

Chair: Kimikazu Sasa (Univ. of Tsukuba)

Thu. Sep 8, 2016 4:40 PM - 6:20 PM Room N (Kumumeria Mutsumon - Meeting Room)

[2N17] Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2] (1. Graduate School of Science and Engineering (Science), Yamagata University , 2.Academic Assembly, Yamagata University , 3.RIKEN)

4:40 PM - 4:55 PM

[2N18] Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagishita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3], Kanyu Ihara[3] (1.JER, 2.Institute of technology, Shimizu Corp., 3.NCC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2N19] Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on ^{7}Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

*Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1], Masato Ohnuma[1] (1.Graduate School of Engineering, Hokkaido University)

5:10 PM - 5:25 PM

[2N20] Development of Alumina Adsorbents for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2], Kunihiko Tsuchiya[2] (1.UNION SHOWA K.K., 2.JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[2N21] Development of Alumina Adsorbents for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[1], Hitoshi Mimura[2], Kunihiko Tuchiya[1] (1.JAEA, 2.UNION SHOWA K.K.)

5:40 PM - 5:55 PM

[2N22] ^{99m}Tc generator system based on (γ, n)^{99}Mo produced by an electron linear accelerator

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2], Thutomu Ohtsuki[2] (1.KAKEN, 2.Kyoto University Reseach Reactor Institute)

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

炭素線治療用小型シンクロトロン偏向電磁石用ビームダクト内に誘起される渦電流による磁場の測定

Measurement of magnetic fields due to eddy currents induced in a beam duct of a bending magnet of a compact synchrotron for carbon ion therapy

*塩原 滉平[1], 岩井 岳夫[2], 後藤 彰[3], 門叶 冬樹[2]
[1]山形大学大学院理工学研究科, [2]山形大学学術研究院, [3]理化学研究所

炭素線治療用小型シンクロトロン偏向電磁石部の磁極間隙の短縮化のために高さ低減を図って試作した 2 種類のビームダクトに対して、1.5T/s で増加する外部磁場を与え、ダクト内を流れる渦電流による磁場を実験的に評価した。
キーワード：炭素線治療、シンクロトロン、偏向電磁石、ビームダクト、渦電流

1. 緒言

炭素線用シンクロトロンを使用する重粒子線がん治療施設では、年間 1 億円を超える電気料金が発生し、施設運営における財政面での一つの障害になっている。消費電力の大部分を占めるシンクロトロン偏向電磁石の磁極間隙を可能な限り小さくすることで、省エネルギー化や小型化につながる可能性がある。その目的でビームの通過領域を確保しつつ高さを低減した 2 種類の SUS-316L 製ビームダクトを試作した。図 1 に 2 種類の試作ダクト a), b)を示す。ビームダクト a), b)はともに従来のビームダクトに比べ高さを低減し、補強のためにリブの厚みを増加させている。a)はレーストラック型のダクト内面を持つが、b)は両端に行くに従って斜めにカットし、a)よりもさらに高さの低減を図ったものである。これらのビームダクト壁面内およびリブに加減速時に誘起される渦電流がビームダクト内部の磁場分布に与える影響を実験的に評価した。

2. 実験方法

三菱電機製の炭素線治療シンクロトロン用偏向電磁石を用いて、試作ビームダクトに対して 1.5 T/s で増加する変動外部磁場を与えた。2 台のデジタルマルチメータ(keysight 34411A)とホール素子(Group 3 Technology MPT-141)を用いて励磁電流と電磁石内部の磁場を 20 ms 間隔で同時計測した。この動的磁場および静磁場をビームダクト有りおよび無しで計測し、互いの差を取ることによって渦電流による磁場の評価を行った。

3. 実験結果

ビームダクトに誘起される渦電流によってダクト中心部に発生する磁場は試作ダクト a)で 0.2 mT 程度、試作ダクト b)で 0.6 mT 程度と評価された。講演では、渦電流による磁場の分布についても議論する。



図 1 試作した 2 種類のビームダクトの外形 左：a) 右：b)

参考文献

[1] Takahiro Yamada et al.「シンクロトロンにおけるビームダクト渦電流起因不整磁場の補正手法開発」 第 8 回日本加速器学会 筑波, 2011 - 08 - 01/03

---

*Kouhei Shiobara[1], Takeo Iwai[2], Akira Goto[3], Fuyuki Tokanai[2]
[1]Graduate School of Science and Engineering, Yamagata University, [2]Academic Assembly, Yamagata University, [3]RIKEN

PETサイクロトロンの自己遮蔽体の放射化に関する検討

Investigation of Induced Activity in Self Shield for PET Cyclotron Facility

*大石　晃嗣[1]，柳下　俊行[1]，山谷　善幸[1]，小迫　和明[2]，麻生　智彦[3]，井原　完有[3]
[1]日本環境調査研究所，[2]清水建設技術研究所，[3]国立がん研究センター

ＰＥＴサイクロトロンの自己遮蔽体の放射化量分布に関し、実測と解析による相互補完法による評価を行ったところ、放射化物の峻別が可能であることが明らかとなった。

キーワード：自己遮蔽体，放射化，ＰＥＴ，サイクロトロン

1. 緒言

平成 14 年の放射線障害防止法の改正により、放射化物は基本的に放射性同位元素によって汚染された物と同様の規制を受けることになった。放射化物の取り扱い方法には、(1) すべてを RI 廃棄物とする、(2) 非汚染物以外を RI 廃棄物とする、(3) 放射化物を一体としてクリアランスする方法が考えられるが、コストや廃止までの期間を考慮すると、最も現実的な方法は (2) の非汚染物を峻別して放射性廃棄物の減容を図ることである。そこで、今回 PET サイクロトロンの自己遮蔽体について、その峻別方法を検討した。

2. 放射化量の評価

2-1. 方法

自己遮蔽体の放射化量分布を評価するには、コアボーリングによるサンプルを採取し、半導体検出器や液体シンチレーションカウンタによる測定が直接的であるが、コアボーリングの箇所には限界があるため、全体を評価することが困難である。そこで今回は、3 次元モンテカルロ計算コード PHITS、及び放射化計算コード DCHAIN-SP により、放射化量分布を解析的に求め計算精度を検証するとともに、2 つの方法による相互補完により、放射化量分布を評価した。

表１　実測と解析との比較

コンクリートコア③											
コンクリート表面からの深さ[cm]	Sc-46の放射化量 [Bq/g]			Co-60の放射化量 [Bq/g]			Cs-134の放射化量 [Bq/g]			Eu-152の放射化量 [Bq/g]		
	測定値(M)	計算値(C)	C/M	測定値(M)	計算値(C)	C/M	測定値(M)	計算値(C)	C/M	測定値(M)	計算値(C)	C/M
0-2	0.012	0.0727	1.89	0.03	0.1478	4.92	0.033	0.0554	1.68	0.032	0.0551	1.72
2-4		0.0757		0.029	0.1441	4.97	0.038	0.0559	1.39		0.0607	
4-6	0.010	0.0210	2.10	0.018	0.1118	6.21	0.021	0.0416	1.98	0.025	0.0510	2.04
6-8		0.0157			0.0785		0.019	0.0297	1.56		0.0378	
8-10	0.0095	0.0106	1.12	0.016	0.0498	3.11	0.011	0.0190	1.73		0.0257	
10-12		0.0068			0.0314			0.0116			0.0165	
12-14		0.0042			0.0188			0.0069			0.0102	

2-2. 結果

今回検出された自己遮蔽体本体の放射性核種は、Sc-46, Co-60, Cs-134, Eu-152 の 4 核種であった。また、放射能量の解析と実測との比（C/M）は表 1 に示すように、Co-60 を除き約ファクター2 の範囲で良く一致した。そこで、図 1 の実測結果に示すように、自己遮蔽体の側面の最も放射化する部位が、10 ㎝以深については検出限界以下のため、この深さを自己遮蔽体の有意な放射化範囲の決定規準とした。

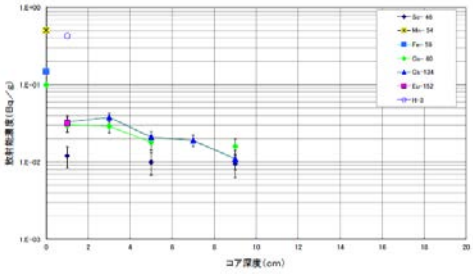


図１　自己遮蔽体の最も放射化する部位の放射化分布

3. 結論

有意な放射化の部位を斫り、表面の線量率、及びサンプリングによる再測定を行った結果、すべての部位で検出限界以下の結果が得られ、本手法の妥当性が確認された。

*Koji Oishi[1], Toshiyuki Yagisita[1], Yoshiyuki Yamaya[1], Kazuaki Kosako[2], Tomohiko Aso[3] and Kanyu Ihara[3]
[1]Japan Environment Research, [2]Institute of Technology, Shimizu Corp., [3]National Cancer Center

2.8MeV 陽子による ^{7}Li(p,n)反応に基づく加速器駆動型 BNCT 装置のための複合型放射線遮蔽体の検討

Design study for a multiple radiation shielding for an accelerator-driven BNCT system based on ^{7}Li(p,n)reactions by 2.8MeV protons

* 鈴木 栄次[1], 平賀 富士夫[1], 加美山 隆[1], 大沼 正人[1]
[1]北海道大学大学院　工学院

装置の設置室の管理区域境界における線量率の制限を満たすという条件のもとで、治療エリア、中性子ビーム成形装置(BSA)、陽子ビームライン、加速器の周囲に設置する小型の複合型遮蔽体を設計した。

キーワード：医療用小型加速器、遮蔽

1. 緒言

BNCT(ホウ素中性子捕捉療法)のために研究炉の中性子ビームが用いられてきたが、治療の便宜のために医療施設内に併設可能な小型の加速器駆動型中性子源が求められている。加速器や照射装置を医療施設内に設置するために、中性子の漏洩の制御に加えて照射装置の構造物における(n,γ)反応による二次 γ 線の漏洩も十分に小さくする必要がある。そこで本研究では、2.8MeV の陽子による ^{7}Li(p,n)反応に基づく BNCT 装置を対象とし、装置の設置室の管理区域境界における線量率の制限を満たすという条件のもとで、治療エリア、BSA、陽子ビームライン、加速器の周囲に設置する小型の複合型遮蔽体を設計した。

2. 計算方法

シミュレーションコードには Phits を用いた。計算体系（図 1）は加速器からの 2.8MeV 陽子がビームラインを通過し BSA 内部のリチウムターゲットに衝突して 1MeV 以下の中性子を生成するモデルである。加速器の陽子ビーム電力は 42kW である。装置の設置室の管理区域境界における線量率の上限として、1 週間当たりの運転を 10 時間と仮定し、法令により定められた上限の 1.3mSv/3 ヵ月を考慮して 10μSv/h を用いた。この上限値を厚さ 15cm のコンクリート壁外側表面における中性子と光子の合計線量率が超えないように、照射装置の周囲に設置する PE-20%B の中性子遮蔽体と鉛の二次 γ 線遮蔽体の体系を検討した。

3. 結果

線量評価位置はリチウムターゲット位置を原点として z 軸を取り、コンクリート壁外側表面で最も線量が高かった二つの点(図 1 における A,B)とした。最初に A と B において中性子線量が 10μSv/h 以下になるように中性子遮蔽体厚さ検討した結果、治療エリアの周囲には 15cm、陽子ビームラインと BSA の周辺には 20cm、加速器の周囲には 5cm が必要である事が分かった。次に中性子線量と光子線量の合計が A と B において 10μSv/h 以下になるように中性子遮蔽体のすぐ外側に設置する二次 γ 遮蔽体の厚さを検討した結果、治療エリア、BSA、陽子ビームラインの周辺と治療エリアには 20cm、加速器の周囲には 0cm が必要であることが分かった。

表 1　遮蔽体の必要厚さ

	PE-B [cm]	Pb [cm]
BSA	20	20
beam Line	20	20
治療エリア	15	20
加速器	5	0

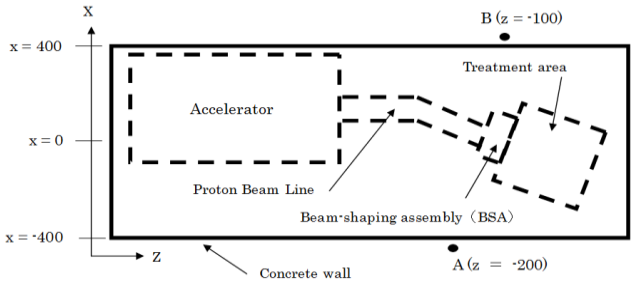


図 1　複合型遮蔽体の配置の平面図

* Eiji Suzuki[1], Fujio Hiraga[1], Takashi Kamiyama[1] and Masato Ohnuma[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University

$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータ用アルミナ吸着剤の開発
（1）焼結条件によるアルミナの表面特性及び結晶構造への影響

Development of Alumina Adsorbents for $^{99}Mo/^{99m}Tc$ Generator

(1) Effect on Surface Properties and Crystal Structure of Alumina by Sintering Conditions

*北河 友也[1]，黒崎 文雄[1]，米山 宜志[1]，松倉 実[1]，三村 均[1]
鈴木 善貴[2]，滑川 要二[2]，土谷 邦彦[2]
[1]ユニオン昭和，[2]原子力機構

$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータに使用されるアルミナ(Al_2O_3)の物性と ^{99}Mo 吸着・^{99m}Tc 溶離特性との相関を調べるため、３種類の出発原料を用いて、焼結温度に対する Al_2O_3 の BET 比表面積及び結晶構造への影響を明らかにした。

キーワード：$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータ，アルミナ，比表面積，結晶構造

1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m（^{99m}Tc）の原料であるモリブデン-99（^{99}Mo）を放射化法（(n, γ）法）により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法（(n, f)法）による ^{99}Mo 製造に比べ、得られる ^{99m}Tc 溶液の放射能濃度が低いことから、$^{99}Mo/^{99m}Tc$ ジェネレータに使用されるアルミナ(Al_2O_3)のモリブデン吸着・^{99m}Tc 溶離性能を向上することが必要不可欠である。本研究では、吸着剤である Al_2O_3 の物性と $^{99}Mo/^{99m}Tc$ の吸着・溶離特性との相関を調べるため、ギブサイト、擬ベーマイト及びバイヤライトを出発原料として、加熱処理の異なった Al_2O_3 を試作し、焼結温度に対する Al_2O_3 の比表面積及び結晶構造への影響を調べた。

2. 実験

出発原料として、ユニオン昭和製のギブサイト、擬ベーマイト及びバイヤライトの３種類を準備し、Al_2O_3 を試作した。各々の出発原料にアルミナゾルと水を添加し、押出成型した。次に、成型体を 200～300℃で１時間乾燥後、粉砕し、目開き 150～300 μm の篩により分級した。その後、300～1000℃(100℃毎)で１時間・大気中にて加熱処理し、異なった加熱処理条件の Al_2O_3 について、BET 比表面積測定及び XRD 測定を行った。

3. 結果

各々の出発原料を用いて試作した Al_2O_3 について、焼結温度に対する Al_2O_3 の BET 比表面積の関係を図１に示す。この結果、比表面積は、ギブサイト及び擬ベーマイトでは 300℃、バイヤライトでは 400℃で最大であり、それ以上の焼結温度において上昇とともに比表面積は低下することを確認した。また、300～600℃の焼結温度では、出発原料により比表面積の差異が観測されたが、600℃以上では比表面積の減少はほぼ同じ傾向であることが分った。次に、各々の出発原料で試作した Al_2O_3 の XRD パターンについて、焼結温度に対する Al_2O_3 の結晶相の関係を図２に示す。この結果、焼結温度が同じでも Al_2O_3 の結晶相は出発原料に大きく影響することを明らかにした。

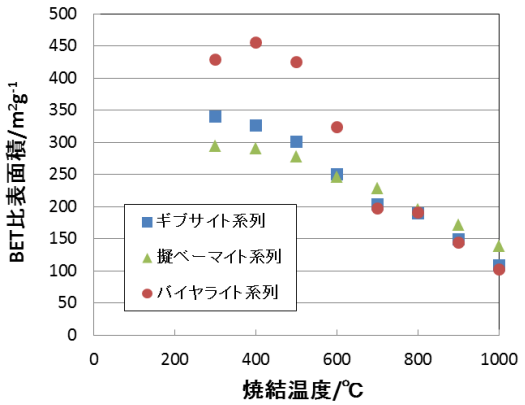


図１　焼結温度に対する Al_2O_3 の BET 比表面積の関係

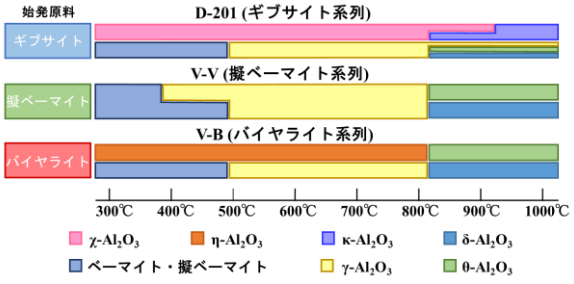


図２　焼結温度に対する Al_2O_3 の結晶相の関係

これらの Al_2O_3 試料を用いた Mo 吸着・溶離特性については、次の発表で報告する。

*Tomoya Kitagawa[1], Fumio Kurosaki[1], Takashi Yoneyama[1], Minoru Matsukura[1], Hitoshi Mimura[1], Yoshitaka Suzuki[2], Yoji Namekawa[2] and Kunihiko Tsuchiya[2]
[1]UNION SHOWA, [2]JAEA

^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ用アルミナ吸着剤の開発
(2) 異なる表面特性を持つアルミナのモリブデン吸着への影響

Development of Alumina Adsorbents for ^{99}Mo/^{99m}Tc Generator

(2) Effect on Molybdenum Adsorption of Alumina with Different Surface Properties

*鈴木 善貴[1]，滑川 要二[1]，北河 友也[2]，松倉 実[2]，黒崎 文雄[2]
西方 香緒里[1]，松井 義典[1]，三村 均[2]、土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]ユニオン昭和

^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ用 Mo 吸着剤として使用されているアルミナ(Al_2O_3)の ^{99}Mo 吸着/^{99m}Tc 溶離特性の向上のため、結晶構造及び比表面積に対する Mo 吸着量への影響を明らかにし、現行の医療用 Al_2O_3 と比較して 4 倍以上の Mo 吸着量を有する Al_2O_3 の製作に見通しを得た。

キーワード： ^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ，アルミナ吸着剤，Mo 吸着，Mo 溶離

1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m(^{99m}Tc)の原料であるモリブデン-99(^{99}Mo)を放射化法((n,γ)法)により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法((n,f)法)による ^{99}Mo 製造に比べ、得られる ^{99m}Tc 溶液の放射能濃度が低いことから、^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータに使用されるアルミナ(Al_2O_3)のモリブデン吸着・^{99m}Tc 溶離性能を向上することが必要不可欠である。本研究では、Al_2O_3 の結晶構造や比表面積を制御するため、始発原料及び焼結温度を変更し、表面特性の異なる Al_2O_3 試料について、Mo 吸着・溶離特性への影響を調べた。

2. 実験

3 種類の始発原料を用いて、焼結温度 300~1000℃で焼成した Al_2O_3 の Mo 吸着試験を行った。まず、モリブデン酸ナトリウム溶液(濃度:10mg-Mo/mL)を pH4 に調整し、各 Al_2O_3 に溶液を添加、3 時間静置(温度:室温、60℃、90℃)させた。静置前後の溶液について、ICP-MS を用いて Mo 濃度を測定し、Al_2O_3 の Mo 吸着量を算出した。次に、Mo 溶離試験として、Mo を吸着させた Al_2O_3 をカラムに充填し、生理食塩水を 5mL 通水させ、その生理食塩水中の Mo 濃度を測定した。

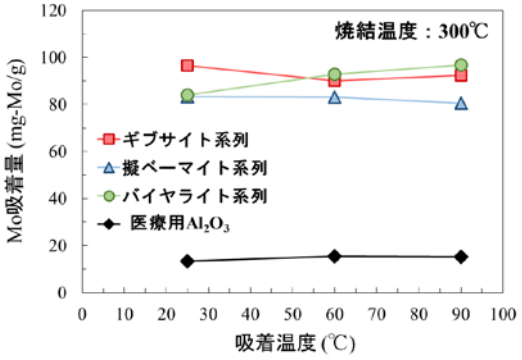


図 1　吸着温度に対する Al_2O_3 への Mo 吸着量の関係

3. 結果・考察

異なった原料粉末を用いて試作した Al_2O_3 について、吸着温度に対する Mo 吸着量の依存性を図 1 に示す。この結果、各 Al_2O_3 の Mo 吸着量は吸着温度に関わらずほぼ一定であること、焼結温度が低く大きな比表面積を有する Al_2O_3 では現行の医療用 Al_2O_3 に比べ、約 4 倍の Mo 吸着量を示すこと等が分かった。次に、原料粉末の焼結温度に対する Mo 吸着量の関係を図 2 に示す。なお、原料粉末の焼結温度は、Al_2O_3 の比表面積及び結晶構造に影響している。この結果、全ての Al_2O_3 について、比表面積の増加とともに Mo 吸着量は増加していることが確認された。一方、各 Al_2O_3 の単位面積当たりの Mo 吸着量で評価すると、κ-Al_2O_3 を含む Al_2O_3 が高いことが分かった。このことから、κ-Al_2O_3 の結晶構造を持つ Al_2O_3 の比表面積を増加することにより、より Mo 吸着量を増加できる可能性があると考えられる。

本発表では、Mo を吸着した Al_2O_3 からの Mo 溶離特性についても報告する。

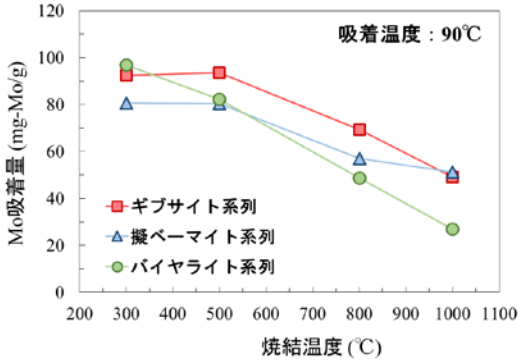


図 2　焼結温度に対する Al_2O_3 の Mo 吸着量の関係

*Yoshitaka Suzuki[1], Yoji Namekawa[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Yoshinori Matsui[2], Hitoshi Mimura[2] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1] JAEA, [2] UNION SHOWA

電子線形加速器製造(γ, n)^{99}Mo-^{99m}Tc ジェネレータシステム

^{99m}Tc generator system based on (γ, n)^{99}Mo produced by an electron linear accelerator

*鈴木 祐未[1]、津口 明[1]、皆川 由貴[1]、スパツィアーニ ファビオ[1]、蓼沼 克嘉[1]、
関本 俊[2]、大槻 勤[2]
[1]化研、[2]京都大学原子炉実験所

原子炉あるいは加速器で製造する低比放射能 ^{99}Mo を原料として、高純度 ^{99m}Tc を 1 バッチあたり少量(μCi～Ci レベル）および大量（～100 Ci レベル）製造可能な実用的 ^{99m}Tc ジェネレータシステムを発表する。少量タイプは病院内設置小型ジェネレータとして、大量タイプは ^{99m}Tc 製造工場で使用可能である。

キーワード：電子線形加速器、モリブデン 100、モリブデン 99、テクネチウム 99m、低比放射能、テクネチウムジェネレータ、国内製造、(γ, n）反応

1　はじめに

濃縮ウラン（HEU, LEU）を原料としない ^{99}Mo の製造法として、MoO_3（または金属 Mo）を電子線形加速器で電子線照射による ^{100}Mo（γ, n）反応を利用する方法、または原子炉で中性子照射し ^{98}Mo（n, γ）反応を利用する方法が検討されている。本研究では、加速器を用いて製造した ^{99}Mo を使用して、高純度 ^{99m}Tc を回収することのできるジェネレータシステムの開発検討を行った。

2　電子線形加速器を用いた ^{99}Mo の製造

加速器から発生した電子ビームを、白金板に照射することにより生成する制動放射線を Mo に照射する。このとき、Mo の同位体である ^{100}Mo が ^{100}Mo（γ, n）^{99}Mo 反応により、^{99}Mo となる。

3　^{99}Mo-^{99m}Tc ジェネレータシステム

本試験で使用した ^{99}Mo は、電子線形加速器により製造した。電子線形加速器は、京都大学原子炉実験所の電子線形加速器（KURRI-LINAC）を使用した。制動放射線を照射するターゲットは天然 MoO_3 粉末（純度>3N）を用い、φ10 mm となるように SPS（放電プラズマ焼結）法を用いてペレット状に加工した（Mo 中の ^{100}Mo の天然存在比は 9.63 %である)。ペレットを前後に二つ重ねた状態で、電子の加速エネルギーを 25、30、35 MeV の 3 条件とし、各条件 10 分間照射した。照射後、ペレットを溶液化し、照射直後の ^{99}Mo の生成量を評価した結果、ペレット一つ当たり 1.55～3.94 MBq（表 1：各条件の上段は前置、下段は後置）であった。この溶液を用いて ^{99}Mo-^{99m}Tc ジェネレータシステムにより、^{99m}Tc の抽出を行った。これまでに弊社は原子炉照射製造 ^{99}Mo による TcMM 法[1]（^{99m}Tc マスターミルカー：製造能力 1 バッチ最大 500 Ci）を報告しているが、今回はこの方法を改良し、ホットセルや病院内での簡便性と安全性を考慮して非加熱型の ^{99m}Tc 抽出法を開発し、汎用的高純度 ^{99m}Tc 抽出システムとして実現できた。この改良型システムは、原子炉で中性子照射し製造した ^{99}Mo にも適用可能である。

表1　^{99}Mo生成量

エネルギー (MeV)	^{99}Mo生成量 (MBq)	^{99}Mo生成量 (MBq/g-^{100}Mo)
25	1.96	17.8
	1.55	14.3
30	3.18	30.2
	2.42	23.6
35	3.94	36.2
	2.81	27.8

参考文献

[1] Tatenuma, et.al. “A Mass-Production Process of Highly Pure Medical Use ^{99m}Tc from Natural Isotopic Mo(n, γ)^{99}Mo without Using Uranium” RADIOISOTOPES, vol.63, No.11, pp501-513(2014)

*Yumi Suzuki[1], Akira Tsuguchi[1], Yuki Minagawa[1], Fabio Spaziani[1], Katsuyoshi Tatenuma[1], Shun Sekimoto[2] and Tsutomu Ohtsuki[2]
[1]KAKEN, [2]Kyoto University Research Reactor Institute

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

[2O01-05] monitoring at nuclear power plants, neutrino

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 9:35 AM - 10:55 AM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O01] Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power Station

*Yutaka Suzuki[1] (1.TEPCO Holdings,Inc. Fukuichi Decontamination and Decommissioning Engineering Company Fukuichi Radiation Protection Department)

9:35 AM - 9:50 AM

[2O02] Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1], Ryo Ichikawa[1] (1.Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co.,Ltd.)

9:50 AM - 10:05 AM

[2O03] Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2] (1.Hitachi,Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:05 AM - 10:20 AM

[2O04] Calculation of Low-energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda[1], Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa[1], Jun-ichi Katakura[2] (1.Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan, 2.Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan)

10:20 AM - 10:35 AM

[2O05] Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1], Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2] (1.Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ., 2.Korea Atomic Energy Research Institute)

10:35 AM - 10:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

1号機建屋内滞留水移送に伴う空気中放射性物質濃度の監視について

Continuous monitoring of airborne radioactivity in Unit 1 Fukushima daiichi Nuclear Power Station

*鈴木 由崇[1]，松澤 俊春[1]，藤澤 実[1]，向田 直樹[1]，高平 史郎[1]，山中 和夫[1]，牧平 淳智[1]
東京電力ホールディングス株式会社[1]

福島第一原子力発電所の廃炉作業に際して，汚染水対策の一貫で滞留水処理を進めることとしている。滞留水処理が進み，建屋床面等が乾燥すると作業環境が悪化する懸念があるため，事故後，水没し現在では乾燥が進みつつある環境下で空気中放射性物質濃度の実測定を行っており，ここでは測定結果について報告する。

キーワード：滞留水処理，乾燥，空気中放射性物質濃度

1. はじめに

滞留水処理が進むと，水没していた機器や建屋床面等の露出・乾燥により放射性物質が飛散することで，作業環境が悪化することが懸念される。このため，事故後に水没したが現状では乾燥しつつある環境の空気中放射性物質濃度を連続測定し，作業環境に対する影響を継続的に確認している。

2. 測定方法

(1) 測定場所

事故後，滞留水によって一時的に水没していた1号タービン建屋地下1階を測定場所に選定した。なお，当該エリアは，完全な乾燥状態ではなく一部床面が湿潤状態で残っているが，表面汚染密度が比較的高く，将来的に乾燥が進んだ際，空気中放射性物質濃度の上昇が懸念される場所である。

(2) 測定機器

空気中放射性物質濃度の連続測定には，比較的，線量率が高い環境下でも測定可能なキャンベラ製の連続ダストモニタを利用した（図1参照）。

3. 測定結果及び考察

1号機タービン建屋における空気中放射性物質濃度の測定結果を図2に示す。空気中放射性物質濃度は，1×10^{-7}～1×10^{-5}[Bq/cm^3]の変動幅で安定して推移しており，乾燥が進む冬季においても上昇傾向は確認されていない。一部，作業に伴う一時的な濃度上昇を確認したが，いずれも全面マスク着用の使用上限（社内基準値：2×10^{-2}[Bq/cm^3]）を超えず，速やかに通常の変動幅に戻る傾向を示している。

以上より，事故後一時的に水没したエリア（表面汚染密度が高い環境）の乾燥が進んでも，空気中放射性物質濃度は安定しており，作業環境（全面マスク作業）を維持できることが確認できた。なお，引き続き測定を継続し，知見拡充を図っていく予定。



図1 ダストモニタ

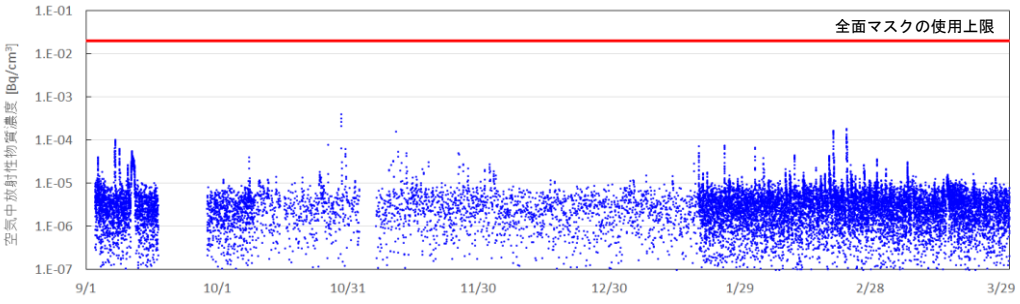


図2 測定結果（空気中放射性物質濃度の推移グラフ）

*Yutaka Suzuki[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Minoru Fujisawa[1], Naoki Mukaida[1], Shiro Takahira[1], Kazuo Yamanaka[1], Atsutoshi Makihira[1]
[1]Tokyo Electric Power Holdings Co., Ltd.

空気中を浮遊する放射性物質の早期検知手法に関する検討

～概念提案と成立性検討～

Rapid detection method of radioactive particles in the atmosphere

ーA concept and feasibility studyー

*前川　立行[1]，大島　雄志[1]、寺村　司[1]、鶴岡 公敏[1]、藤原　栄一[1]、市川　亮[1]

[1]東芝電力放射線テクノサービス（TRS）

天空を監視対象とするγ線スペクトロメータを用いた空気中放射能濃度増大事象の早期検知手法を検討した。今般の原子力防災において「早期検知」は種々判断のための重要な要素であるが、従来モニタだけでは必ずしも十分な対応ができない。今回我々は、古典的な測定手段でありながら早期検知ができる測定概念を提案し、その成立性について示す。

キーワード：空気中放射能濃度、早期検知、監視、γ線、スペクトロメータ

1. 緒言

原子力事故を経験した今、原子力防災における緊急時避難行動の一助として、空間γ線線量率と併せて空気中放射能濃度に関する迅速な情報提供が望まれている。従来から用いられている空間γ線モニタは、空気中並びに地表面両方からのγ線を測定するために、空気中放射能濃度の変化に対する感度が相対的に低くなる事、ダスト放射線モニタは空気中放射能濃度の高感度・定量測定が可能ではあるが、一定量以上の大気吸引やRn-Tn影響除外のために相応の時間を必要とする事などから、空気中放射能濃度増大事象の「早期検知」という目的には必ずしも適したものではなかった。

本研究では、これら従来モニタとの併用を前提として、監視対象を天空側に限定したγ線スペクトロメータによる測定・監視概念を提案すると共に、その基本的成立性を机上評価した結果について述べる。

2. 測定概念

天空側2π方向だけに検出指向性を持たせた遮蔽体付γ線スペクトロメータを用い、測定時間の異なる複数個のエネルギースペクトルデータを一定時間間隔で取得する。今回は代表的なFPであるCs-137/134に着目し、複数の観測スペクトルからのピーク検出結果を元に、着目対象空間の放射能濃度に関する状態推定を行い、情報提供等を行う。

3. 成立性評価の条件

今回、検出器としては古典的な2”φ×2”NaI(Tl)検出器の採用を仮定し、以下の条件で成立性検討を行った。

ー線源として、検出体系を取り囲み、地表面を底面とする立方体の空間にCs-137が一様に分布する状態を想定

ー空間の高さ方向としては、地表面から大気接地層上限の100mまでを考慮。広範囲に分布する例として底面200m四方のケース(V1)、過渡的に局在する例として底面20m四方のケース（V2）の２通りを設定

ー上記空間で発生したγ線が検出器でピークとして検出される確率（ピーク検出確率）をモンテカルロ法で計算

ー予め算定したバックグラウンド（BG）計数率を前提とし、測定時間に応じたピーク検出限界計数値を評価

ーピーク検出限界計数値、ピーク検出確率から、検出限界放射能濃度を評価

4. 評価・検討結果

計算評価した結果を図１に示す。監視対象として、一般区域と周辺監視区域との境界を規定する空気中放射能濃度許容レベル 30Bq/m^3 が広範囲に分布する状態を想定した場合（V1）、10分程度で検知可能と評価した。また、管理区域との境界における濃度許容レベル300Bq/m^{3}に相当する高濃度成分が過渡的に飛来して局在する状態を想定した場合（V2）、およそ１分程度で検知可能と評価した。

今後、地表面にフォールアウトした成分によるBG計数率の実態把握、気象条件も含めた線源モデルの妥当性評価、状態推定法の整備等を進め、新たな監視手法としての確立を進める。

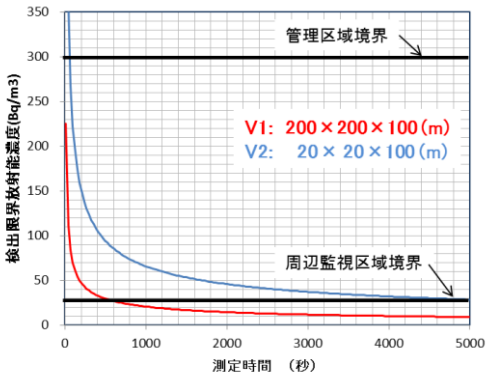


図１　測定時間と検出限界射能濃度

参考文献

[1] ゲルマニウム半導体検出器を用いたin-situ測定法、文部科学省放射能測定法シリーズNo.33 (2008)

[2] 阪井、寺田、片桐、可搬型Ge(Li)検出器を用いた環境γ線のin-Situ測定、JAERI-M-6498 (1976)

*Tatsuyuki Maekawa[1], Yuji Oshima[1], Tsukasa Teramura[1], Kimitoshi Tsuruoka[1], Eiichi Fujiwara[1] and Ryo Ichikawa[1]

[1]Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Co., Ltd.

光ファイバ型放射線モニタの特性評価

Characteristic evaluation of the optical fiber type radiation monitor

*田所 孝広[1]，畠山 修一[1]，上野 克宜[1]，上野 雄一郎[1]
和田 將平[2]，福島 浩[2]，小山 三輝雄[2]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立GEニュークリア・エナジー

過酷事故環境下で、原子炉建屋及び格納容器内の線量率を測定可能な光ファイバ型放射線モニタの開発を進めている。円柱形の検出素子の直径と長さを等しくすること、及び、70mm厚さのAl_2O_3製ハウジングを用いることで、照射方向及びエネルギ特性が目標仕様を満たす見込みを得た。

キーワード：原子力プラント，光ファイバ，放射線モニタ，エネルギ特性，長波長発光素子

1. 緒言

光ファイバ型放射線モニタは、検出部に電源が不要、電気ノイズに強いといった特徴を持ち、従来の電離箱と異なる測定原理を持つ。2015年春の年会において、線量率線形性等の基礎性能試験結果を報告した[1]。今回、照射方向及びエネルギ特性について評価したので、その結果を報告する。

2. 照射方向及びエネルギ特性評価結果

2-1. 照射方向特性

円柱形の検出素子(Nd:YAG，2mmφ×2mmt)において、検出器の厚さ方向に対して平行及び垂直方向からガンマ線を照射した時の計数率の測定結果を図1に示す。照射方向を90°変えても計数率が目標仕様である±20%以内であることを確認した。

2-2. エネルギ特性

Al_2O_3製ハウジングの厚さを変えた時の各ガンマ線エネルギにおける検出素子への付与エネルギの計算結果をもとに、計数率を評価した。結果を図2に示す。Al_2O_3ハウジング厚を70mmにすることで、80～1250keVのエネルギのガンマ線に対する計数率が、目標仕様である－25～＋40%以内となることがわかった。

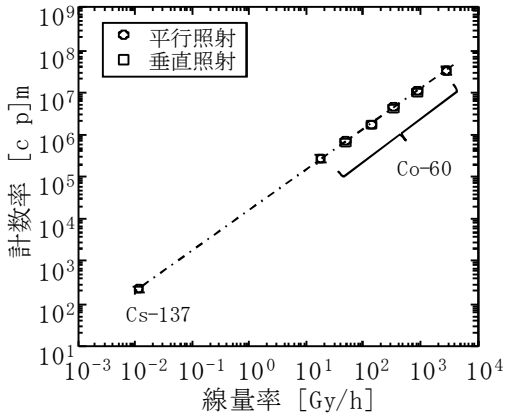


図1　照射方向特性試験結果

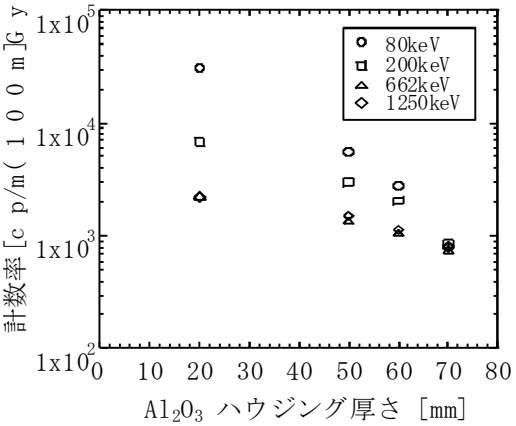


図2　エネルギ特性評価結果

3. 結論

円柱状の検出素子(Nd:YAG，2mmφ×2mmt)を用い、その周囲を厚さ70mmのAl_2O_3製ハウジングで覆うことで、照射方向及びエネルギ特性が目標仕様を満たす見込みを得た。今後、複数の検出素子及びハウジング材を用いた検討を進める。

参考文献

[1] 田所他，日本原子力学会2015年春の年会予稿 I17

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Katsunori Ueno[1], Yuichiro Ueno[1], Shohei Wada[2], Hiroshi Fukushima[2], Mikio Koyama[2]
[1]Hitachi,Ltd., Research & Development Group., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Calculation of Low-Energy Electron Antineutrino Spectra Emitted from Nuclear Reactors with Consideration of Fuel Burn-up

*Eka Sapta Riyana[1], Shoya Suda, Kenji Ishibashi[1], Hideaki Matsuuraa, Jun-ichi Katakura[2],

[1]Dept. Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University, Japan,
[2]Dept. Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, Japan,

We are interested in neutrinos emitted from reactor in a region of keV, since they may have information on fuel burn-up and may be detected in future with advanced measurement technology. In this work we present neutrino spectra from various reactors such as typical PWR reactor and others types of reactors for comparison in the low energy region. Our result shows the electron antineutrino flux in the low energy region increases with burn-up of nuclear fuel by accumulated nuclides with low Q values in beta decay.

Keywords: PWR type reactor, Low energy electron antineutrino spectra

1. Introduction

Low-energy electron antineutrino flux in a keV region is expected to largely depend on fuel burn-up. The dependence maybe different from that of prompt antineutrino flux by fission fragments. The characteristics, however, have not been clarified so far. Therefore, we attempt to compute emission of low energy electron antineutrinos taking fuel burn-up into consideration.

2. Reactor Electron Antineutrino Spectra

2-1. Pressurized Water Reactor (PWR)

We calculate electron antineutrino spectra from typical 4-loop Pressurized Water Reactor (PWR). The PWR input is assumed to take three fuel compositions of 2.0, 3.5 and 4.1 wt% 235U contents. We divide the reactor operation period into 12-month steps; each step has one-month duration in a steady thermal power (3.4 GWth).

2-2. Other Reactors for Comparison

We also compute spectra from several type reactors such as heavy water reflected research reactor HANARO [1], advanced thermal reactor FUGEN [2] and the High Flux Isotope Reactor (HFIR) [3].

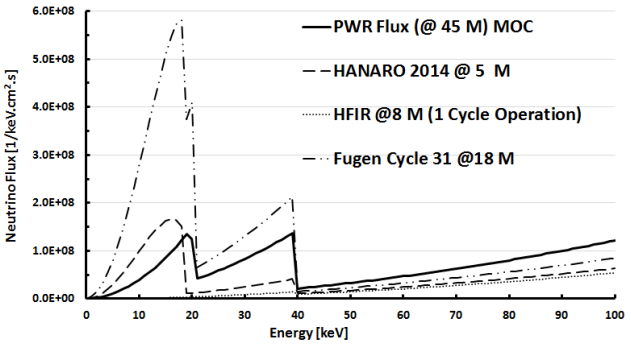


Figure 1. The thermal power calculated electron antineutrino spectra as a flux fo PWR, HANARO, FUGEN and HFIR

3. Conclusion

We confirm that the electron antineutrino spectra in the low energy region are directly influenced by transuranium beta emitter nuclides with low Q value in beta decay (e.g. ^{241}Pu) which are determined by burp-up level. The calculated electron antineutrino spectra for various reactors are shown in Figure 1 as electron antineutrino flux.

References

[1] Kook D, Cho D, Choi H, and Kim Y. Radiation Safety Evaluation of the HANARO Research Reactor. J.Nucl.Technology & Rad. Prot. 2011; 26.1:50-57. [2] Ohtani T, Iijima T and Shiratori Y. Analysis of Mixed Oxide Fuel Loaded Cores in the Heavy Water Reactor FUGEN. J. Nucl. Science and Tech. 2003 Nov; 40.11:959–969. [3] Xoubi N, Primm III R. T. Modeling Of The High Flux Isotope Reactor Cycle 400. USA: Oak Ridge National Laboratory; 2005 August, Report no. ORNL/TM-2004/251.

Reactor Neutrino Irradiation Effects on the Electrochemical Device Using Biological Product

*Shoya SUDA[1], Kenji ISHIBASHI[1], Eka Sapta RIYANA[1], Nobuhiro SHIGYO[1],
Gwan Min SUN[2], Bo-Young HAN[2]
[1] Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu Univ.,
[2]Korea Atomic Energy Research Institute

We have carried out experiment of low-energy neutrino detection both under irradiation of nuclear reactor neutrinos and under natural environmental situation [1]. To make clear the signal generation near the nuclear reactor, we presented electrochemical reaction mechanism formulation as well as another experimental data.

Keywords: neutrino, weak interaction, weak charge, weak dipole moment, electrochemistry

1. Introduction

Interaction cross-sections of neutrinos are generally quite small (e.g. $\sigma_{\nu e \to \nu e} \sim 10^{-44}$ cm^2 (E/MeV)), so that an established standard model is inapplicable to explaining the output current increase near the nuclear reactor. To understand the experimental data, we propose that a neutrino is composed of two types of internal constituent particles (ν_c, ν_d). Some kinds of biological products may generate AV-type neutral scalar field B^0. It may influence the binding energy of the constituent particles of neutrino, and augment the interaction cross-section.

2. Detection principle of electrochemical device

The detection mechanism is based on electrochemical process with assistance of weak interaction . In the detector, a gold (anode) and a carbon (cathode) electrode were set in purified water, and biological product was placed around the anode. When a low-energy neutrino enters into this region, it breaks into two constituent particles while dissociating water molecule into positive and negative ions. Generated ions diffuse to individual electrodes, and they cause oxidation and reduction reactions at individual electrodes. Finally, the reaction leads to the output current between the electrodes as

$$I(t) \approx P\left[C_{\mathrm{H}^+\nu_c}(t)\right]^{n_{\mathrm{H}}}\left[C_{\mathrm{O}_2}(t)\right]^{n_{\mathrm{O}}} \exp\left(-\frac{\Delta G + 4\alpha E(t)}{k_{\mathrm{B}}T}\right),$$

where ΔG is the activation energy, and can be determined by Arrhenius plot. The time evolution of experimental data was mostly reproduced in the simulation.

We attempted to carry out another experiment near a light-water reactor. The experimental current was appreciably larger that in environmental situation. The formulation by Eq.(1) was also applicable to the analysis.

3. Conclusion

Weak-interaction assisted electrochemical process was applicable to the experimental data under irradiation of reactor neutrinos.

References

[1] Liu Wei et al.: "Possible Detection of Natural Neutrinos by Use of Small Apparatus", J. Nucl. Sci. Technol., Suppl. 4 (2004), 487-490.

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

[2O06-09] dose measurement, energy harvesting

Chair: Shuichi Tsuda (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 10:55 AM - 12:00 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O06] Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Yushi Toyokura[1], Ken-ichi Okamoto[1] （1.Osaka Prefecture University）

10:55 AM - 11:10 AM

[2O07] Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] （1.Radiation Research Center, Osaka Prefecture University）

11:10 AM - 11:25 AM

[2O08] Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*Shinjiro Matsui[1], Takeaki Hattori[2], Yuki Watanabe[2], Ippei Morita[2], Kazuya Inazuru[2], Masayoshi Ishikawa[2], Yoshitaka Mori[1] （1.The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., 2.Hamamatsu Photonics K.K.）

11:25 AM - 11:40 AM

[2O09] Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1] （1.JAXA）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

チェレンコフ光測定による大線量線源の表面線量率分布の測定

Underwater Measurement of Surface Dose of Co-60 Source by Using Cherenkov Radiation.

*谷口良一、伊藤憲男、宮丸広幸、小嶋崇夫、豊蔵悠史、岡本賢一
大阪府立大学放射線研究センター

大照射プール中で大線量コバルト線源表面周辺に発生するチェレンコフ光画像の測定を行った。大容量の Co-60 線源の封入密度は一様ではなく、いくつかの濃淡を持った分布となっている場合が多い。本研究では、線源表面のチェレンコフ光の分布を測定し、線源の内部分布の推定をおこなった。

キーワード：大線量、水中実験、表面線量

[緒言] 大阪府立大学では、文科省の原子力人材育成事業として「大規模放射線施設を利用した人材育成事業」を平成 26 年度から開始した。研修の主な項目の１つに水中チェレンコフ画像の撮像があげられる。チェレンコフ画像を利用すれば、線源強度、線量分布等が遠隔で一挙に測定が可能となる。この技術は、様々な研究に応用可能である。本研究では、画像を用いて線源の表面線量を評価し、線源の内部分布の測定を行ったので報告したい。

[水中実験] 図１のような測定体系で実験を行った。高感度カメラ、レーザー距離計、放射線検出器等を防水ケースに収め、図のような２次元の移動ステージに載せ、水深 4.7m のコバルト 60 照射プールの底に沈め、水中でコバルト 60 線源の観測を行った。図２に得られたチェレンコフ画像の１例を示す。線源は棒状の４本を縦に束ねたもので、１本が正面部分に置かれている。図のように、線源表面のチェレンコフ光には３～本の横向きの縞状分布が見られる。これは、線源の内部分布に対応したものと考えられる。

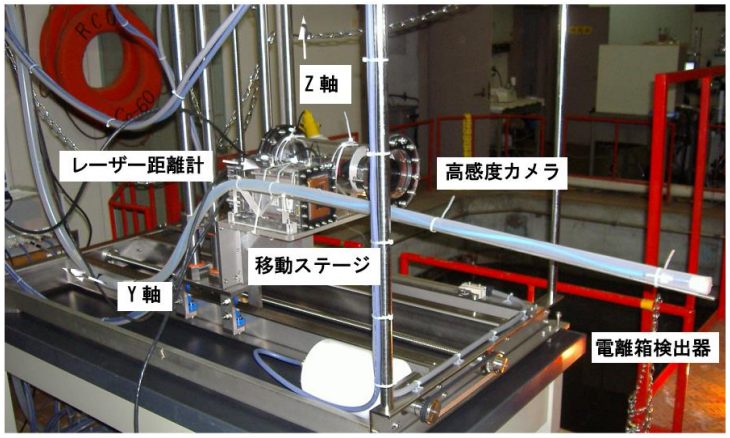


図１　２次元の移動ステージに載せた水中カメラ
レーザー距離計、放射線検出器の外観



図２　水中チェレンコフ画像

参考文献

1)「超高感度カメラを用いた水中チェレンコフ光の観測」谷口良一、矢羽多秀高、伊藤憲男、宮丸広幸、小嶋崇夫、松浦寛人、古田雅一、原子力学会秋の大会（2015 年 3 月、日立）N45

* Ryoichi Taniguchi, Norio Ito, Hiroyuki Miyamaru, Takao Kojima, Yushi Toyokura and Ken-ichi Okamoto
Radiation Research Center, Osaka Prefecture University,

大線量水中放射線場での距離測定と線量測定

Underwater Measurement in Intensive Radiation Field Using Laser Range Finder

*豊蔵悠史[1]，谷口良一[1]，伊藤憲男[1]，宮丸広幸[1]，小嶋崇夫[1]，岡本賢一[1]
[1]大阪府立大学放射線研究センター

水中大線量場での線量分布計測を目指して，水の遮蔽効果を利用してレーザー距離計を水中に適用し，CCD カメラと組み合わせることで，線源までの距離測定並びに３次元形状評価を行った．また，レーザー距離計の放射線影響を評価した結果，10Gy/h の高線量下でも高精度な距離測定が可能であることがわかった．

キーワード：大線量，水中実験，レーザー距離計

１．緒言

大線量を取り扱う水中放射線場での作業では線量分布測定が重要である．しかし，従来の放射線計測方法では，計測範囲が狭く遠隔操作が困難であるため，非常に労力のかかる作業となる．また，大放射線量場における位置，長さ等の空間計測法は，耐放射線の観点から，メジャーなどの接触計測方法に限られている．そこで本研究では，水中放射線場における距離測定と線量分布測定を容易かつ高精度に行うことを目指して，水の放射線遮蔽効果を利用してレーザー距離計を水中放射線場に適用した．また，レーザー距離計による線源の形状を測定，並びに，レーザー距離計の放射線による影響の評価を行った．

２．実験方法

本実験は，大阪府立大学の所有するコバルト 60 照射プール (深さ 4.7m，最大許容量 3.7PBq) で行った．レーザー距離計や CCD カメラを防水ケース内に収容し，電離箱と共に直方体型の水中移動ステージ上に設置した．遠隔操作により機器を移動させながら，距離測定，画像取得，並びに，線量測定を行った．図１にその体系を示す．

３．結果及び考察

レーザー距離計を水中放射線場に導入することで，線源までの距離を高精度に測定でき，水中線量測定に応用できることがわかった．また，CCD カメラとレーザー距離計を組み合わせることで，観察像と奥行き方向の３次元的な線源形状を高精度に評価することができた．さらに 10Gy/h の高線量下でも通常の距離測定が可能であった．ただし，高線量領域では測定距離の誤差の増加が見られた．図２に示すように，測定値の標準偏差とレーザー距離計の位置での吸収線量は比例関係にあることが示されている．

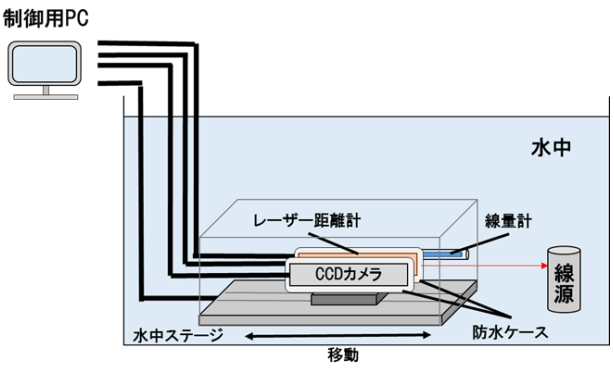


図１　水中実験体系

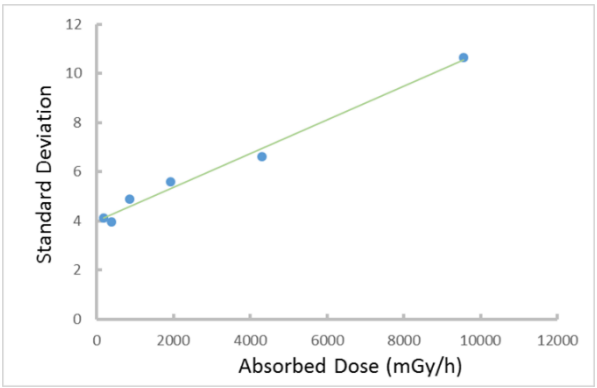


図２　放射線影響による誤差の増加

本研究の一部は，文部科学省の「大規模放射線施設を利用した人材育成」事業による．

---

*Yushi Toyokura[1], Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1] and Ken-ichi Okamoto[1]
[1]Radiation Research Center, Osaka Prefecture University

薄いラジオクロミックフィルムとモンテカルロシミュレーションによる深度線量分布を利用した超低エネルギー電子線照射におけるエネルギー付与量の評価

Energy deposition evaluation for Ultra low energy electron beam irradiation system by using thin radiochromic film and simulated depth dose distribution.

*松井信二郎[1]，渡邊祐貴[2]，森田一平[2]，近藤淳一[2]，服部剛明[2]，稲鶴和也[2]、石川昌義[2]，森芳孝[1]
[1]光産業創成大学院大学，[2]浜松ホトニクス株式会社

加速電圧 50-70 kV の超低エネルギー電子線照射によって、材料と厚さの異なる 3 種類のラジオクロミックフィルム線量計の吸収線量を測定し、線量計の測定値とモンテカルロシミュレーションで得た深度線量分布を用いて、応答関数の非線形性を補正した。結果、厚い線量計の実測値とシミュレーションで得られた深度分布から予測された薄い線量計の線量値は、薄い線量計の測定値と誤差 1σ の範囲内で一致した。シミュレーションの深度線量分布はフィルム線量計より薄い領域の線量を計算するために有効であることが分かった。

キーワード：線量測定、低エネルギー電子線、ラジオクロミックフィルム、モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

超低エネルギー電子線の吸収線量測定ではフィルム線量計内部で勾配の大きい深度線量分布をもつ。このことは線量計応答から換算される吸収線量値に応答関数の非線形性が反映されないこと[1]や、線量計の厚さ全体で吸収線量が平均化されることで、線量計よりも薄い表面付近の線量を求めたい場合には線量が過小評価されてしまう問題を引き起こす。本研究では照射条件毎にモンテカルロシミュレーションによって求めた深度線量分布を適用することで上記課題の解決を試み、その適用性を評価した。

2. 実験

加速電圧 50, 60, 70 kV での電子線照射における吸収線量を材料、厚さの異なるラジオクロミックフィルム線量計（FWT-60-1SP: ナイロン 47 μm, FWT-60-810: ナイロン 11 μm, GEX B3: アラニン 18 μm）で測定した。深度線量分布はモンテカルロ電子輸送計算コード PENELOPE により計算された。PENELOPE が計算した深度線量分布の妥当性を検証するために 3 つの実験を行った。

① 厚さ 47 μm の線量計の応答値とその深度線量分布から材料が同じ厚さ 11 μm の線量計の吸収線量を計算した。47 μm 線量計による計算値は測定誤差 σ の範囲内で 11 μm 線量計の実測値と一致し、PENELOPE で計算された深度線量分布が再現されていることを確認した。（図 1）

② 11 μm 以下の深度分布の再現性を検証するため、3 種類の線量計で測定値と各条件における深度線量分布から表面 1 μm の水相当吸収線量 D_μ[1] を計算した。各 D_μ 値は測定誤差 2σ の範囲内で一致した。（図 2）

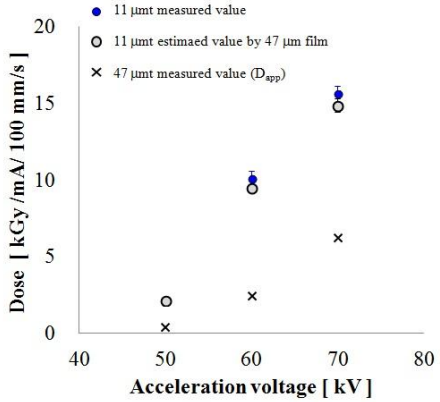


図 1　厚い線量計と深度分布から求めた薄いフィルムの線量値と実測値の比較

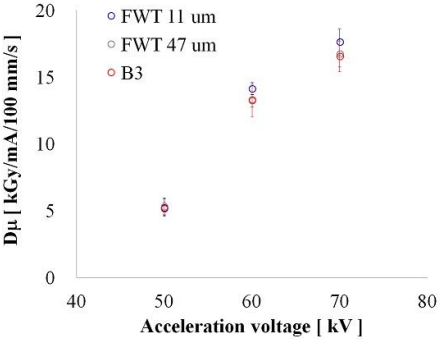


図 2　測定値と深度線量分布シミュレーション結果から計算された 3 種類の線量計の D_μ 値

3. 結論

PENELOPE は本研究の範囲内では 50 kV-70 kV 照射におけるラジオクロミックフィルム線量計の深度分布を再現している。フィルム線量計の測定値とシミュレーションの深度分布を併用することで、線量計の応答関数の非線形性を補正し、フィルム厚さより薄い領域の線量を見積もることが可能である。本研究で用いた手法は、産業用超低エネルギー電子線照射プロセスにおいて、高エネルギー電子線などで校正されたラジオクロミックフィルムの相対線量によるプロセス管理または設計を行う場合に有効である。

参考文献

[1] J. Helt-Hansen, A. Miller, P. Sharpe, B. Laurell, D. Weiss,G. Pageau, Dμ -a new concept in industrial low-energy electron dosimetry, Radiation Physics and Chemistry 79 (1) (2010)66-74.

*Shinjiro Matsui[1], Yuki Watanabe[2] , Ippei Morita[2] , Junichi Kondo[2] , Takeaki Hattori[2] , Inazuru Kazuya[2], Masayoshi Ishikawa[2] , and Yoshitaka Mori[1]
[1] The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries., [2] Hamamatsu Photonics K.K.

半導体を用いた放射線からのエナジーハーベスティング

Energy harvesting from ionizing radiation using semiconducting material

*川﨑 治[1]，中村 徹哉[1]

[1]宇宙航空研究開発機構 研究開発部門 第一研究ユニット

半導体材料に放射線が入射するとバンドギャップに応じた電子正孔対が生成され外部に取り出すことが出来る。筆者らは宇宙空間の放射線環境を利用するエナジーハーベスティングの成立性について検討した。

キーワード：エナジーハーベスティング，宇宙機，太陽電池，太陽陽子線，捕捉電子線

1. 緒言

宇宙空間における主電力源である太陽光の照射されない日陰においても小回路群をワイヤレスにて動作させるための電力源として、宇宙放射線により種々の半導体内に生成される電子正孔対を利用することを照射試験及び放射線環境モデルにより検討した。

2. 照射試験

半導体材料として太陽電池を用い、宇宙用太陽電池としてメジャーな Si、Ge、GaAs に加え耐放射線性に優れる CIGS を照射試験の供試体として用意した。これら材料の諸特性を表 1 に示す。地球近傍の宇宙放射線環境は、太陽から飛来し一部は地球磁場に捕捉された電子線及び陽子線から構成される。陽子線照射は高崎量子応用研究所のイオン注入装置及びタンデム加速器、電子線照射は大阪府立大学の加速器及び高崎量子応用研究の加速器を用いた。試験は室温にて実施し、照射試験中に発生する太陽電池の短絡電流 Isc を発生電流として計測した。

表1　照射試験に用いた太陽電池の諸特性

	Eg[eV]	厚さ[μm]	耐放射線性
Si	1.1	200	△
Ge	0.66	200	△
GaAs	1.42	470	○
CIGS	1.25	2	◎

ビーム電流 100nA/cm^2 時の照射エネルギーに対する各材料の発生電流について、図 1 に電子線照射時の結果を示す。Si については照射エネルギーの増加に対応して生成する電子正孔対が増加し発生電流が増加する。しかしながら 250keV 以上のエネルギー領域では電子線が太陽電池を貫通するため発生電流が飽和する。1MeV 電子線照射時の Si と Ge の発生電流を比較すると Ge が約 1.7 倍の発生電流をもつ。これはキャリアの拡散長の差に対応するものと判断できる。一方、GaAs は発生電流が低い。GaAs はワイドバンドギャップ材料であるため高い起電圧が期待できるものの、拡散長が短いため十分な電流が取り出されていないと考えられる。CIGS は照射エネルギーの増加に従って発生電流が減少するが、これは CIGS の薄さにより高エネルギー側では容易に放射線が貫通して十分な電子正孔対が得られないものと判断できる。

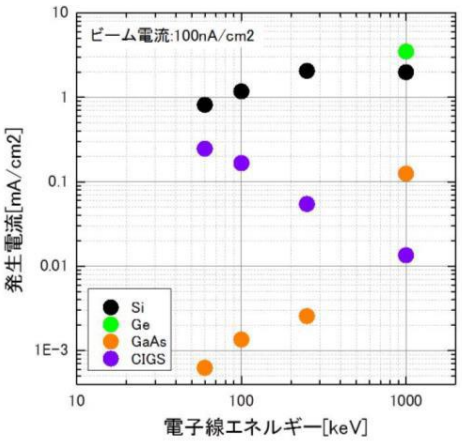


図 1　発生電流の照射エネルギー依存性

3. 発電量見積り及びまとめ

電子線及び陽子線の照射結果を用いて、静止軌道の放射線環境下における発電量を見積もった。素子として Si を用いた場合、電子線で 10μA/cm^2 、陽子線で 0.03μA/cm^2 程度の電流が得られる見込みとなった。エネルギーハーベスティング用部品には 1μA 以下で動作できるものもあり、宇宙放射線により回路を動作させることが出来る可能性がある。また適切な蓄電デバイスとの組み合わせることによりデータの送信などのネットワーク構築が出来る可能性がある。

*Osamu Kawasaki[1], Tetsuya Nakamura[1]

[1]Japan Aerospace Exploration Agency

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

[2O10-14] Low-temperature detector, semiconductor detector

Chair: Hideo Tomita (Nagoya Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O10] Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*Yuki Shuto[1], Naoko Iyomoto[1], Takehiro Kuroiwa[1], Keisuke Maehata[1], Akira Takano[1], Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Tasuku Hayashi[2], Hatuka Muramatu[2] (1.Kyushu Univ., 2.ISAS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2O11] High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maeahata[2], Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], Kazuhisa Mitsuda[4] (1.JAEA NCL, 2.Kyushu Univ., 3.JAEA Oarai, 4.JAXA ISAS)

3:00 PM - 3:15 PM

[2O12] Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from ^{237}Np sources with using TES microcalorimeters

*Takashi Yasumune[1], Koji Takashi[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], Hiroyuki Takahashi[2] (1.JAEA, 2.Univ. of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM

[2O13] A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (IV)

*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yum Kim[1], Tatsuya Ito[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University., 2.Japan Nuclear Fuel Limited.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2O14] Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] (1.Tohoku University, 2.JNFL, 3.Tohoku Inst.Tech.)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

厚いメンブレン構造を持つ ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータの開発

Development of robust TES microcalorimeters for gamma ray detection

*首藤 祐輝[1]、伊豫本 直子[1]、吉峰 郁海[1]、黒岩 健宏[1]、前畑 京介[1]、高野 彬[1]、善本 翔大[1]、
満田 和久[2]、永吉 賢一郎[2]、林 佑[2] 、村松 はるか[2]
[1]九州大学大学院工学府，[2]宇宙科学研究所

超伝導転移端温度計 (TES) 型マイクロカロリーメータを用いて、優れたエネルギー分解能を持つ検出器開発を目指している。ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータを製作し、ガンマ線照射実験を行った。

キーワード：放射線計測， 超伝導転移端温度計，厚いメンブレン構造を持つ TES，ガンマ線検出器

1. 緒言

現在、開発されている放射線検出器の中で優れたエネルギー分解能を実現しているものに TES 型マイクロカロリーメータがある。TES 型マイクロカロリーメータは主に 0.1～100 keV 程度の X 線領域において利用されている。これをさらに高いエネルギーであるガンマ線領域で利用する事を考え、500 keV～2 MeV 程度のガンマ線に対して、より優れたエネルギー分解能を持つガンマ線検出器の開発を目指す。このような検出器は高バックグラウンド下での放射性核種の同定や、高精度な成分分析に役立つと考えられる。

2. ガンマ線検出用 TES 型マイクロカロリーメータの製作及びガンマ線検出実験

実効的な吸収効率を得るためには厚い吸収体が必要となる。一般的な TES 型マイクロカロリーメータは TES と冷熱浴との熱リンクが厚さ 1 μm 程度の窒化シリコン膜などから成るメンブレン（薄膜）構造を持つ。しかし、吸収体が大きくなるとその重みにより、素子自体が破損しやすくなる。従って、熱リンクの構造を厚くし、強度を高める必要がある。ただしメンブレンは厚くすると、熱リンクの熱伝導度が大きくなり、メンブレン外部から TES に伝わる熱が増え、熱的なノイズが増加する。

今回形成したメンブレン構造の厚さは 17 μm である。この構造により一般的なメンブレン構造よりは強度を高めつつ、メンブレン構造を持たない素子に比べて熱リンクの熱伝導度を抑えることを図った。そして製作した素子を用いて素子の特性測定および線源としてセシウム 137 を用いた、ガンマ線検出実験を行った。

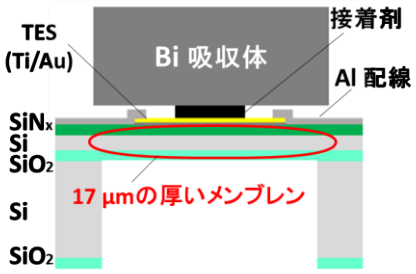


図 1 素子の断面図

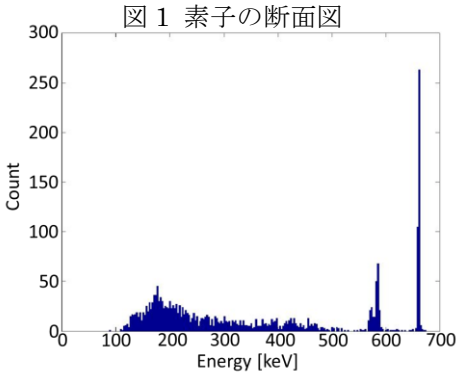


図 2 得られたエネルギースペクトル

3. 結論

熱リンクの熱伝導度は 80 nW/K、TES の転移温度は 162 mK であった。そしてエネルギー分解能は 662 keV に対して 2.2 keV、ベースライン幅は 1.6 keV を得た。

しかし、このベースライン幅は設計値と比較して悪い為、現在その悪化の原因について探究しており、今後はそれを踏まえ新たな素子を製作する予定である。

---

* Yuki Shuto [1], Naoko Iyomoto[1], Ikumi Yoshimine[1], Keisuke Maehata[1], AkiraTakano[1],Shota Yoshimoto[1], Kazuhisa Mituda[2], Kenichiro Nagayoshi[2], Hayashi Tasuku[2],Haruka Muramatu[2]

[1] Kyushu Univ., [2] Institute of Space and Astronautical Science

TES 型マイクロカロリーメータを用いた超ウラン元素の高精度分光分析

High-resolution Spectrometry of Transuranium Elements using the TES microcalorimeter

*中村 圭佑[1]，前畑 京介[2]，杉本 哲也[2]，伊豫本 直子[2]，石橋 健二[2]，森下 祐樹[1]，高崎 浩司[3]，満田 和久[4]

[1]JAEA 核サ研，[2]九州大学，[3]JAEA 大洗，[4]JAXA 宇宙研

超ウラン元素から放出される L X 線測定用の超伝導相転移端温度計（TES）型マイクロカロリーメータについて、主要な超ウラン元素から放出される LX 線測定実験を行った。得られた LX 線エネルギースペクトルより分光分析に十分な性能（エネルギー分解能）を有していることを確認した。

キーワード：超ウラン元素，L X 線，TES 型マイクロカロリーメータ

1. 緒言

核燃料施設等で取り扱う超ウラン元素は、その多くがα線を放出するため、内部取り込み時の被ばくリスクが高く、管理上、非常に重要な核種である。そこで、超ウラン元素の新たな定性・定量手法として、高分解能 X 線検出器である TES 型マイクロカロリーメータを用いた、高精度 LX 線分光分析について研究開発を行っている。TES 型マイクロカロリーメータを用いた、高精度 LX 線分光分析を実現することで、被ばく評価や、環境分析等の分野における応用が期待される。

本研究では、これまでに、LX 線測定用 TES 型マイクロカロリーメータの開発を行い、性能確認のため、主要な超ウラン元素を用いた LX 線測定試験を行ってきた。今回は、これらの試験結果の総括として、これまでに取得した各核種の LX 線エネルギースペクトルについて報告する。

2. 実験

LX 線測定用 TES 型マイクロカロリーメータとして、厚さ 5μm の Au 吸収体を有する TES 型マイクロカロリーメータを使用して、測定試験を行った。測定対象となる LX 線のエネルギーレンジは 10～25keV であり、厚さ 5μm の Au における吸収効率は 30～80%となる。LX 線用 TES 型マイクロカロリーメータを無冷媒希釈冷凍機により約 100mK まで冷却した後、バイアス電流を通電することにより超伝導－常伝導転移領域に保持し、線源から放出される LX 線の測定を行った。超ウラン元素線源として、Pu-239（119kBq）、Am-241（370kBq）、Cm-244（40kBq）及び Np-237（222Bq）を使用した。

3. 結果

LX 線用 TES 型マイクロカロリーメータにより取得した超ウラン元素線源の LX 線エネルギースペクトルを図-1 に示す。いずれの核種についても、主要な LX 線のピークを半値幅 100 eV 以下で明確に弁別できていることが確認された。これより、使用した LX 線 TES 型マイクロカロリーメータは、高精度分光分析への適用について十分な性能を有していることを確認した。

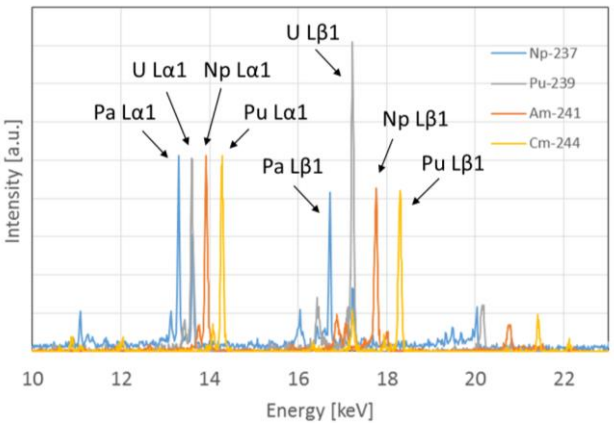


図-1　LX 線エネルギースペクトル

*Keisuke Nakamura[1], Keisuke Maehata[2] Tetsuya Sugimoto[2], Naoko Iyomoto[2], Kenji Ishibashi[2], Yuki Morishita[1], Koji Takasaki[3], and Kazuhisa Mitsuda[4]

[1]JAEA NCL, [2]Kyushu Univ., [3]JAEA Oarai R&D Development center, [4]JAXA ISAS

超伝導転位端センサによる ^{237}Np 線源の X 線及びγ線スペクトル計測

Spectroscopic Measurements of X rays and γ rays emitted from ^{237}Np sources with using TES microcalorimeters

*安宗 貴志[1]，高崎 浩司[1]，伊藤 主税[1]，大野 雅史[2]，入松川 知也[2]，高橋 浩之[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

代表的なマイナーアクチニドの一つである ^{237}Np について、錫放射線吸収体を搭載した超伝導転移端センサによる硬 X 線及びγ線の精密測定試験を実施した。得られた硬Ｘ線γ線エネルギースペクトルの解析を行ない、超伝導転移端センサのピーク弁別能力等を評価した。

キーワード：超伝導転位端センサ，^{237}Np

1. 緒言

核物質の核種分析・同定方法は、発生する硬Ｘ線やγ線等の検出を主な手法とする非破壊測定と、化学分析を主とする破壊測定に大別される。非破壊測定法は破壊測定法に比べて作業効率や安全性に優れている。しかしながら、既存スペクトロメータのエネルギー分解能では Pu やマイナーアクチニド(MA)に起因したエネルギーピークを完全に分離することが出来ず、正確な核種同定及び定量は困難である。そこで我々は、極めて高いエネルギー分解能を有する超伝導転移端センサ(TES：Transition Edge Sensor)により硬Ｘ線やγ線を計測し、Pu や MA 全元素を精密に弁別、分析しうる核種同定分析技術を確立することを目指している。本研究では、代表的な MA である ^{237}Np の測定試験で得られた硬 X 線γ線エネルギースペクトルの解析を行ない、TES のピーク弁別能力等を評価した。

2. 実験

測定試験は原子力機構大洗研究開発センターのナトリウム分析室にて実施した。本測定では、Al カバーに封入された厚さ 1.0 mm、重量 80 mg の $^{237}NpO_2$ 箔の線源と、厚さ 300 μm、面積 500×500 μm^2 の Sn 吸収体を Ir/Au 二層薄膜上に Au バンプポストで接続した構造を持つ TES を用いた。線源を冷凍機の外側に配置し、冷凍機内部に取り付けた TES に Be 窓を通して X 線及びγ線を照射した。2.5 時間の連続測定により検出信号パルスを PC に取得した後、最適フィルター法を用いて波高値を解析し、スペクトルを作成した。

3. 結果・考察

測定により得られたエネルギースペクトルを図 1 に示す。^{237}Np から放出される 86.5 keV のγ線ピークに対してガウス関数でフィッティングを行ない、半値幅 89 eV が得られた。また、^{237}Np や放射平衡にあるその娘核種の ^{233}Pa の壊変に伴い放出されるγ線や K-X 線も弁別出来ており、TES が MA 等の硬Ｘ線γ線の精密分析に有効であることが確認できた。

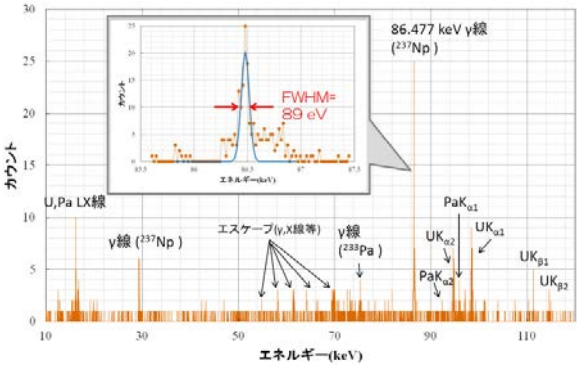


図 1　^{237}Np の X 線及びγ線スペクトルとエネルギー分解能とピーク弁別能力評価結果

*Takashi Yasumune [1], Koji Takasaki[1], Chikara Ito[1], Masashi Ohno[2], Tomoya Irimatsukawa[2], and Hiroyuki takahashi[2]
[1]JAEA., [2]Univ. of Tokyo.

臭化タリウム半導体検出器の再処理施設への適用に関する検討その４

A study on application of TlBr semiconductor detectors for the reprocessing plant (Ⅳ).

*木村 乃久[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，砂庭 広季[1,2]，金 聖潤[1]，伊藤 辰也[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大学，[2]日本原燃㈱

使用済み燃料再処理施設では工程監視及び臨界管理の向上のため，小型高検出効率且つ高いエネルギー分解能の放射線検出器を追設する要求がある．しかし市販の検出器では要求を満たす放射線検出器がない．本研究では再処理施設用に臭化タリウム(TlBr)結晶を用いた放射線検出器を製作し，その性能を評価した．
キーワード：臭化タリウム（TlBr），半導体検出器，再処理施設

1. 緒言

使用済み燃料再処理工程は高放射線量場であるため，小型のγ線検出器結晶でも十分な計数率が期待できる．しかし小型の結晶の場合，γ線が結晶を透過してしまうため，高密度且つ高い原子番号の材料が必要である．また，再処理工程では多くの放射性核種が存在するため，それぞれのγ線ピークを分離するために高いエネルギー分解能が必要である．そこで近年新たな検出器材料として研究が進められている TlBr（密度：7.56g/cm^3，原子番号 Tl:81，Br:35）に着目し，放射線検出器を製作した．

2. 放射線検出器の製作

高検出効率，高エネルギー分解能が期待できる臭化タリウム結晶を用い，Capacitive Frisch Grid 型検出器を製作した。また，この検出器を搭載したプリアンプ一体型の放射線検出器を製作した（Fig.1 参照）．

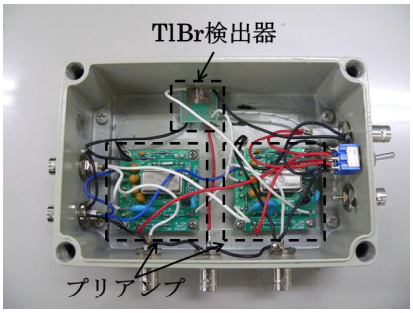


Fig.1 開発した TlBr 検出器

3. 性能評価

密封線源を用いて，使用済み燃料に含まれる ^{137}Cs と ^{60}Co の強度比を模擬してγ線スペクトルを測定し，半値幅及びピーク対コンプトン比を測定した．性能の比較を行うため CdTe 化合物半導体検出器及び CsI(Tl) シンチレーション検出器でも同様にデータを採取した．その結果，TlBr 検出器は再処理工程で使用できる十分なエネルギー分解能が得られた（Fig.2 参照）．また，他の 2 つの検出器より高いピーク対コンプトン比と高い検出効率であった．更に，約 470 時間の連続運転でも大きなスペクトルの変化はなく，高い安定性が確認できた（Fig.3 参照）．

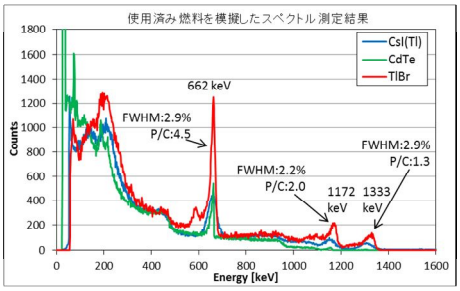


Fig.2 スペクトル測定結果

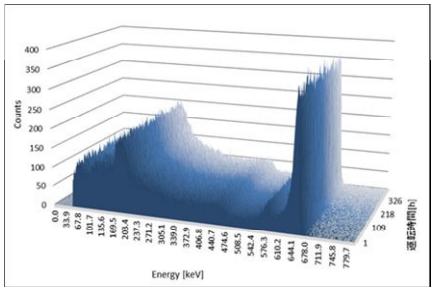


Fig.3 約 470 時間連続運転結果

4. 結論

本研究で製作した TlBr 検出器は，再処理施設で使用するために必要なエネルギー分解能及び長期安定性を示した．これにより本検出器の再処理施設への適用の可能性が高まった．

*Norihisa Kimura[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Hiroki Sunaba[1,2], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1] and Keizo Ishii[1]
[1]Tohoku University, [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

三次元相互作用位置情報を用いたTlBr検出器のエネルギー分解能改善

Improvement of energy resolutions of TlBr detectors using three-dimensional interaction position information

*砂庭 広季[1,2]，人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，木村 乃久[1,2]，小野寺 敏幸[3]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，石井 慶造[1]
[1]東北大，[2]日本原燃㈱，[3]東北工大

TlBr検出器はガンマ線に対して非常に高い感度を有する。本研究ではピクセル型TlBr検出器を製作し、三次元相互作用位置情報を用いる事によってそのエネルギー分解能の改善を試みた。

キーワード：TlBr，ガンマ線検出器，ピクセル型検出器，デジタル信号処理

1. 緒言

臭化タリウム（TlBr）は禁止帯幅2.68 eVを持つ化合物半導体である。TlBrは原子番号がTlで81番，Brで35番と高く，密度も7.56 g/cm^{3}と高いためにガンマ線の吸収効率が非常に高い。TlBr結晶中の正孔の移動度・寿命時間積は10^{-4} cm^2/Vと電子の移動度・寿命時間積である10^{-3} cm^2/Vと比べて約1桁小さい。そのため，TlBr検出器のエネルギー分解能を向上させるため，電子の移動のみが電荷誘起に寄与する単極性電荷有感型検出器の開発が行われている。しかし，その検出器のエネルギー分解能はキャリアである電子のトラップや検出器内の重み付き電位の変動などによって制限されている。そこで，本研究では単極性電荷有感型検出器であるピクセル型TlBr検出器の出力波形を三次元相互作用位置情報を用いて波高値補正し，エネルギー分解能の改善を行った。

2. 実験

ピクセル型TlBr検出器（ピクセルサイズ：1 mm × 1 mm，厚さ：4.36 mm）を室温で動作させ，陰極に500 Vを印加し，陽極を接地電位とした。検出器に^{137}Csからのγ線を照射し，ピクセル1〜4の陽極及びガード電極はA250プリアンプに接続し，陰極はA250CFプリアンプに接続し増幅した。その後，デジタイザ（サンプリングレート：10 MS/s，垂直分解能：14 bit）により出力波形をPCに保存した。その波形データを台形フィルタにより整形後，三次元相互作用位置情報を用いて波高値補正し，エネルギー分解能の向上を図った。

3. 考察・結論

陰極信号対陽極信号比から得られるガンマ線相互作用深さ及び検出器のピクセル位置により得られるガンマ線検出位置の情報を用いて，検出器全体から得られるガンマ線スペクトルのエネルギー分解能の改善を試みた。詳細な結果については当日発表予定である。

---

*Hiroki Sunaba[1,2], Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Norihisa Kimura[1,2], Toshiyuki Onodera[3], Tatsuya Ito[1], Seong Yun Kim[1], Keizo Ishii[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JNFL, [2]Tohoku Inst Tech.

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

[2O15-19] Scintillation detctor, Gas detector

Chair: Ryoichi Taniguchi (OPU)

Thu. Sep 8, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O15] Development of a portable gamma-ray spectrometer using unfolding technique

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1], Masakazu Nakanishi[1] (1.Mitsubishi Electric Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM

[2O16] Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement

*Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4] (1.Hokudai University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nagoya University, 4.Hitachi Chemical)

4:20 PM - 4:35 PM

[2O17] Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRUST Eu:LiCAF Scintillator

*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3] (1.Nagoya Univ. Engineering, 2.MHI LTD, 3.AIST)

4:35 PM - 4:50 PM

[2O18] Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K

*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1], Kei Kamada[2,3], Ikuhiro Shoji[3,4], Akira Yoshikawa[2,3,4] (1.Kyushu Univ, 2.New Industry Creation Hatchery Center , Tohoku Univ, 3.C&A corp, 4.Institute for Material Research , Tohoku Univ)

4:50 PM - 5:05 PM

[2O19] Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1] (1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Sharp Co. Ltd., 3.Bioengineering, School of Engineering, The University of tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アンフォールディング手法を用いた 携帯型γ線スペクトロメーターの開発

Development of a Portable Gamma-ray Spectrometer using Unfolding Technique

*東　哲史[1]，林　真照[1]，白附　晶英[1]，西沢　博志[1]，中西　正一[1]

[1] 三菱電機

原子力発電所や加速器施設等の解体には、廃棄物の放射能汚染検査が必要である。大量の廃棄物の放射能濃度を正確に評価するため、アンフォールディング手法を用いてエネルギー分析性能を向上させた携帯型γ線スペクトロメーターを開発している。今回、プロトタイプ機による評価を行ったので報告する。

キーワード：γ線スペクトロメーター，アンフォールディング，応答関数, EGS5, NaI(Tl)シンチレータ

1. 緒言

原子力発電所や加速器施設の解体に伴い発生する放射性廃棄物に対しては、冷却期間や廃棄方法の観点から放射化により発生する核種の評価が必要である。運転中に発生した中性子束等の履歴情報が得られない場合には、放射化の程度を事前評価できないため、現場での放射能核種の同定が必要となる。しかし、一般に放射能分析で用いられる Ge 半導体検出器は携帯に不向きであり、現場測定に適したγ線スペクトロメーターが求められている。そこで、放射能分析装置向けに開発したアンフォールディング手法[1]を応用し、NaI(Tl)シンチレータを用いて携帯型のγ線スペクトロメーターの開発を行っている。

2. プロトタイプ機

図 1 に試作した携帯型γ線スペクトロメーターのプロトタイプ機を示す。プロトタイプ機は、γ線検出器に小型の NaI(Tl)シンチレータを採用している。本体は、信号処理回路、演算装置、表示パネル等を一体化したユニットで構成され、重量は約 2 kg となっている。本機は、解体前の構造物等を計測する場合も想定しており、検出器前面へ平行入射するγ線に対する応答関数を用いてアンフォールディングを行い、検出器入射面でのγ線束を算出している。なお、応答関数は EGS5 により算出したものを用いている。

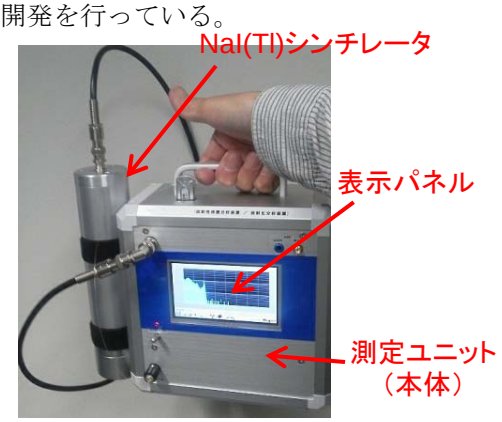


図 1 プロトタイプ機の外観

3. 性能評価

線源と検出器が比較的近い場合、検出器に入射するγ線は平行照射とみなせないため、応答関数に差異が生じアンフォールディング結果の不確かさが大きくなることが想定される。そこで、アンフォールディングに用いる応答関数の依存性を確認するため、プロトタイプ機を用いて ^{137}Cs 点線源（662 keV）と検出器の距離を 0.5～90 cm の間で測定し、測定位置の点線源から照射される場合と一様に平行照射される場合の二通りの応答関数を用い、入射γ線束をそれぞれ求めた（図 2）。距離 60 cm 以上では、応答関数による差異は殆どないことが判った。以上の結果、平行照射による応答関数を用いたアンフォールディングを行うことにより、入射γ線束を求めることができ、被対象物中の奥行き方向の線源分布を推定できる見込みを得た。今後、近傍に存在する線源や面線源への対応について検討する。

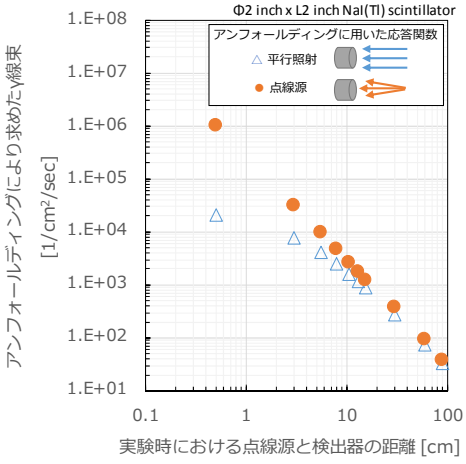


図 2 応答関数の違いによる アンフォールディング結果

参考文献

[1]東　哲史, 林　真照, 西沢　博志, 他,「アンフォールディング手法を用いた NaI(Tl)シンチレーション式放射能分析装置の開発と性能評価」, KEK Proceedings 2015-4, p.15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Akihide Shiratsuki[1], Hiroshi Nishizawa[1] and Masakazu Nakanishi[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

α線計測用 GPS 系シンチレータプレートの性能と生産性向上の試み

Attempt to improve performance and productivity of GPS type scintillator plate for α ray measurement

*大西　将矢[1]，金子　純一[1]，鍋田　志生[1]，樋口　幹雄[1]，
森下　祐樹[2]，井﨑　賢二[2]，山本　誠一[3]，石橋　浩之[4]
[1]北大院・工，[2]日本原子力研究開発機構，[3]名古屋大学，[4]日立化成

可搬型 Pu 検出用 α 線測定装置の開発を行っている。本報告においては装置で使用する GPS:Ce 焼結体シンチレータの性能と生産性の向上に関する試みについて述べる。

キーワード：ガドリニウムパイロシリケート，α 線計測

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉作業、MOX 燃料取扱施設の放射線管理業務等では、現場で簡便に Pu を検出する装置が求められている。そこで位置検出とエネルギー弁別の組み合わせによって、天然ラドン子孫核種:Pu=50:1 の環境下でも 5 分以内に検出可能な α 線検出装置の開発を行った。この装置では α 線計測用として $Gd_2Si_2O_7$:Ce(GPS)焼結体シンチレータプレートを開発し使用したが、図 1(a)に示すようにエネルギー損失によって低エネルギー側に裾を引き、ラドン子孫核種弁別性能に改善の余地があった。本報告では GPS 焼結体シンチレータプレートのエネルギー弁別性能の改善と量産化に向けた生産性の向上に関する試みについて述べる。

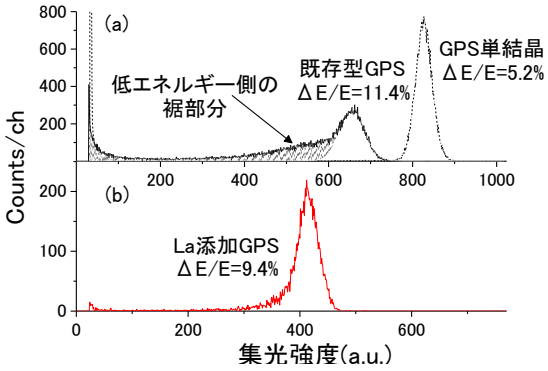


図 1.（a）既存 GPS 焼結体プレートとリファレンス用 GPS 単結晶、（b）La 添加 GPS 焼結体プレートの α 線応答スペクトル測定例

2. 実験　既存型 GPS 焼結体の製作方法を以下に示す。Gd_2O_3、SiO_2、CeO_2 粉末をメノウ遊星ボールミルで粉砕混合し Cold Isostatic Press (CIP)で成形後、1700℃で 10 時間焼結した。これを粉砕し、ふるいで 75μm 以下に分級後再度 CIP で成形、1710℃で 100 時間焼結した。この焼結体を 1200℃の窒素雰囲気でアニール後、厚さ 2mm 程度にスライスした。焼結後の結晶粒径は 70μm 程で、ボイドを埋めるためエポキシを含浸し、ガラスに固定して 50μm まで研磨。最後に 50mm 角に切断した。焼結時に発生するボイドの抑制、結晶粒径向上による透明度改善の試みとして、本研究では高温焼結、Hot Isostatic Press(HIP)成形、徐冷、La の添加等を行い、性能評価は ^{241}Am からの α 線(5.5MeV)を使用して行った。

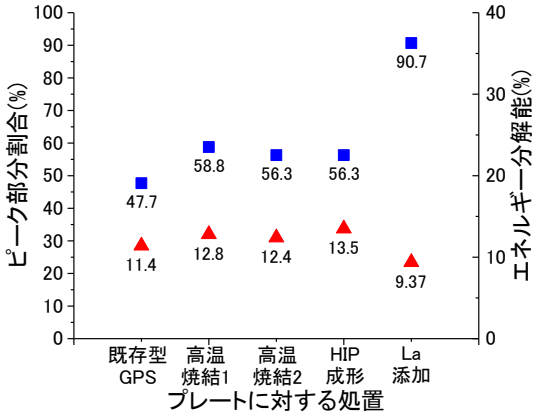


図 2.　各シンチレータプレートのピーク中のガウス分布が占める割合とエネルギー分解能

3. 実験結果　図 1(b)に La 添加 GPS の α 線応答スペクトル測定例を示す。図 2 に各方法で製作したシンチレータプレートの α 線に対する全計数に対するピーク部分割合とエネルギー分解能を示す。既存 GPS 焼結体でピーク部分割合は 48%程度でしかなかったが、高温焼結、HIP によって 10%程度の向上が見られ、La_GPS 焼結体では 90%以上に大きく改善した。La 添加 GPS ではエネルギー分解能も 10%より優れ、シンチレータプレート製作上の大きな労力を要した分級作業も省略可能であり、生産性も大きく向上した。今後はプレート製作時の焼結時間や温度等の最適化、作製行程の簡略化、装置性能の評価、別目的ではあるが中性子イメージング性能評価等を行う。

[1*]Masaya Onishi[1], Junichi H. Kaneko[1], Shisei Nabeta[1], Mikio Higuchi[1], Yuki Morishita[2], Kenji Izaki[2], Seiichi Yamamoto[3], Hiroyuki Ishibashi[4]／[1]Hokkaido University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Nagoya University, [4]Hitachi Chemical

TRUST Eu:LiCAF を用いた多重球殻構造を有する一球型中性子スペクトロメータの評価

Characterization of Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRSUT Eu:LiCAF Scintillator

*水越 友亮[1]，渡辺 賢一[1]，瓜谷 章[1]，山崎 淳[1]，井口 哲夫[1]
尾方 智洋[2]，村松 貴史[2]，松本 哲郎[3]，増田 明彦[3]
[1]名古屋大学，[2]三菱重工，[3]産業技術総合研究所

従来の多球ボナー球中性子スペクトロメータを一つの検出器にまとめた一球型検出器を考案した。熱中性子検出器用シンチレータに透明な TRUST Eu:LiCAF を使用した検出器を試作した。今回は産業技術総合研究所の中性子標準場において、作製した高フラックス用検出器を用いて単色中性子を測定し、そのスペクトルをアンフォールディング手法により得ることを試みた。

キーワード：ボナー球，中性子スペクトル，LiCAF シンチレータ、アンフォールディング

1. 緒言

現在用いられている中性子スペクトロメータにボナー球中性子スペクトロメータがある。ボナー球中性子スペクトロメータは複数の検出器が必要であるため、測定時間が長くなることや高線量場での測定では検出器交換の際の作業員の被ばく線量の増加が問題となる。また、^{3}He の供給量不足から ^{3}He 検出器に変わる検出器が必要である。そこで先行研究として、一つのポリエチレン球内に複数の検出部を球殻状に配置した一球型検出器が考案された。本研究では透明で信号波高分布にピークを生じ、柔軟で加工が容易な中性子検出媒体（Transparent Rubber SheeT type Eu:$LiCaAlF_6$: TRUST Eu:LiCAF）を使用した検出器を試作し、単色中性子場での測定と、シミュレーションとにより応答関数の評価を行ってきた。より広範囲の中性子束に対応するために感度の異なる二種類の検出器を試作した。今回は、作製した高フラックス用検出器を用いて産業技術総合研究所の中性子標準場を測定し、さらにそのスペクトルアンフォールディングを試みた。

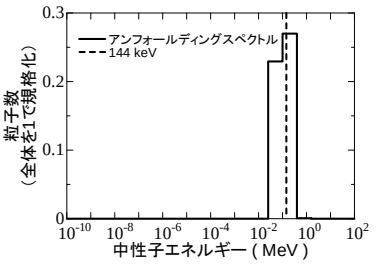


図１　単色中性子場 144 keV のアンフォールディング結果

2. 検出器概要

TRUST Eu:LiCAF で生じた光を、それぞれの側面に設置された波長シフトファイバーで収集、端面まで伝達させる。端面に接続した光電子増倍管によって光を電気信号に変換し、波形整形、信号増幅を行った後に波高分布を取得した。今回、５層構造の一球型検出器を製作した。

3. 実験・結果

作製した高フラックス用検出器を用いて産業技術総合研究所の中性子標準場を測定し、スペクトルアンフォールディングを試みた。単色中性子場 144 keV のアンフォールディング結果を図１に示す。

*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1],Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], and Akihiko Masuda[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

77K における GAGG 結晶のシンチレーション特性

Scintillation property of GAGG crystals at a temperature of 77K

*都留 由紀子[1]，前畑 京介[1]，鎌田 圭[2,3]，庄子育宏[3,4]，吉川彰[2,3,4]

[1]九州大学，[2]東北大未来科学センター，[3](株)C&A，[4]東北大金材研

優れた γ 線検出用シンチレータを開発するためには、シンチレーション発光機構の物理的解明が必要である。本研究では、$Gd_3Al_2Ga_3O_{12}$(GAGG:Ce)結晶を液体窒素温度(77K)まで冷却したときのシンチレーションの発光特性を確認した。

キーワード：GAGG 結晶，アバランシェフォトダイオード

1. 緒言

入射γ線のエネルギー吸収に伴うシンチレーション発光機構を物理的に解明するためには、励起電子の熱遷移が十分に抑制される 77K 以下の極低温領域に冷却された様々なシンチレータ結晶についてγ線応答を測定する必要がある。シンチレーション光の測定において、一般的には光検出器として光電子増倍管が用いられているが、光電陰極の物理的特性により 150 K 以下の温度で測定を行うことが出来ない[(1)(2)]。そこで本研究では、光検出器としてアバランシェフォトダイオード(APD)を用い、極低温領域で測定可能なシンチレーション光検出装置を構築し、液体窒素で冷却した GAGG 結晶のγ線応答を測定した。

2. 実験

本研究では、C&A 社で作製された $10\times10\times10\ mm^3$ の GAGG 結晶、$2\times2\times2\ mm^3$ の GAGG 結晶及び HR-GAGG 結晶をγ線で照射した時のシンチレーション光を、浜松ホトニクス社製 S8664-50K で検出した。図 1 に示すように、AMPTEK 社製集積回路 A250 を使用して、FET を APD に隣接配置したシンチレーション光検出回路を製作した。各結晶を 77K の温度に冷却し、^{137}Cs 線源から放出されるγ線で照射したときにシンチレーション光検出回路から出力される電圧パルス信号のパルス波高分布を測定した。回路に流れるドレイン電流の大きさを増加させることで、波高値の向上を確認できた。

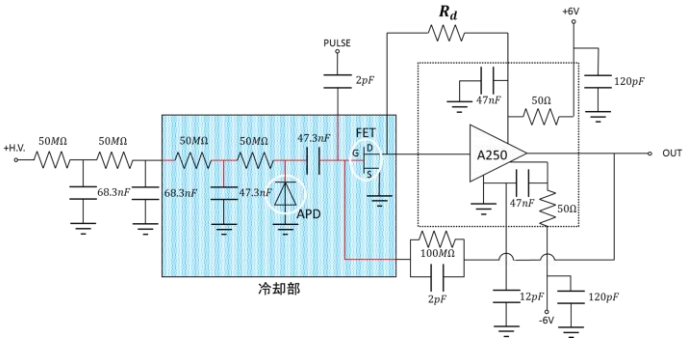


図 1　検出回路図

3. 結論

極低温領域において測定可能なシンチレーション光検出装置の構築を行った。本講演では、製作した装置を用いて取得した 77K における GAGG 結晶のシンチレーション特性について報告する。

参考文献

[1] M. Ichige, T. Doke, Y. Doi, and Y. Yoshimura, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A327 (1993) 144.

[2] V. Y. Chepel, H. M. Araujo, M. I. Lopes, R. Ferreira Marques, and A. J. P. L. Policarpo, Appl. Radiat. Isot., 46 (1995) 495.

*Yukiko Tsuru[1], Keisuke Maehata[1]

[1]Kyushu Univ.

Characterization of a double-grid-type MSGC with two-dimensional readout using LCD technology

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Hiroaki Miyoshi[2], Kenji Shimazoe[3], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,

[2]Sharp Co. Ltd., [3]Bioengineering, School of Engineering, The University of Tokyo.

Abstract

A new example of two-dimensional double-grid-type MSGC using the latest LCD technology from Sharp, Co. Ltd was introduced here. The insulator layer between two electrode layers can stand over 800V which is very nice. The charge division relationship of two readout electrodes was measured. The energy spectral and the gas gain of the MSGC were measured.

Keywords: MSGC, Micro-pattern, Gas detectors, flat panel detector

1. Introduction

Recently, Liquid Crystal Display technology based on a fine electrode pattern on a glass is able to fabricate the pixels and switching amorphous transistor on the same glass. This technology intends to integrate many fine pixels as to~100um x 100um on one device, which is compatible with micro pattern gaseous detectors such as micro-strip gaseous chambers (MSGC). We introduced a new example of two-dimensional double-grid-type MSGC using the latest LCD technology from Sharp, Co. Ltd. The two grid design means it is flexible to adjust the voltage and is able to achieve higher gain. And two read out electrodes, the grid 2 and cathode, were both designed to get the signal.

2. Design and Characterization of the MSGC

Figure 1 showed the design of MSGC electrodes. It's a double layer structure which contains two dimension readout. Figure 2 shows the charge division between Grid 2 and cathode when both of them voltage are 0V, which showed that the charge were divided almost equally in two electrodes. And when the voltage of Grid 2 increased the ratio of grid 2 to cathode was decreased due to the electric field change..

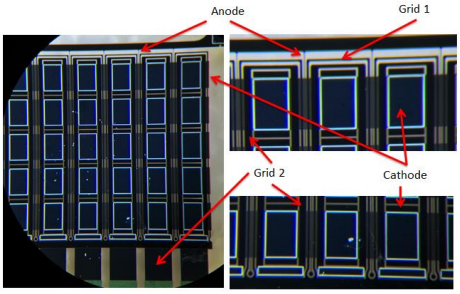


Figure 1. Structure of the MSGC electrodes.

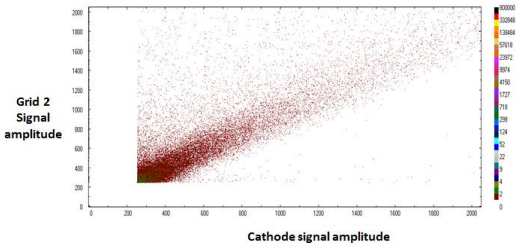


Figure 2. Relationship of signal amplitude from two electrodes.

In our experiments the MSGC achieved the maximum gain of 870 when the voltages were 807V for anode, 400V for grid 1, and 0V for grid 2 and cathode.

3. Conclusion

The maximum voltage on the insulator layer between two electrode layers can stand over 807V which is very nice. The charge division relationship of two readout electrodes was very useful for the optimization of the design.

References

[1] Takahashi, H.,et al "Development of a new multi-grid-type microstrip gas chamber." NUCL INSTRUM METH A, 2002, 477(1-3): 13-16.

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

[2O20-23] Laser spectroscopy

Chair: Tatsuyuki Maekawa (Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corp.)
Thu. Sep 8, 2016 5:25 PM - 6:30 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[2O20] Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)

*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa^[1] (1.The University of Tokyo, 2.Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[2O21] Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro IWATA[2], Kyunghun JUNG[2], Shuichi Hasegawa[2] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The University of Tokyo)

5:40 PM - 5:55 PM

[2O22] Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsuishi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Tetsuo Iguchi[1], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] (1.Nagoya Univ., 2.RIKEN Nishina Center, 3.Johannes Gutenberg-University Mainz, 4.Kogakuin University)

5:55 PM - 6:10 PM

[2O23] Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Jin Lei[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2] (1.Nagoya Univ., 2.Sekisui Medical Co., Ltd.)

6:10 PM - 6:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ストロンチウム同位体イオンのレーザー冷却による分光分析法の開発(3)

Development of laser cooling and analysis on Sr isotope ions (3)

*鄭 京勲[1]、岩田 圭弘[1]、山本 和弘[1]、若井田 育夫[2]、宮部 昌文[2]、長谷川 秀一[1]

[1]東大院工、[2]原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所の事故により漏洩した放射性物質である ^{90}Sr は、その特性から分析の迅速化が要求されている。本研究ではレーザー共鳴イオン化とイオントラップ・レーザー冷却法を組み合わせた迅速分析装置を開発している。発表では本装置の開発の進捗状況について報告する。

キーワード:

ストロンチウム，共鳴イオン化質量分析法，レーザー冷却，イオントラップ，同位体分析

１．緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故により漏洩する様々な放射性物質の中の一つである ^{90}Sr は、β 崩壊により ^{90}Y から ^{90}Zr に変化する過程で大きな崩壊エネルギーを放つ特性を持つ。また Sr は Ca と同じアルカリ土類金属であり、その化学的性質が類似している。したがって人体に取り込まれると骨に沈着しやすく、その危険性が高い。さらに ^{90}Sr の分析は、数週間を要することからその迅速化が望まれている。そこで我々は、レーザー共鳴イオン化質量分析法とイオントラップ・レーザー冷却法を用いた ^{90}Sr の迅速測定の可能性を検討している。本発表では Sr 同位体イオンの捕獲及び分光のための装置開発と、同装置により実現された Sr 同位体イオンの分光結果について述べる。

２．実験

本装置は､以下の３つの要素から構成されている:（１）オーブンにより加熱された試料から原子ビームを、レーザーを用いて共鳴イオン化を行うイオン化部（２）イオン化部で生成されたイオンビームの質量分析を行い、トラップ部まで輸送する質量分析部（３）輸送されてきたイオンを電場により捕獲し、周波数制御された半導体レーザーでその冷却を遂行するトラップ部｡捕獲冷却されたイオンが発する蛍光は高感度 CCD カメラと、光電子増倍管により同時に観測される。

３．結果・考察

開発した分析装置の性能評価のため、まず本装置に Sr 試料を導入して、Sr^+のイオンビームが共鳴イオン化により正常に生成されるかをマイクロチャンネルプレートにより確認した。次に設置された四重極質量分析器が有効に働いているかについての評価も行った。さらに、質量分離されたイオンビームから Sr 同位体イオンをトラップ内に捕獲し、レーザーを用いて着目同位体だけを選択的に冷却することに成功した。また冷却効率を高くすることで捕獲イオンの結晶化も実現できた。レーザーにより冷却効率を高くしたことで、捕獲イオンの結晶化及び分光データを取得した。これらの結果を踏まえて、今後は装置の検出効率向上について検討する。そのため装置のイオン輸送効率を改善し、捕獲イオンが加熱される要因を抑えるための対策を施す。

---

*Kyunghun Jung[1], Yoshihiro Iwata[1], Kazuhiro Yamamoto[1], Ikuo Wakaida[2], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Tokyo Univ., [2]JAEA.

レーザー共鳴イオン化法によるストロンチウム同位体分析法の開発（4）

Development of resonance ionization mass spectrometry of Sr isotopes (4)

*宮部昌文[1]，大場正規[1]，赤岡克昭[1]，若井田育夫[1]，岩田圭弘[2]，鄭京勲[2]，長谷川秀一[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

レーザー共鳴イオン化質量分析法とイオントラップ計測法を組み合わせた放射性ストロンチウムの同位体分析のために、Sr 原子の多段階共鳴イオン化スキームやそのイオン生成量などについて調べた。
キーワード：共鳴イオン化質量分析法，ストロンチウム，ICE 法，リドベルグ系列

1. 緒言

福島第 1 原発事故に関わる放射能計測では、純β崩壊核種で、^{90}Zr などによる同重体干渉も生じる ^{90}Sr の計測（放射化学的分析法、ICP 質量分析法）に、複雑で時間のかかる化学分離操作が求められることが問題となっている。本研究では、元素や同位体の原子構造の違いを利用して、特定同位体のみを高効率でイオン化できる多段階共鳴イオン化法と、イオンを長時間捕捉することで高感度な計測が可能なイオントラップ計測法を組み合わせることで、迅速かつ高感度な ^{90}Sr 分析法の開発を目指している。本報告では、これまでに実施した分光実験によって得られた Sr の自動電離リドベルグ系列準位とその共鳴イオン化特性について述べる。

2. 実験と結果

真空度 1x10^{-7}torr の真空容器内で、試料を装荷したグラファイトチューブに約 40A を流して加熱し、Sr 原子ビームを発生させた。試料には Sr 標準溶液(和光純薬)100μL を蒸発乾固させた Ti フォイル試料を用いた。原子は３台の波長安定化半導体レーザーを用いて、下図のような isolated-core-excitation 法[1]による３段階共鳴イオン化スキームによりイオン化し、イオン量を四重極質量分析器でパルスカウント計測した。３段目のレーザー波長をスキャンして測定した Sr^+の $5p_{3/2}$ 準位に収束する自動電離リドベルグ系列のスペクトルを下図右に示す。リドベルグ電子が内殻の 5s→5p 電子励起に関与しない場合のピーク(Δn=0)と、主量子数が変化するサテライト構造が Sr^+の遷移波長（点線）近傍に観測され、従来から知られている $4d_{2/3,5/2}$ 準位に収束する系列に加え、$5p_{1/2,3/2}$ 準位に収束する系列の詳細な準位構造をはじめて明らかにすることができた。本研究では系列毎のイオン量の違いについても評価した。

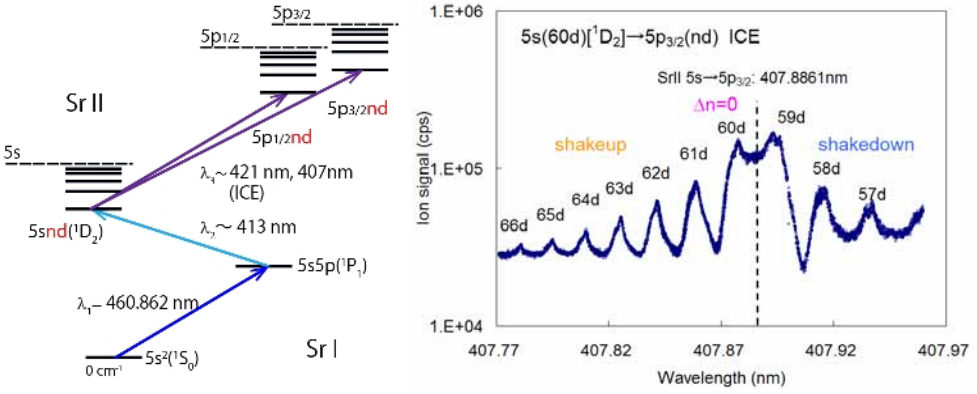


図 ICE 法によるイオン化スキームと Sr^+ $5p_{3/2}$ 準位に収束する自動電離系列

参考文献

[1] W. E. Cooke *et al* Phys. Rev. Lett. 40 (1978) 178-181

*Masabumi Miyabe[1], Masaki Oba[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1], Yoshihiro Iwata[2], Kyunghun Jung[2], Shuichi Hasegawa[2]
[1]JAEA, [2]The University of Tokyo.

放射性 Zr 同位体のための高分解能共鳴イオン化分光法の開発

Development of High Resolution Resonance Ionization Spectroscopy for Radioactive Zr Isotopes

*松井 大樹[1,2]，Vincent Degner[1,3]，中村 敦[1]，齋藤 洸介[1]，Mikael Reponen[2]，大嶽 遼平[1]，
大橋 雅也[1]，Volker Sonnenschein[1,2]，富田 英生[1,2]，山崎 淳[1]，井口 哲夫[1]，Pascal Naubereit[3]，
Klaus Wendt[3]，坂本 哲夫[4]，園田 哲[2]，和田 道治[2]
[1]名古屋大学，[2]理化学研究所仁科加速器研究センター，
[3]ヨハネスグーテンベルク大学マインツ，[4]工学院大学

放射性 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光に向けて、高効率なイオン化スキームの開発に応用できるグレーティング型チタンサファイアレーザーを開発し、安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を行った。

キーワード：Zr-93，共鳴イオン化，自動イオン化準位

1. 緒言　レーザー共鳴イオン化において十分に狭帯域な波長可変レーザーを用いることで、エネルギー準位毎の超微細構造や同位体シフトを区別した高分解分光が可能であり、同位体選択的イオン化による微量長半減期同位体の分析や不安定放射性核種のレーザー核分光に用いられる。本研究では、放射性 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を念頭に、広範な連続波長可変域を持つグレーティング型チタンサファイア（Ti:Sa）レーザーを用いた高効率なイオン化スキームの開発と、狭帯域レーザーである注入同期型 Ti:Sa レーザーを用いた安定 Zr 同位体の高分解共鳴イオン化分光を行った。

2. 広帯域スキャン用グレーティング Ti:Sa レーザーの開発
高分解分光分析のためには、イオン化が容易なリュードベリ準位、または自動イオン化準位を経由したイオン化スキームを用いることが望ましい。そこで、これらの準位を探査するための広範な連続波長スキャンが可能なグレーティング型 Ti:Sa レーザーの開発を行った。Fig. 1 に概念図を示す。反射型グレーティングを Z 字型共振器内に配置し、1 次回折光を閉じ込めることによりレーザー発振を行った。レーザーの発振線幅は、共振器内にプリズムペアを配置して、グレーティングへのレーザーのビーム径を変化させることで調整した。基本波で 715~920 nm の連続波長可変域が得られ、共振器内に BBO 結晶（中心波長 745nm）を配置することで、第 2 高調波として 360~410 nm の連続波長可変域が得られた。

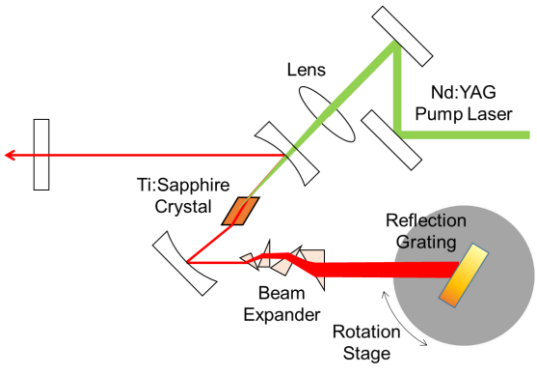


Fig. 1 グレーティング型 Ti:Sa レーザー

3. 安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光　Fig. 2 に Zr 高分解能共鳴イオン化分光の実験体系を示す。開発したグレーティング型 Ti:Sa レーザーを用いて自動イオン化準位を探索し、高効率なイオン化が可能な自動イオン化準位（Fig.2 参照）を選定した上で、安定 Zr 同位体の高分解能共鳴イオン化分光を行った。約 20 MHz の発振線幅を持つ注入同期型 Ti:Sa レーザーの第 2 高調波を励起用レーザー（1 段目）に使用し、標準型 Ti:Sa レーザーをイオン化用レーザー（2 段目）として 1 kHz で動作させた。Zr フィラメントを抵抗加熱することで得た Zr 原子に対して照射してイオン化し、飛行時間型質量分析計にて質量分離して検出した。Fig. 3 に、注入同期型 Ti:Sa レーザーの発振周波数と飛行時間に対する 2 次元ヒストグラムを示す。奇数核である ^{91}Zr は超微細構造があるためピークが複数に別れ、幅広く分布されていることが分かる。今後、放射性 ^{93}Zr の同位体選択的イオン化についての検討を進める予定である。

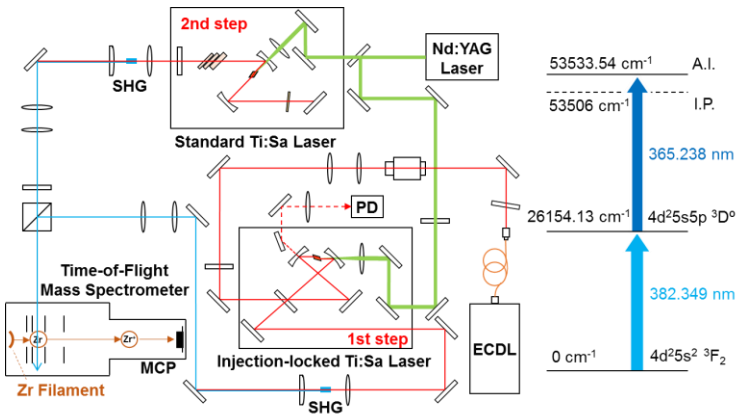


Fig. 2　実験体系

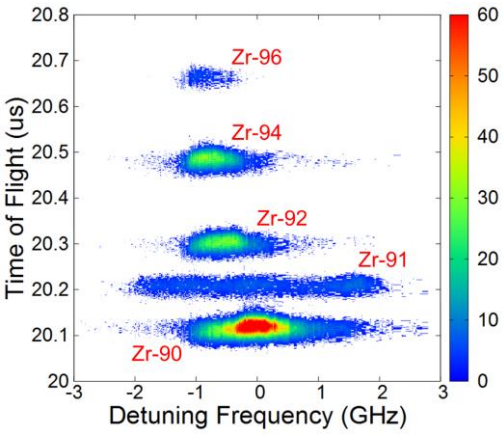


Fig. 3　Zr 高分解能共鳴イオン化分光

謝辞　本研究の一部は、JSPS 科研費 基盤(C)26420868、中部電力原子力安全技術研究所 公募研究（一般）の助成を受けて実施されました。

*Daiki Matsui[1,2], Vincent Degner[1,3], Atsushi Nakamura[1], Kosuke Saito[1], Mikael Reponen[2], Ryohei Otake[1], Masaya Oohashi[1], Volker Sonnenschein[1,2], Hideki Tomita[1,2], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Pascal Naubereit[3], Klaus Wendt[3], Tetsuo Sakamoto[4], Tetsu Sonoda[2] and Michiharu Wada[2]

[1]Nagoya Univ., [2]RIKEN Nishina Center, [3]Johannes Gutenberg-University Mainz, [4]Kogakuin Univ.

キャビティーリングダウン分光に基づく放射性炭素同位体分析システムの開発

Development of radioactive carbon isotope analysis system based on cavity ring-down laser spectroscopy

*富田英生[1], 寺林稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 林 紀善[1], 佐藤 淳史[2], 井口哲夫[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 大原 利成[2], 橋爪 研太[2], 野沢 耕平[2]

[1]名古屋大学大学院工学研究科, [2]積水メディカル(株)創薬支援センター

超高感度なレーザー吸収分光法として知られているキャビティーリングダウン分光を用いた ^{14}C 分析プロトタイプシステムを構築し、^{14}C 標識化合物を用いて ^{14}C 分析性能の評価を行った。

キーワード：放射性炭素(^{14}C), レーザー分光, 微量同位体分析

1. 緒言

長半減期放射性炭素同位体（^{14}C）は、原子炉廃止措置で発生する廃棄物の余裕深度処分等で評価すべき主要な核種の一つである。また、生体中の薬物動態評価を行うマイクロドーズ試験などでは、トレーサーとして ^{14}C が用いられている。従来の加速器質量分析法や液体シンチレーションカウンティング法では、高アバンダンス感度・高スループット（バッチ試料の迅速な測定、または、連続モニタリング）・低コストを同時に満たすことは容易でなく、^{14}C 分析の利用拡大に向けて分析法の高度化が求められている。そこで、本研究では光共振器内での多重反射を用いた超高感度なレーザー吸収分光であるキャビティーリングダウン分光法（Cavity Ring-Down spectroscopy: CRDS）を用いた分析システム（^{14}C-CRDS）の開発を行っている。^{14}C 分析プロトタイプシステムを構築し、^{14}C 標識化合物を用いて ^{14}C 分析性能の評価を行った。

2. ^{14}C-CRDS システムの概要

^{14}C-CRDS システムの概要を Fig.1 に示す。分析対象試料を燃焼酸化し、試料中の炭素を CO_2 化した後、分光ガスセルに導入する。気体分子の振動・回転準位は、それを構成する同位体の種類（質量）により僅かに異なるため、^{14}C を含む CO_2（$^{14}CO_2$）の吸収線を $^{12}CO_2$ や $^{13}CO_2$ などと区別して光吸収量を測定できれば、$^{14}CO_2$ の分子数密度より ^{14}C の定量が可能である。ここで、極微量な ^{14}C に起因する光吸収量を増大させるために、高反射率ミラーで構成された光共振器内での多重反射を利用する。$^{14}CO_2$ の吸収線を区別できるほどの狭帯域な発振線幅を持つ連続レーザー光を光共振器に入射し、共鳴した時点で入射光を光遮断素子により遮断すると、光共振器からの透過光強度が指数関数的に減衰する。この減衰率 β は光共振器内に光吸収物質（断面積: σ、数密度: N）が存在すると、増加する（$\beta=\beta_0+\sigma Nc$、c: 光速、β_0: 光共振器固有の減衰率）。減衰率 β は数 μ s、つまり、実効的な光路長は数 km、であるため、高アバンダンス感度を有する分析システムを実現できる。

3. ^{14}C 分析プロトタイプシステムによる ^{14}C 分析

^{14}C グルコース試料を用いて、^{14}C-CRDS プロトタイプシステムによる $^{14}CO_2$ 吸収スペクトルの測定を行った。結果を Fig.2 に示す。導入試料量に応じた $^{14}CO_2$ 吸収ピークの変化が確認され、検出限界量が見積もられた。今後、他分子の吸収線による干渉抑制のためのガス冷却システムの構築やレーザー光源・システムの安定化を行い、検出下限のさらなる向上と ^{14}C 定量手順の確立を目指す予定である。

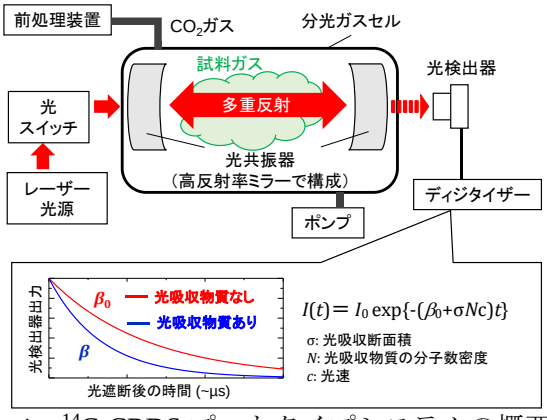


Fig.1 ^{14}C-CRDS プロトタイプシステムの概要

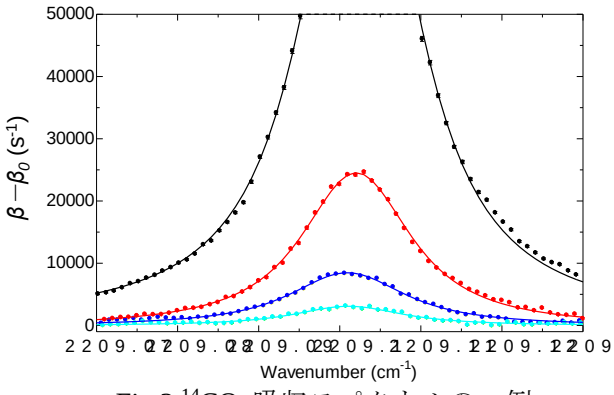


Fig.2 $^{14}CO_2$ 吸収スペクトルの一例

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

*Hideki Tomita[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Noriyoshi Hayashi[1], Atsushi Sato[2], Tetsuo Iguchi[1], Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Toshinari Oh-hara[2], Kenta Hashizume[2], and Kohei Nozawa[2]
[1]Nagoya Univ. [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center