Thu. Sep 8, 2022

Room A

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

[2A01-05] Vitrification 2

Chair:Hayato Koyama(JAEA)
9:30 AM - 10:55 AM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A01] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
*Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Toshiro Oniki[2], Midori Uchiyama[2] (1. RWMC, 2. IHI)
9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Ryo Souma[1], Kohei Oowaku[1], Takeshi Tsukada[1], Norio Kanehira[1], Toru Sugawara[2], Sohei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3], Tetsuji Yano[4] (1. JNFL, 2. Akita Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Tokyo Tech)
9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Seiichi Sato[2], Takehiko Inose[2], Kiyoshi Hatakeyama[3], Hajime Tanida[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development, 3. E&E)
10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1] (1. CRIEPI)
10:15 AM - 10:30 AM

[2A05] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Usami Tsuyoshi[1], Uruga Kazuyoshi[1] (1. CRIEPI)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2A06-09] Nuclide Adsorption and Separation 4

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)
10:55 AM - 12:00 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A06] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Kenta Ishizawa[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)
10:55 AM - 11:10 AM

[2A07] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Keisuke Masumura[1], Tadashi Akuzawa[2], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)
11:10 AM - 11:25 AM

[2A08] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Masahiko Kubota[1], Seong-Yun Kim[1], Hao Wu[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)
11:25 AM - 11:40 AM

[2A09] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
*Yasunori Miyazaki[1], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[2A10-13] Stabilization and Immobilization 1

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A10] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
*Kenji Takeshita[1], Masahiko Nakase[1], Miki Harigai[1], Takatoshi Hijikata[2], Shun Kanagawa[2], Yoshikazu Koma[3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. CRIEPI, 3. JAEA)
2:45 PM - 3:00 PM

[2A11] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
*Takatoshi Hijikata[1], Shun Kanagawa[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo Tech)
3:00 PM - 3:15 PM

[2A12] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
*Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo Tech)
3:15 PM - 3:30 PM

[2A13] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
*Kato Jun[1], KAKUDA Ayaka[1], OSUGI Takeshi[1], KUROKI Ryoichiro[1], KOMA Yoshikazu[1], NAKASE Masahiko[2], UTSUMI Kazuo[2], TAKESHITA Kenji[2], KANAGAWA

©Atomic Energy Society of Japan

Shun[2,3], HIJIKATA Takatoshi[3] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. CRIEPI)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2A14-17] Stabilization and Immobilization 2

Chair:Usami Tsuyoshi(CRIEPI)
3:50 PM - 4:55 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A14] Factors derived from metakaolin that cause changes in physical properties of alkali-activated materials
*Yoshihisa Hiraki[1], Ayaka Kakuda[1], Toshimitsu Saito[1], Tomoyuki Sone[1], Yogarajah Elakneswaran[2], Tsutomu Sato[2], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)
3:50 PM - 4:05 PM

[2A15] Study of low temperature solidification of radioactive waste liquid by freeze drying method
*AKIHIKO KAJINAMI[1], SOU WATANABE[2] (1. Faculty of Engineering, Kobe University, 2. Japan Atomic Energy Agency)
4:05 PM - 4:20 PM

[2A16] Comparing the Chemical Characteristics of Geopolymers Formed Using Two Different Metakaolin Products
*Mika Yamada[1], Guodong Cai[1], Hideo Komine[1] (1. Waseda University)
4:20 PM - 4:35 PM

[2A17] A geopolymer for solidification of radioactive waste
*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji electric, 2. Jacobs Slovakia)
4:35 PM - 4:50 PM

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

[2A18-21] Waste Management

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)
4:55 PM - 6:00 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A18] Direct energy conversion using Ni/SiC Schottky junction in ^{237}Np and ^{241}Am gamma ray regions: Interfacial effect
Tatsuo Fukuda[1], Masaaki Kobata[1], Takahisa Shobu[1], *Kenji Yoshii[1], Junichiro Kamiya[1], Yosuke Iwamoto[1], Takahiro Makino[2], Yuichi Yamazaki[2], Takeshi Ohshima[2], Yasuhiro Shirai[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. NIMS)
4:55 PM - 5:10 PM

[2A19] Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes
*Mitsuhiro Ohwada[1], Hayato Koyama[1], Jun Kijima[1], Atsuhiro Shibata[1] (1. JAEA)
5:10 PM - 5:25 PM

[2A20] Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes
*Jun Kijima[1], Hayato Koyama[1], Mitsuhiro Ohwada[1], Atsuhiro Shibata[1] (1. JAEA)
5:25 PM - 5:40 PM

[2A21] Study on evaluation method of gamma-ray skyshine radiation dose rate during storage of radioactive waste by PHITS
*KAZUKI ASAKURA[1], YUSUKE SHIMOMURA[1] (1. JAEA)
5:40 PM - 5:55 PM

Room B

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

[2B01-05] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 1

Chair:Yukihiro IGUCHI(Univ. of Fukui)
9:30 AM - 10:50 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B01] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroyuki Kazama[2], Kenji Konashi[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)
9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2], Katsuya Suzuki[1], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Atsushi Ohuchi[3], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NFD)
9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Kenta Yoshida[1], Hotaka Miyata[1], Kenji Konashi[1],

©Atomic Energy Society of Japan

Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Tatsuya Suzuki[1], Zhuoran Ma[1], Fauzia Hanum Ikhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[3], Chikage Abe[3], Kenji Konashi[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*ZhuoRan Ma[1], Hiroyuki Kazama[3], Yoshiya Homma[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[2B06-09] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 2

Chair:Taro Shimada(JAEA)
10:50 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B06] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Fauzia Hanum Ikhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Chikage Abe[3], Kenji Konashi [3], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)
10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Hiroyuki Kazama[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Shinichi Koyama[1], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)
11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
*Minamihara Suguru[1], Idemitsu Kazuya[1], Inagaki Yaohiro[1], Arima Tatsumi[1] (1. Kyushu Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Fukushima Daiichi Power Station Unit 1 About accidents caused by damage to the pedestal foundation and countermeasures
*Haruo Morishige[1], Yasufumi Kitamura[2], Yosuke Yamashiki[3] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kitamura Co., Ltd, 3. Kyoto Univ.)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2B10-15] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 3

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)
2:45 PM - 4:20 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B10] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Koji Okamoto[1], Masahiro Suzuki[1], Takashi Yamaguchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Masahiko Machida[1], Wei Shi[2], Susumu Yamada[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Toshiaki Numata[1], Tomoki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Toru Yoshida[3], Yukihiro Hasegawa[3], Koji Okamoto[1] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. RIST)
3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Wei Shi[1], Masahiko Machida[2], Susumu Yamada[2], Toru Yoshida[3], Yukihiro Hasegawa[3], Koji Okamoto[1,2] (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. RIST)
3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Susumu Yamada[1], Yoshiaki Numata[1], Tomoaki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Masahiko Machida[1], Wei Shi[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)
3:30 PM - 3:45 PM

[2B14] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Tomoki Sato[1], Yoshiaki Numata[1], Yasuhiro Tobita[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)
3:45 PM - 4:00 PM

[2B15] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

©Atomic Energy Society of Japan

*Yuto Aoki[1], Rintaro Ito[1], Akihiro Kitamura[1], Takazumi Omori[1], Tatsuro Taniguchi[1], Hiroshi Ide[1] (1. JAEA)
4:00 PM - 4:15 PM

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

[2B16-21] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 4

Chair:Akihiko Nishimura(JAEA)
4:20 PM - 5:55 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B16] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Kuniaki Kawabata[1], Takashi Imabuchi[1], Norihito Shirasaki[1], Rintaro Ito[1], Soichiro Suzuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Shigekazu Suzuki[1], Shinji Kawatsuma[1], Keitaro Naruse[2], Tatsuo Torii[3] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. University of Aizu, 3. Fukushima University)
4:35 PM - 4:50 PM

[2B18] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Toshihide Hanari[1], Takashi Imabuchi[1], Yuta Tanifuji[1], Rintaro Ito[1] (1. JAEA)
4:50 PM - 5:05 PM

[2B19] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
*Akio Doi[1], Meguru Yamashita[1], Hiroki Takahashi[1], Toru Kato[1], Takashi Imabuchi[2], Toshihide Hanari[2], Yuta Tanifuji[2], Rintaro Ito[2] (1. Iwate Prefectural University, 2. Japan Atomic Energy Agency)
5:05 PM - 5:20 PM

[2B20] Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval
*Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Kenta Inagaki[1], Daisuke Yamauchi[2], Muneyuki Nakada[3], Masaki Yoda[4], Takeshi Yokoyama[5], Keiji Iwata[6] (1. CRIEPI, 2. TEPCO, 3. HITACHI-GE, 4. Toshiba-ESS, 5. MHI, 6. IHI)
5:20 PM - 5:35 PM

[2B21] Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval
*Taizo Kanai[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Yamauchi[2], Yuichi Iwata[2], Kazutaka Mogi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)
5:35 PM - 5:50 PM

Room C

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C01-05] Waste

Chair:Masaaki Yamaguchi(JAEA)
9:30 AM - 10:55 AM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C01] Stakeholder Involvement for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste
*Shin Horiguchi[1], Shinichi Nakayama[1], Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)
9:30 AM - 9:45 AM

[2C02] Development of Reuse Technology for Radioactive Waste Containers Using CW Fiber Laser Irradiation Method
*Shoya Suda[1], Seita Masai[1], Takahiro Kawahara[1], Toshiki Fujikura[1], Akiko Hoshi[1], Eiichi Wakai[1], Keietsu Kondo[1], Akihiko Nishimura[1], Eisuke John Minehara[2] (1. JAEA, 2. LDD Corporation)
9:45 AM - 10:00 AM

[2C03] Synthesis and analysis of $(U,Zr)O_2$ solid solutions having different crystal structures
*Daisuke Akiyama[1], Hiroki Nakazumi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Mitsuo Nomura[2], Motoyuki Ikeda[3], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Inspection Development)
10:00 AM - 10:15 AM

[2C04] Optimization Methodology for Facility Design of Radioactive Waste Disposal Using Probabilistic Approach
*Shingo Tanaka[1], Ryo Nakabayashi[1], Kazuma Kuroda[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)
10:15 AM - 10:30 AM

[2C05] Trial calculation of Radioactivity Concentration Corresponding to Dose Criterion for concrete vault disposal of radioactive waste generated from research, medical, and industrial facilities
*Kota Sakuma[1], Toshikatsu Sugaya[1], Daichi Abe[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Akihiro Sakai[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)
10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C06-09] TRU Waste

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)
10:55 AM - 12:00 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C06] Research and development of TRU waste package

*Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1], Noriyuki Maruyama[1], Hiroyuki Sakamoto[1], Hiroshi Sekiguchi[1] (1. RWMC)
10:55 AM - 11:10 AM

[2C07] Research and development of TRU waste package

*Hiroyuki Sakamoto[1], Kumi Negishi[2], Masaya Ida[2], Shinya Hasegawa[2], Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1] (1. RWMC, 2. Taiheiyo Consultant)
11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] Research and development of TRU waste package

*kumi Negishi[1], Masaya Ida[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)
11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] Research and development of TRU waste package

*Masaya Ida[1], Kumi Negishi[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C10-14] Migration/Sorption1

Chair:Shingo Tanaka(CRIEPI)
2:45 PM - 4:10 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C10] Sorption Behaviors for Selenate and Selenite Ions onto Calcium Silicate Hydrate

*Tsugumi Seki[1], Kazuki Maeta[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Migration behavior of molybdate ion in bentonite

*Yuya Nakasaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Solubility of Niobium under high Calcium concentration and alkaline conditions

*Saki Ohira[1], Takeyasu Abe[1], Yoshihisa Iida[1] (1. Japan Atomic Energy Ergency)
3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Evaluation of the Sorption Behavior of Europium onto Calcium-silicate-hydrate with Magnesium under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*Ryo Tahara[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

[2C14] Sorption of Zr and Np(IV) on montmorillonite in the presence of carbonate

*Takamitsu Ishidera[1], Takafumi Hamamoto[2], Mitsuhiro Okazaki[3], Yoshihide Yamada[3], Tsutomu Tomura[3] (1. JAEA, 2. NUMO, 3. Inspection Development)
3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C15-20] Migration/Sorption2

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)
4:10 PM - 5:50 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C15] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Ryuta Matsubara[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Yaohiro Inagaki[2], Takahiro Ohkubo[3], Hajime Iwata[4] (1. NUMO, 2. Kyusyu University, 3. Chiba University, 4. JAEA)
4:10 PM - 4:25 PM

[2C16] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Ritsuki Egami[1], Yaohiro Inagaki[1], Noriyuki Yokoyama[1], Toshihiro Kimachi[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryuta Matsubara[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)
4:25 PM - 4:40 PM

[2C17] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Takahro Ohkubo[1], Ryuta Matsubara[2] (1. Chiba university, 2. NUMO)
4:40 PM - 4:55 PM

[2C18] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository

©Atomic Energy Society of Japan

condition

*Yuki Nakai[1], Naoto Kume[1], Shuji Yamamoto[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. RWMC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C19] Hydration state of Eu adsorbed in small pores

*Kento Murota[1,2], Noboru Aoyagi[3], Huiyang Mei[3], Takumi Saito[1] (1. UTokyo, 2. NRA, 3. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[2C20] Molecular dynamics study of cation migration pathways on the outer surface space in smectite-water system.

*Naoki Matsui[1], Takahiro Ohkubo[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2], Yuki Sugiura[2] (1. Chiba Univ., 2. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

Room D

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D01-05] ATF, Irradiation Behavior of Water Reactor Fuel

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)
2:45 PM - 4:05 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D01] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR' s Core

*Ryo Ishibashi[1], Kazuma Hirosaka[1], Masatoshi Shibata[1], Masana Sasaki[1], Akiyuki Tsuchiya[1], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D02] Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

*Nozomu Murakami[1], Masaaki Yamato[1], Daiki Sato[2], Yuji Okada[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D03] Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

*Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Nozomu Murakami[2], Yasunari Shinohara[3], Koichi Ogata[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D04] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

[2D05] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D06-08] Fuel Behavior in Accident, Nitride Fuel

Chair:Fumihiro Nakamori(CRIEPI)
4:05 PM - 4:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D06] Study on the failure behavior of high-burnup fuels under reactivity initiated accident conditions

*Yoshinori Taniguchi[1], Takeshi Mihara[1], Kazuo Kakiuchi[1], Shun Hakamatsuka[1], Takuya Yoshida[1], Yutaka Udagawa[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D07] Chemical interaction of CsOH vapor with UO_2 and Fe-Zr melts

*Kunihisa Nakajima[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D08] Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. MHI Nuclear Development Corporation, 2. MHI)

4:35 PM - 4:50 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D09-11] Aging Properties of Fuel Debris

Chair:Kunihisa Nakajima(JAEA)
4:55 PM - 5:45 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D09] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Shohei Kawano[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Shinya Miyamoto[1], Akihiro Suzuki[2], Yusuke Miura[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. NFD)

4:55 PM - 5:10 PM

[2D10] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Akihiro Suzuki[1], Norio Kawashima[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shohei Kawano[2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2D11] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shinya Miyamoto[2], Shohei Kawano[2] (1. NFD, 2. Toshiba ESS)

5:25 PM - 5:40 PM

Room E

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E01-06] Irradiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)
9:45 AM - 11:25 AM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E01] Investigating the Impact of Non-normalized Atom Probe Tomography Measurements and its Standardization

*Daoyu Pan[1], Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E02] Ion-irradiation Effects on Microstructures in RPV Model Alloys with Higher Mn-Ni-Si Concentrations

*XINRUN CHEN[1], NGUYEN Ba Vu Chinh[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E03] Statistical analysis of Ni and Si co-clustering in stainless steels irradiated to low dose

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Kenji Dohi[2], Kenji Nishida[2], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo, 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2E04] Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature

*Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2E05] Influence of radiation-induced segregation and formation of cavities on grain boundary fracture of stainless steels

*Terumitsu Miura[1], Kenta Murakami[2], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2E06] Irradiation Induced Defects Analysis in the Heat Affected Zone of a Reactor Pressure Vessel Steel by Transmission Electron Microscopy

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Hitoshi Seto[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E07-08] Corrosion

Chair:Chikashi Suzuki(JAEA)
11:25 AM - 12:00 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E07] Time dependence on corrosion of irradiated austenitic stainless steel weld metals in simulated PWR primary water

*Katsuhiko Fujii[1], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

11:25 AM - 11:40 AM

[2E08] SCC initiation test of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, 2. The Kansai Electric Power Company, Incorporated)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E09-12] Cladding Materials

Chair:Hiroaki ABE(UTokyo)
2:45 PM - 3:55 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E09] Irradiation Effect on Fracture Properties of LPS and CVD SiC

*Baopu WANG[1], Yansong ZHONG[1], Yina DU[1], Bo HUANG, Kanjiro KAWASAKI[1], Fujio SHINODA[1], Yasunori HAYASHI[1], Tatsuya HINOKI[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E10] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (1)

*Luwei Xue[1], Katsuhito Takahashi[1], Hideo Watanabe[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

3:00 PM - 3:15 PM

[2E11] Effect of irradiation induced swelling on fiber/matrix residual stress of liquid phase sintering SiC composites

*Yansong Zhong[1], Baopu Wang[1], Yina Du[1], Bo huang, Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yasunori Hayashi[1], Hinoki Tatsuya[1] (1. Kyoto Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

3:15 PM - 3:30 PM

[2E12] Ballooning and burst behavior of pre-hydrided Zirconium alloy fuel cladding tube during loss of coolant accident at spent fuel pool

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E13-14] Analytical Technique

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E13] Quantification of local plastic strain by EBSD

*masayuki kamaya[1], Naoko Maekawa[1] (1. INSS)

3:55 PM - 4:10 PM

[2E14] Quantification of local plastic strain by EBSD

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

4:10 PM - 4:25 PM

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E15-19] High Entropy Alloys

Chair:Sho Kano(UTokyo)

4:30 PM - 5:55 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E15] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing methodII

*Naoyuki Hashimoto[1], Mikito Ueda[1], Shigenari Hayashi[1], Shigehito Isobe[1], Hiroshi Oka[1], Shinichiro Yamashita[2], Mitsuhiro Itakura[2], Tomohito Tsuru[2] (1. Hokkaido University, 2. JAEA)

4:30 PM - 4:45 PM

[2E16] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II

*Hiroshi Oka[1], Motoki Sato[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Shigenari Hayashi[1], Mikito Ueda[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

[2E17] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing methodII

*Shinichiro Yamashita[1], Ikuo Ioka[1], Yosuke Abe[1], Hiroshi Oka[2], Shigehito Isobe[2], Naoyuki Hashimoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido Univ.)

5:00 PM - 5:15 PM

[2E18] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II

*Mitsuhiro Itakura[1], Tomohito Tsuru[1], Shin-ichiro Yamashita[1], Naoyuki Hashimoto[2] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

5:15 PM - 5:30 PM

[2E19] Characterization of Iron-Based High-Entropy Alloy

*Eiichi Wakai[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyuki Noto[3], Takashi Wakui[1] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. NIFS)

5:30 PM - 5:45 PM

Room F

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

[2F01-03] Fast Reactor

Chair:MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA(MOSTECH)

9:30 AM - 10:20 AM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F01] Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident

*Hirokazu Ohta[1], Kouji Kusumi[1], Hidemasa Yamano[2], Satoshi Futagami[2], Sadae Shimada[3], Yumi Yamada[3], Takanari Ogata[1] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. MFBR)

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Development of core design optimization process towards design efficiency and reduction of excessive conservativeness -Setting of representative problem and investigation of core design optimization process-

*Erina HAMASE[1], Kazuki KUWAGAKI[1], Norihiro DODA[1], Kenji YOKOYAMA[1], Masaaki TANAKA[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Development of surrogate model for the evaluation of various quantities of fast reactors in the transition period

*Riko Okuyama[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

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

[2F04-09] Sodium-cooled Fast Reactor

Chair:Kenichi Kurisaka(JAEA)

10:20 AM - 12:00 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F04] Economic competitiveness of a pool type SFR

*Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2] (1. JAEA, 2. JAPC)

10:20 AM - 10:35 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[2F05] Development of Three-Dimensional Seismic Isolation System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Tomohiko Yamamoto[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Takayuki Miyagawa[2], Masato Uchita[2], Shinobu Yokoi[3], Takahiro Somaki[4] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Atomic Power Company, 3. Mitsubishi FBR Systems Inc., 4. Obayashi Corporation)

10:35 AM - 10:50 AM

[2F06] A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor adopting Three-dimensional seismic isolation system

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Ren Shimada[2], Tetsuji Suzuno[2] (1. JAPC, 2. MFBR)

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Study of plant layout in Pool type SFR

*Hiroyuki Hara[1], Shogo Tamura[1], Tomohiko Yamamoto[2] (1. Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA))

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Investigation on daily load following operation in sodium cooled fast reactor

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kyoichi Morohoshi[2], Koji Kubo[2], Masato Uchita[3] (1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC)

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Debris-bed Cooling Evaluation Using a Three-Dimensional CFD Code Coupled with One-Dimensional Debris-bed Evaluation Module

*Hironori Nakamura[1], Akihiro Shibata[1], Satoshi Hayakawa[1], Hidemasa Yamano[2], Shigenobu Kubo[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2F10-13] Innovative Reactor

Chair:Tomohiko Yamamoto(JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F10] Impact of fuel cladding design on neutron balance and radiation damage of cladding in Breed-and-Burn fast reactors

*Toru Obara[1], Odmaa Sambuu[2], Van Khanh Hoang[3], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo Tech, 2. NUM, 3. INST)

2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Feasibility of rotational shuffling Breed-and-Burn fast reactor with nitride fuel and sodium coolant

*Tsendsuren Amarjargal[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Burnup analysis of Rotational Fuel-shuffling Breed-and-Burn fast reactor with lead-bismuth coolant

*Xucheng Zhao[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

[2F13] Evaluation of the Core Average Characteristics of Super LWR with Spectral Shift Operation

*Akira Hirose[1], fukuda takanari[1], akifumi yamaji[1] (1. Waseda Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2F14-17] Molten Salt Reactor 1

Chair:Toru Obara(Tokyo Tech)
3:50 PM - 4:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F14] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Michio YAMAWAKI[1], Hiroyasu MOCHIZUKI[1,2], Koshi MITACHI[1], Yoichiro SHIMAZU[1], Yuji ARITA[3], ken-ichi FUKUMOTO[3], Takuya GOTO[4], Tadafumi KOYAMA[5], Tsuyoshi MURAKAMI[5] (1. BERD, 2. Tokyo Tech, 3. U. Fukui, 4. Doshisha U., 5. CRIEPI)

3:50 PM - 4:05 PM

[2F15] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Taku Miyabe[1], Koki Hagihara[1], Yuji Airta[1] (1. University of Fukui)

4:05 PM - 4:20 PM

[2F16] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

4:20 PM - 4:35 PM

[2F17] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1] (1. Beyond Energy Research &Development Association)

4:35 PM - 4:50 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[2F18-21] Molten Salt Reactor 2

Chair:Kazuya Yamaji(MHI)
4:55 PM - 6:00 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F18] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)
*Ken-ichi Fukumoto[1], Kei Nakagawa[2], Yuji Arita[1] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Univ. of Fukui)
4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)
*Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1], Tadafumi Koyama[1] (1. CRIEPI)
5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)
*Takauya Goto[1], Takashi Watanabe[1], Yuta Suzuki[1] (1. Doshisha Univerisy)
5:25 PM - 5:40 PM

[2F21] Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (3)
*MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA[1,2,4], Aji Indarta[1,2], Kaito Kubo[3], Koichi Yageta[4], Fumihiro Chiba[4], Tasumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1] (1. MOSTECH, 2. Kyushu Univ., 3. Mitsubishi Material, 4. MSLab)
5:40 PM - 5:55 PM

Room G

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

[2G01-04] Analysis Code Development, V&V 1

Chair:Shouhei Araki(JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G01] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2
*Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Michitaka Ono[4], Masayuki Tojo[4] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. GNF-J)
9:30 AM - 9:45 AM

[2G02] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2
*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Go Chiba[2], Kenichi Tada[3] (1. Nagoya University, 2. Hokkaido University, 3. JAEA)
9:45 AM - 10:00 AM

[2G03] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2
*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio Yamamoto[3] (1. GNF-J, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2G04] Investigations on self-shielding calculation for 3-D spatial domains using Iso-Geometric Analysis
*Matthias Nezondet[1], Willem F. G. van Rooijen[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[2G05-09] Experiment Analysis, Validation

Chair:Willem F.G. van Rooijen(Univ. of Fukui)
10:35 AM - 11:55 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G05] Development and validation of CASMO5 library based on JENDL-5
*Tomoaki Watanabe[1], Kenya Suyama[1], Kenichi Tada[1], Rodolfo Ferrer[2], Joshua Hykes[2] (1. JAEA, 2. Studsvik)
10:35 AM - 10:50 AM

[2G06] Integral validation for JENDL-5 with UTR-KINKI
*Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Yasunori Matsuo[1], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Tadafumi[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)
10:50 AM - 11:05 AM

[2G07] Core analysis for accelerator-driven system using JENDL-5
*Takanori Sugawara[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[2G08] Measurement of U233-HEU Substitution Reactivity Worth in KUCA
*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[1], Kazuzhi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)
11:20 AM - 11:35 AM

[2G09] Neutronics Benchmark of CEFR Start-Up Tests
*Hiroshi Taninaka[1] (1. JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2G10-14] Fuel Debris

Chair:Akio Yamamoto(Nagoya Univ.)
2:45 PM - 4:05 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

©Atomic Energy Society of Japan

[2G10] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Tomoyuki Maekawa[1], Masakazu Seki[1], Masato Sumiya[1], Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Kenta Hasegawa[1], Takashi Mori[2], Junichi Ishii[1], Fuyumi Kobayashi[1], Kazuhiko Izawa[1] (1. JAEA, 2. TNS)

2:45 PM - 3:00 PM

[2G11] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Masakazu SEKI[1], Kazuhiko IZAWA[1], Kenya SUYAMA[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[2G12] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1], Kazuhiko Izawa[1], Kenya Suyama[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2G13] Study on the land transportation for fuel debris samples to be retrieved on trial from Unit-2 of the Fukushima Daiichi NPS

*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Masato Mizokami[2], Shinya Mizokami[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

3:30 PM - 3:45 PM

[2G14] Correlation between the canister' s criticality and activity ratio of short-half-life noble-gas fission products under various fuel debris material compositions

*Eka Sapta Riyana[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2G15-17] Kinetics Analysis

Chair:Ryoichi Kondo(JAEA)
4:05 PM - 4:55 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G15] The reactivity condition for linear temperature feedback in estimating the number of fissions in power peak

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2G16] Study on inverse kinetic method without explicitly using neutron generation time

*Tomohiro Endo[1], Kenichi Watanabe[2], Manobu Tanaka[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. KEK)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G17] Development of Digital Triplet for Reactor Physics Education using Experiments

*Yoshiki Yamashita[1], Kaito Ito[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2G18-21] Analysis Code Development, V&V 2

Chair:Rei Kimura(Toshiba ESS)
4:55 PM - 6:00 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G18] Study of the introduction of SCALE/ORIGEN into the MCNP-BURN2 code

*Shunichiro Omika[1], Satoshi Wada[1], Kenichi Yoshioka[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:55 PM - 5:10 PM

[2G19] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Yoshiro Kudo[1], Keisuke Yamauchi[1], Daichi Yamada[1], Takashi Yoshii[2], Tsuyoshi Ama[2], Yusuke Kuroda[2] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. TEPCO SYSTEMS CORP.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2G20] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Yusuke Kuroda[1], Tsuyoshi Ama[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM

[2G21] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Tsuyoshi Ama[1], Yusuke Kuroda[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:40 PM - 5:55 PM

Room H

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H01-03] F82H

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)
9:30 AM - 10:20 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H01] Effects of bonding temperature and chemical composition for precipitation on interface of HIPed F82H steel joints.

©Atomic Energy Society of Japan

*Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1] (1. Muroran IT)

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Development of a non destructive testing of F82H steel HIPed interface by high energy x-ray spectral analysis.

*Hiroshi Sakurai[1], Takashi Nozawa[2], Kosuke Suzuki[1], Kazushi Hoshi, Hiroto Haga[3], Hiroyasu Tanigawa[2], Someya Yoji[2], Masao Tsuchiya[3], Hiroshi Takeuchi[3], Naruki Tsuji[4] (1. Gunma Univ., 2. QST, 3. MTC, 4. JASRI)

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Fretting corrosion behaviors of $Li_{2.15}TiO_3$ pebble and RAFM steel F82H under inert gas environment

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Masami Ando[2], Taehyun Hwang[2], Yutaka Sugimoto[2] (1. Tokyo Tech, 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H04-06] Functional Material 1

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

10:20 AM - 11:10 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H04] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Taehyun HWANG[1], Jae-Hwan KIM[1], Yutaka SUGIMOTO[1], Suguru NAKANO[1], Yoshiaki AKATSU[1], Masaru NAKAMICHI[1] (1. QST)

10:20 AM - 10:35 AM

[2H05] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Yutaka Sugimoto[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang [1], Yoshiaki Akatsu [1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi [1] (1. QST)

10:35 AM - 10:50 AM

[2H06] CO2 absorption characteristics of Li2TiO3 under moist atmospheric exposure

*Hiroki Tsuboi[1], Kosuke Tominami[1], Masumi Wada[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H07-09] Functional Material 2

Chair:Satoshi Sato(QST)

11:10 AM - 12:00 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H07] R&Ds on energy-saving recycling technology from spent components for fusion applications

*Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Taehyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

11:10 AM - 11:25 AM

[2H08] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Yutaka Sugimoto[1], Sosuke Kondo[2], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, 2. Tohoku Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[2H09] Research on dissolution reaction and separation process of ore as a hardly soluble substance by microwave heating

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H10-13] Fusion Material Engineering 1

Chair:Makoto Kobayashi(NIFS)

2:45 PM - 3:50 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H10] Effect of grain structure on ductility of tungsten alloys

*Kenta Okutani[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1], Michael Rieth[2], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. KIT)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] Effect of dissolved oxygen concentration on surface of CuCrZr alloy in high temperature/pressurized water

*Naofumi Nakazato[1], Ryota Sugiyama[1], Yu Seiriki[1], Motoki Nakajima[2], Yen-Jui Huang[2], Takashi Nozawa[2], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran IT, 2. QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] Thermal diffusion of hydrogen isotopes under temperature gradient

*Sou Kuramoto[1], Terumitsu Ishida[1], Kenichi Hashizume[1] (1. Kyushu University Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencs)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Corrosion effect of solid breeder pebbles on

©Atomic Energy Society of Japan

hydrogen isotope permeation behavior of steels and functional ceramic coatings

*WATARU Matsuura[1], AKIYOSHI Suzuki[1], Julia M Leys[3], Regina Knitter[3], Takumi Chikada[1], Suguru Nakano[2], Tsuyoshi Hoshino[2], Jaehwan Kim[2] (1. Shizuoka University, 2. Quantum Science and Technology, 3. Karlsruher Institut für Technologie)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H14-18] Fusion Material Engineering 2

Chair:Naofumi Nakazato(Muroran IT)
3:50 PM - 5:15 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H14] Effect of potassium doping on deuterium retention behavior in tungsten

*Shin Mori[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Kobayashi[2], Takuya Nagasaka[2], Yasuyoshi Nagai[3] (1. Grad. Sch. Eng., Tohoku Univ., 2. NIFS, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H15] Characterization of multifunctional ceramic coating on steel pipe fabricated by metal organic decomposition

*Khiem Duy Do[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Ryosuke Norizuki[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H16] Gamma-ray irradiation effect on liquid lithium-lead corrosion for functional ceramic coatings

*Kento Shirota[1], Sota Miura[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Do Duy Khiem[1], Wataru Matsuura[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Corrosion behavior of functional ceramic coatings in flowing lithium-lead alloy

*Takumi Chikada[1], Erika Akahoshi[1], Mana Ashida[1], Juro Yagi[2], Carsten Schroer[3], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Khiem Duy Do[1], Keisuke Mukai[2], Teruya Tanaka[4] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. KIT, 4. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Electric current induced corrosion of steels in liquid metal at 773 K

*Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1], Naoko Oono[2], Teruya Tanaka[3] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natl. Univ., 3. NIFS)

4:50 PM - 5:05 PM

Room I

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

[2I01-07] Radiation Measurement 1

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I01] Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (5)

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I02] Design and simulation for a ^{90}Sr analysis apparatus based on quadrupole mass spectrometry, ion guide and ion trap

*Chao ZHANG[1], Shuichi HASEGAWA[1], Shintaro MARUYAMA[1], Ryohei TERABAYASHI[1], Yuta YAMAMOTO[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] Investigation of energy dependence for commercially available dosemeters based on the new operational quantities proposed by the ICRU.

*Hiroshi Yoshitomi[1], Tomoya Tsuji[1], Sho Nishino[1], Tomoyo Fukami[1], Yoshihiko Tanimura[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2I04] Light absorption in-situ measurement by X-ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I05] Development of a thermoluminescence measurement system using a spectrometer

*Misaki UESUGI[1], Tsugiko TAKASE[1], Katsuhiko YAMAGUCHI[1] (1. Fukushima Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I06] Estimation of radiation source distribution from γ ray spectral data using machine learning

*Sota SUGA[1], Yuto KONDO[1], Tsugiko TAKASE[1], Katsuhiko YAMAGUCHI[1] (1. Fukushima Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I07] Research and Development of an observation system for narrow areas in buildings using a small multi-legged mobile robot

Hiroyuki Shimano[1], *Takeshi Kakuto[1], Yuki Sato[2],

©Atomic Energy Society of Japan

Tatsuo Torii[2], Junsaku Nakajima[2], Tomoyoshi Hatakeyama[3] (1. Shimano Co Ltd., 2. JAEA, 3. TAS Co Ltd.)

11:30 AM - 11:45 AM

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

[2I08-13] Radiation Measurement 2

Chair:Yuko Hatano(Univ. of Tsukuba)

2:45 PM - 4:20 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I08] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Yamato Toyoda[1], Ryutaro Imai[1], Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1] (1. KAKEN)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Ryutaro Imai[1], Yamato Toyoda[1], Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1] (1. KAKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Daiki Namba[1], Takeru Hosone[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ., 2. KAKEN, 3. IES)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Takeru Hosone[1], Daiki Namba[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ., 2. KAKEN, 3. IES)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I12] The continuous measurement of tritium assuming discgarge of ALPS treated water into the sea at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hirofumi Yamamoto[1], Yuichiro Saito[2], Hitoshi Yoshida[1], Yoshihiro Yamamoto[1], Kazuo Taniguchi[1] (1. Techno Bridge, 2. SANWA Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[2I13] Leaching of potassium and metakaolin based geopolymer and mechanical properties under electron irradiation

*Yaru Yang[1], Thi Mai Dung Do[2], Thi Chau Duyen Le[4], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[3], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 3. ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia , 4. Dandang University of Science and Technology,54 Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2I14-19] Radionuclides Migration

Chair:Sakae Kinase(JAEA)

4:20 PM - 6:00 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I14] Study of the evacuation of residents in nuclear emergency

*Kazumasa Shimada[1], Kazuya Yamamoto[1], Shogo Takahara[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Simulation of Nuclear Accident Evacuation using MASSIVES (a Multi Agent Speedy Simulated Interactive Visual Evacuation System) .

*Martin Andersson[1], Susumu Ryufuku[1], Hiroko Kido[1], Mitsuhiro Kanno[1], Naohiro Kurosawa[1] (1. V.I.C.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2I16] Investigation of usefulness of vertical integrated concentration of radioactive materials in the atmosphere for nuclear disaster prevention use

*Koya Kajiwara[1] (1. Department of Integrated Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Nagoya University)

4:50 PM - 5:05 PM

[2I17] Numerical model analysis of long-range atmospheric Pb-210 transport causing heavy deposition over Japan

*Hiromi Yamazawa[1], Tatsuya Matsumoto[1], Yu Cai[2] (1. Nagoya Univ., 2. Univ. Tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

[2I18] A Study on the Applicability of CFD Models for Atmospheric Diffusion under Various Stable Conditions to Administrative Regulations

*Gaku Sasaki[1], Jiro Yoneda[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM

[2I19] Investigation on Simple Measurement for Evaluating Cesium Concentration in General

©Atomic Energy Society of Japan

Waste

*Kazuyuki Takase[1], Kouki Kokubun[1], Kazuaki Kusakabe[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation)

5:35 PM - 5:50 PM

Room J

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

[2J01-04] Loss of Coolant Accident

Chair:Keita Goto(TOSHIBA ESS)
9:45 AM - 10:50 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J01] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Tetsuya Teramae[1], Yugen Shiratsuchi[1], Hamano Junji[2] (1. MHI, 2. KEPCO)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J02] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Koudai Inoue[1], Nobuyuki ukai[1], Ryo Fukuda[1], Tetsuya Teramae[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Takeshi Enomoto [1], Hideyuki Sakata[1], Kei Higashi[1], Junji Hamano[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, 2. Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J03] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tetsuya Teramae[1], Ryo Fukuda[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomokazu Aoyagi[2], Junji Hamano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J04] Development of out of pile test equipment to simulate the dispersal and accumulation behavior of fuel fragments under FFRD condition

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Masaaki Yamato[2] (1. NDC, 2. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2J05-08] FP Behavior/Nuclear Disaster Prevention

Chair:Sunghyon Jang(Hokkaido Univ.)
10:50 AM - 11:55 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J05] Evaluation of FP Behavior Models in SAs

*Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[2], Shuhei Miwa[1] (1. JAEA, 2. IAE)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J06] Development of Mechanical Source Term Evaluation Methodology for Sodium-cooled Fast Reactors

*Yasushi OKANO[1], Akihiro UCHIBORI[1], Hidemasa YAMANO[1], Satoshi FUTAGAMI[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2J07] Examination of Screening Point Operation Optimization in a Nuclear Disaster

*Hengyang Li[1], Kyoko Oba[1], Muneyoshi Numada[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[2J08] Proposals of Un-collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants against Un-expected Design-size of Tsunami Inundation for Hamaoka Plant

*Daijiro KANEKO[1] (1. Remote Sensing Environmental Monitor, Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2J09-13] Passive Safety System

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)
2:45 PM - 4:10 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J09] Research on Reactor Cavity Cooling System (RCCS) with Passive Safety Features

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Shumpei Funatani[2], Masaki Banno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Yamanashi)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J10] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*Koji Morita[1], Wei Liu[1], Tatsumi Arima[1], Yuji Arita[2], Isamu Sato[3], Haruaki Matsuura[3], Yoshihiro Sekio[4], Hiroshi Sagara[5], Masatoshi Kawashima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Tokyo City Univ., 4. JAEA, 5. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J11] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

©Atomic Energy Society of Japan

*Tatsumi Arima[1], Masato Sumiyoshi[1], Koji Morita[1], Isamu Sato[2], Koukin Oo[2], Yuji Arita[3], Kei Ando[3], Taku Miyabe[3] (1. Kyushu university, 2. Tokyo city university, 3. University of Fukui)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J12] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*Yoshihiro Sekio[1], Isamu Sato[2], Masatoshi Kawashima[3], Koji Morita[4] (1. JAEA, 2. TCU, 3. Tokyo Tech, 4. Kyushu Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J13] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*HIROSHI SAGARA[1], Koji Morita[2], Masatoshi Kawashima[1], Tatsumi Arima[2], Wei Liu[2], Yuji Arita[3], Isamu Sato[4] (1. Tokyo Tech, 2. Kyushu Univ, 3. Univ. of Fukui, 4. TCU)

3:45 PM - 4:00 PM

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

[2J14-19] Hydrogen Treatment System

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)
4:10 PM - 5:45 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J14] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Hiroki Kokami[1], Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Daiki Takeyama[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:10 PM - 4:25 PM

[2J15] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Kazuya Yamada[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:25 PM - 4:40 PM

[2J16] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Daiki Takeyama[1], Masayuki Sato[1], Takashi Mawatari[1], Kotaro Nakamura[1], Masato Fukuta[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2J17] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Kotaro Nakamura[1], Daiki Takeyama[1], Masato Fukuta[1], Takao Nakagaki[2], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Waseda Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2J18] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Hirofumi Okabe[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu [1], Kazuya Yamada[1], Motoaki Kawase[2], Ryuichi Ashida[2], Hiroki kokami[1], Hiroshi Masaki [1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2J19] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION)

5:25 PM - 5:40 PM

Room K

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing/303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[2K01-05] Devices and Systems for Measurements and Human Factors

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)
10:30 AM - 11:55 AM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K01] Performance evaluation of radiation-resistant multiplexer composed of SiC digital-analog mixed circuit

*Ryo Kuwana[1], Takayasu Norimatsu[1], Masahiro Masunaga[1], Shinji Nomoto[1], Yuta Kimoto[2], Yoshihiko Kato[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K02] Study of Neutron Instrumentation System in Pool type SFR

*Takashi Shoji[1], Hitoshi Okazaki[1], Yoshitaka Chikazawa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K03] Basic Study on Ultrasonic Self-Location Estimation &Mapping for Decommission of Nuclear Reactor

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[2], Hiroshige Kikura[2], Naruki Shoji[1] (1. Tokyo Tech, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, Graduate Major in Nuclear Engineering, 2. Tokyo Tech,

©Atomic Energy Society of Japan

Laboratory for Zero-Carbon Energy)
11:00 AM - 11:15 AM

[2K04] Study on Incident Analysis Method of Nuclear Power Plant from Safety-II Perspective
*Yuto HORIUCHI[1], Daisuke KARIKAWA[1], Makoto TAKAHASHI[1] (1. Tohoku Univ.)
11:15 AM - 11:30 AM

[2K05] Experimental Study on Effects of Failure Tolerance on Training Process
*Daisuke Karikawa[1], Haruki Takano[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[2K06-09] Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel

Chair:Junji Matsunaga(GNF-J)
2:45 PM - 3:50 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K06] Characterization of Co-based alloy Valve Seat manufactured by Additive Manufacturing Technology.
*Shota Tanemura[1], Hirotsugu Kawanaka[2], Michiaki Kurosaki[1], Ryo Kubota[1], Kenji Onodera[1], Daisuke Hirasawa[1] (1. HGNE, 2. Hitachi)
2:45 PM - 3:00 PM

[2K07] Prototype of Differential Amplifier Circuits Based on Radiation hardened H-diamond MOSFET (RADDFET)
*Hiroki Fukushima[1], Manobu M Tanaka[2], Hitoshi Umezawa[3], Hiroyuki Kawashima[3], Masaya Miyahara[2], Yusei Deguchi[1], Tadashi Masumura[1], Naohisa Hoshikawa[1], Junichi H Kaneko[1] (1. Hokkaido Univ., 2. KEK, 3. AIST)
3:00 PM - 3:15 PM

[2K08] Evaluation of the drop test for transport casks based on the integrated acceleration method
*Kenichi Hakozaki[1], Hiroaki Taniuchi[2], Shinichi Takahashi[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. Transnuclear, Ltd.)
3:15 PM - 3:30 PM

[2K09] Evaluation of the drop test for transport casks based on the integrated acceleration method
*Takumi Hanayama[1], Hiroaki Taniuchi[1], Shinichi Takahashi[1], Kenichi Hakozaki[2] (1. TN Tokyo, 2. NMRI)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2K10-12] Advanced Technologies for Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor 1

Chair:MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA(MOSTECH)
3:50 PM - 4:40 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K10] Development of rad-hard SiC amplifier for signal transmission over 10 MHz
*Shinji Nomoto[1], Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Katsuhiko Hirano[2], Katsunori Ueno[1], Takahiro Nagai[2], Ippei Ishizuka[2], Kazuya Shimizu[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)
3:50 PM - 4:05 PM

[2K11] Development of Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System (HAPPS)
*Yuki Hidaka[1], Akinori Tamura[2] (1. HGNE, 2. Hitachi)
4:05 PM - 4:20 PM

[2K12] Development of Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System (HAPPS)
*Akinori Tamura[1], Yuki Hidaka[2], Haruhiko Ikeda[2], Norikazu Hamaura[2] (1. Hitachi Ltd., 2. Hitachi-GE Ltd.)
4:20 PM - 4:35 PM

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

[2K13-17] Advanced Technologies for Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor 2

Chair:Akinori Tamura(Hitachi)
4:40 PM - 6:00 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K13] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0
*Masaki Kawai[1], Hiroki Sugino[1], Junji Etoh[1], Tomomichi Uegata[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Takayuki Yamamoto[4], Hiroaki Karube[4], Masaki Nakano[4], Kazuyuki DEMACHI[3] (1. MRI, 2. NEL, 3. UTokyo, 4. NEC)
4:40 PM - 4:55 PM

[2K14] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0
Kazuyuki Demachi[1], Masaki Kawai[2], Hiroki Sugino[2], Junji Etoh[2], Tomomichi Uegata[2], *Shigeo Kodama[3],

©Atomic Energy Society of Japan

Masaaki Mori[3], Noriyuki Yamamoto[4], Hiroaki Karube[4], Masaki Nakano[4] (1. UTokyo, 2. MRI, 3. NEL, 4. NEC)
4:55 PM - 5:10 PM

[2K15] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

*Hiroki Sugino[1], Masaki Kawai[1], Tomomichi Uegata[1], Junji Etoh[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Noriyuki Yamamoto[3], Hiroaki Karibe[3], Masaki Nakano[3], Kazuyuki Demachi[4] (1. MRI, 2. NEL, 3. NEC, 4. UTokyo)
5:10 PM - 5:25 PM

[2K16] The effect of accumulation burnable poison during long-term shut down in the JRR-3

*Kazumasa Kiba[1], Toshiaki Hosoya[1], Hironori Horiguchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

[2K17] On a future vision on the maintenance activity at NSRR to meet the new inspection program

*Yuiko Motome[1], Masaki Amaya[1], Yonomoto Taisuke[1] (1. JAEA)
5:40 PM - 5:55 PM

Room L

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

[2L01-04] Severe Accident

Chair:Akihiro Uchibori(JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L01] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[2], Hiroyuki Yoshida[1], Yutaka Abe[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tsukuba)
9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Multi-dimensional two-phase flow measurements in simulated particle debris

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Okawa Riichiro[1], Furuya Masahiro[1] (1. CRIEPI)
9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Experimental study with microjet to elucidate the fragmentation process of small-scale vapor explosion

*Kazui Shindo[1], Shunsuke Kanno[1], Kunihito Matsumura[1] (1. Ibaraki Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Analysis of mass transfer effect on iodine release from aqueous phase under severe accident conditions

*Giedre Zablackaite[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Kentaro Kido[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[2L05-09] Numerical Analysis

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)
10:35 AM - 12:00 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L05] Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

*Koji Nishida[1], Naoki Sano[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)
10:35 AM - 10:50 AM

[2L06] Phebus Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation methods

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. IAE, 2. JAEA)
10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)
11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Analysis of Reproducibility of a Condensation Test on a In-Pool Heat Exchanger of a Passive Safety System with RELAP5/MOD3

*Atsushi Ui[1], Fulvio Mascari[2] (1. CRIEPI, 2. ENEA)
11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Numerical Analysis of Oxide Layers Growth and Dissolution Rates in Flowing Lead-Bismuth Eutectic

*Nao Watanabe[1], Kenji Nishihara[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[2L10-15] Gas-liquid Two Phase Flow 1

Chair:Hiroto Sakashita(Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:25 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L10] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet deposition

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1] (1. CRIEPI)
2:45 PM - 3:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2L11] Measurement of Bubbly Layer Void Fraction at the Point of Onset of Significant Void in Subcooled Flow Boiling

*Binh Thanh Nguyen[1], Tomio OKAWA[1], Ryoma TSUJIMURA[1] (1. UEC)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

Kaoru Okamoto[1], *Yasushi Makino[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. NDC, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Experimental study on the breakup of liquid jet discharged from oval nozzle

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L14] Flow Characteristics in a Vertical Pipe with Sharp-Edged Top and Bottom Ends under Flooding Conditions

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] A Study on Measures to Prevent Flashing by Laser Cavitation

*Toshihisa Tsuchida[1], Akiko Kaneko[1], Tomoomi Segawa[2], Kouichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

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

[2L16-19] Gas-liquid Two Phase Flow 2

Chair:Chikako Iwaki(Toshiba ESS)
4:25 PM - 5:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L16] Aerosol decontamination effect in small scale bubble swarm during Pool Scrubbing

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:25 PM - 4:40 PM

[2L17] Two-dimensional numerical simulation for experiment of wall condensation along a flat plate with GOTHIC code

*Tomonori Suzuki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2L18] 3D CFD for steam-air mixture flow in a circular tube using 1D wall condensation model

*Yoichi Utanohara[1,2], Michio Murase[1] (1. INSS, 2. Komatsu University)

4:55 PM - 5:10 PM

[2L19] CHF and Liquid-Vapor Structure near Heating Surface in Subcooled Flow Boiling on a Vertical Surface

*Takashi Furuhashi[1], Hiroto Sakashita[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

Room M

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

[2M01-05] Neutron Measurement

Chair:Shoichiro Kawase(Kyushu Univ.)
9:30 AM - 10:50 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M01] Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy

*Masashi Takada[1], Natsumi Yagi[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3], Jyun Itami[2,5], Hiroshi Igaki[2], Kei Aoyama[4], Tomoya Nunomiya[4] (1. Natl. Defense Academy of Japan, 2. National Cancer Center Japan, 3. CICS, 4. Fuji Electric, 5. Shinmatsudo Hospital)

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy

*Natsumi Yagi[1], Masashi Takada[1], Ryou Fujii[2], Masaru Nakamura[2], Kenzi Shimada[2] (1. Natl. Defense Academy of Japan, 2. CICS)

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Characteristics of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M04] Application of bubble detector to fuel debris detection

*Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Eka Sapta Riyana[1], Takayoshi Nohmi[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M05] Neutron Response of Ionization Survey Meter

©Atomic Energy Society of Japan

*Yoshitomo Uwamino[1], Hiroki Mukai[2] (1. JRIA, 2. RIKEN Nishina Center)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[2M06-09] New Detector and Analysis Methods

Chair:Masashi Takada(Natl. Defense Academy of Japan)
10:50 AM - 11:55 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M06] Performance evaluation of light charged particle identification by the pulse shape analysis method using an nTD-Si detector

*Shoichiro Kawase[1], Hiroya Fukuda[1], Masaya Oishi[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Hiroki Nishibata[1], Shintaro Go[1,2], Megumi Niikura[3,2], Daisuke Suzuki[2], Teiichiro Matsuzaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M07] Upgrade of the spectral determination method by sensor fusion concept

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Hayakawa Takehito[3], Tadahiro Kin[4], Katsuyuki Suzuki[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1], Hirofumi Shinohara[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata Univ., 3. Nat. Inst. for Quant. Radiolog. Sci. Tech., 4. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M08] The preliminary study of methods for burn-up and mass measurements of spent fuel of HTTR

*Shohei Kawaguchi[1], Simanullang Liapto Irwan[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M09] Development of an omni-directional radiation detector

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2], Kazunori Ishizawa[3], Miyuki Sasaki[4], Yukihisa Sanada[4] (1. Fukushima University , 2. Science and System Laboratory Inc., 3. Japan Radiation Engineering Co. Ltd., 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[2M10-13] Photon Detection 1

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M10] Development of 4pi Compton imaging system with mobile robot

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe [1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita [2], Yusuke Tamura[3], Hideteki Ebi[4], Jun Kawarabayashi[5], Kosuke Tanabe[6], Hanwool Woo[7], Tadashi Orita[8] (1. The University of Tokyo , 2. Nagoya University , 3. Tohoku University , 4. National Institute of Technology, Toyama College, 5. Tokyo City University , 6. National Research Institute of Police Science, 7. Kogakuin University , 8. Kavli IPMU)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Glass Gas Electron Multiplier Detector using Dynamic Time-over-Threshold-Based Readout

*Moh Hamdan[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Evaluating Coaxial HPGe Detector Efficiency in Beam Geometry Using LCS gamma-ray Source

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1], Yoshitaka Taira[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. National Institutes of Natural Sciences)

3:15 PM - 3:30 PM

[2M13] Improvement to Apply Shape-Variable Gamma Camera to High Dose Rate Regions

*Kengo Miyada[1], Eiji Takada[2], Yuki Sato[3] (1. National Institute of Technology, Toyama College, 2. National Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

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

[2M14-17] Photon Detection 2

Chair:Tatsuyuki Maekawa(TM RAMS Consulting Maekawa P.E. Office)
3:50 PM - 4:55 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M14] Study of RI imaging technique utilizing perturbation angular correlation during magnetic field application

*Taisei Ueki[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hideki Tomita[3,4], Kei Kamada[5], Hiroyuki Takahashi[1] (1. UTokyo , 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. JST , 5. Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[2M15] NIGS Response to Non-Nuclear Material

*Yasushi Nauchi[1], Takayoshi Noumi[2], Risa Suzuki[2], Yoshihiro Kosuge[3], Tomooki Shiba[2], Akira Takada[3], Masaaki Kaburagi[2], Keisuke Okumura[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. NESI)

4:05 PM - 4:20 PM

[2M16] Portable passive gamma-ray analysis of nuclear materials using scintillation detectors

*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Takayoshi Nohmi[1], Risa Suzuki[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)

4:20 PM - 4:35 PM

[2M17] Feasibilty study of rhombicuboctahedron directional gamma-ray detectors

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NIT Toyama College, 4. Fukushima Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

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

[2M18-20] New Technologies

Chair:Kenichi Watanabe(Kyusyu Univ.)
4:55 PM - 5:45 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M18] Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement evaluation method

*Masato Watanabe[1], Ryouji Mizuno[2], Toshio Kuzuya[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI, 3. Techno Chubu)

4:55 PM - 5:10 PM

[2M19] Improvement of collimator system for high energy gamma ray imaging

*Tomoya Narifuji[1], Riho Fujiwara[1], Satoshi Kozuki[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[2] (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2M20] Building a simple analog MCA function on SoC

*Tatsuyuki Maekawa[1] (1. TM RAMS Consulting)

5:25 PM - 5:40 PM

Room N

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[2N01-06] Accelerators, Lasers and Their Application

Chair:Hideaki Ohgaki(Kyoto Univ.)
10:15 AM - 11:55 AM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N01] Neutron Resonanse Absorption by Laser-driven Source II

*Akifumi Yogo[1], Zechen Lan[1], Takehito Hayakawa[2], Tianyun Wei, Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1], Shinsuke Fujioka [1], Mitsuo Nakai[1], Kunioki Mima[1], Ryosuke Koama[1] (1. Institute of Laser Engineering, Osaka University, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM

[2N02] GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Simulation Study

*Hideaki Ohgaki[1], Khaled Ali[1], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masaki Fujimoto[3], Yoshitaka Taira[3] (1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences)

10:30 AM - 10:45 AM

[2N03] Design study on medium energy FFA-ERIT storage ring

*Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Kyosuke Adachi[1], Isshin Ishibashi[1], Takahide Domoto[1], Yoshiharu Mori[2] (1. Kyushu University, 2. Kyoto University)

10:45 AM - 11:00 AM

[2N04] Study of isotope-labeled Raman spectroscopy system for visualization of in vivo molecular dynamics

*Gyo Itsubo[1], HIdeki Tomita[1,2], Kenji Shimazoe[3] (1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO, 3. UTokyo)

11:00 AM - 11:15 AM

[2N05] Secondary electrons dynamic simulation to model residual gas bunch length monitor for high intensity hadron beams at the Linear IFMIF Prototype Accelerator

*Andrea De Franco[1], Marco Poggi[2], Loris Antoniazzi[2], Keitaro Kondo[1], Saerom Kwon[1], Masayoshi Sugimoto[1] (1. QST, 2. INFN)

11:15 AM - 11:30 AM

[2N06] Measurement of energy spread of electron beam after laser modulation

©Atomic Energy Society of Japan

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] (1. SANKEN (The Institute of Scientific and Industrial Research), Osaka University)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[2N07-10] Nuclear Data Evaluation, Processing, and Validation

Chair:Shinsuke Nakayama(JAEA)
2:45 PM - 3:55 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N07] Prediction of optimal potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1], Nobuyuki Iwamoto[2,1], Sota Yoshida[3] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA, 3. Utsunomiya Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[2N08] Evaluation of fission products yields with machine learning

*Jingde Chen[1], yuuta mukouhara[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology)
3:00 PM - 3:15 PM

[2N09] NJOY2016 modification for JENDL-5 processing

*Chikara Konno[1] (1. JAEA)
3:15 PM - 3:30 PM

[2N10] Benchmark tests of the latest nuclear data libraries for A-FNS shielding design

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Satoshi Sato[1] (1. QST, 2. JAEA)
3:30 PM - 3:45 PM

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

[2N11-16] Nuclear Reaction Theory

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)
3:55 PM - 5:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N11] Implementation of multi-chance fission process to fission simulation model FIFRELIN

*tatsuhiko ogawa[1,2], Olivier Litaize[2], Davide Mancusi[2], Abdelhazize Chebboubi[2], Olivier Serot[2] (1. JAEA, 2. CEA)
3:55 PM - 4:10 PM

[2N12] Fission mode and total kinetic energy of 258Md fission fragments studied by 4D Langevin model

*Jun Inagaki[1], Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Nuclear Research)
4:10 PM - 4:25 PM

[2N13] Excitation energy dependence of total kinetic energy of different fission modes by 4D Langevin model

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)
4:25 PM - 4:40 PM

[2N14] Pairing effect on the fission barrier height employing microscopic mean-field model

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.)
4:40 PM - 4:55 PM

[2N15] Semi-empirical fission yield model for the R-process nucleosynthesis

*Chikako Ishizuka[1], Kohsuke Tsubakihara[2], Taiki Kouno[1], Satoshi Chiba[1], Shinya Wanajo[3] (1. Tokyo Tech, 2. NIT Asahikawa College, 3. AEI)
4:55 PM - 5:10 PM

[2N16] Evaluation of Mean Field Model Dependence in Heavy Ion Injection Reactions Using Antisymmetrized Molecular Dynamics with Double Differential Cross Sections

*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. KEK, 3. SOKENDAI, 4. Tohoku Univ.)
5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[2A01-05] Vitrification 2

Chair:Hayato Koyama(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A01] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Toshiro Oniki[2], Midori Uchiyama[2] (1. RWMC, 2. IHI)

9:30 AM - 9:45 AM

[2A02] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Ryo Souma[1], Kohei Oowaku[1], Takeshi Tsukada[1], Norio Kanehira[1], Toru Sugawara[2], Sohei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3], Tetsuji Yano[4] (1. JNFL, 2. Akita Univ., 3. Tohoku Univ., 4. Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM

[2A03] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Seiichi Sato[2], Takehiko Inose[2], Kiyoshi Hatakeyama[3], Hajime Tanida[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development, 3. E&E)

10:00 AM - 10:15 AM

[2A04] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

10:15 AM - 10:30 AM

[2A05] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（100） MOX ガラス固化体の処分場面積低減に対する MA 分離と高充填化の効果

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(100) Effects of MA separation and waste loading of vitrified waste from spent MOX fuel for reduction of repository footprint

*浜田涼[1]，桜木智史[1]，朝野英一[1]，鬼木俊郎[2]，内山翠[2]
[1]原環セ，[2]IHI

使用済 MOX 燃料の再処理により発生するガラス固化体はマイナーアクチニド（MA）による発熱が顕著となり、冷却・貯蔵期間の長期化やガラス固化体発生量、処分場面積の増加が懸念されることから、廃棄物含有率や MA 分離による発熱低減について検討し、廃棄物減容と処分場面積の最適化について評価した。

キーワード：核燃料サイクル，MOX，ガラス固化体，MA 分離，廃棄物充填率、地層処分，処分場面積

1. 緒言

今後プルサーマル計画の推進により増加が予想される使用済 MOX 燃料は、従来の廃棄物に比べ白金族元素等の不純物や発熱性の高いマイナーアクチニド（MA）が多く含まれており、最終処分の際にガラス固化体発生本数や処分場面積の増加が懸念される。そのため地層処分の負荷軽減に向けて廃棄物減容・有害度低減等の技術開発が進められている。本研究では地層処分における緩衝材制限温度の観点から、MOX ガラス固化体の廃棄物含有率や MA 分離による発熱低減について使用済 MOX 燃料の燃焼度及び冷却期間の影響を考慮して検討し、廃棄物減容と処分場面積の合理化について評価した。

2. 解析方法

使用済 MOX 燃料（PWR、燃焼度 45、55 GWd/tHM、冷却期間 15、73 年）由来のガラス固化体の発熱量及び地層処分における緩衝材温度を別報[2]の手法で評価した。そして、緩衝材最高温度が 100℃以下となり、処分場面積（m2/tHM）が最小となる廃棄物充填率を求めた。冷却期間 73 年は、Bateman の式から求めた廃棄物中の Am-241(発熱の支配核種)のビルドアップが最大となる年数である。

3. 結果と考察

図に MOX ガラス固化体に対して MA 分離を適用した場合に、最小となる処分場面積及びそのときの廃棄物充填率を示す。MA 分離割合の増加に伴い発熱の支配核種である Am-241 の量が低減されるため、廃棄物の高充填化が可能となり、結果として処分場面積が削減された。燃焼度 45GWd/tHM、冷却期間 15 年のケース(1)では、MA 分離を 100%に近づけると、34.6wt%の高充填化が可能となる見込みがある。また、MA の生成量が多い条件として想定した、高燃焼度の 55GWd/tHM、長冷却期間の 73 年のケース(2)では、MA 分離割合 95%以上でケース(1)よりも高充填化された。これは冷却期間の増加に伴い残存する短半減期核種の寄与が小さくなったためである。ケース(2)では、ほぼすべての発熱が Am-241 によるものであり、発熱の観点だけに限れば 98.6wt%の充填が可能となる。ただし、発熱以外にもイエローフェーズの発生や白金族元素の凝集などの課題があるため、ガラス固化の技術開発とともに処分場の最適化検討を進めていくことが重要である。

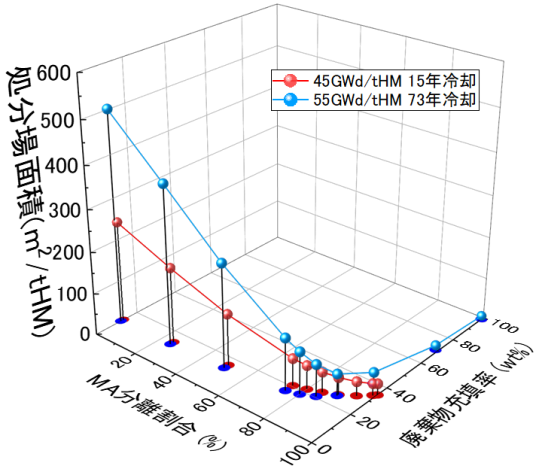


図 MOX ガラス固化体の処分場面積に
与える廃棄物含有率と MA 分離の影響

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599 ）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律、平成 28 年 10 月 1 日施行. [2] 浜田ら、日本原子力学会 2021 秋の大会（3B08）.

*Ryo Hamada[1], Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1], Toshiro Oniki[2], Midori Uchiyama[2]. [1]RWMC, [2]IHI

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (101) ガラスマトリックスの開発 2021 年度成果概要

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(101) Research Report of Development of Glass Matrix in 2021

*相馬 諒[1]，大和久 耕平[1]，塚田 毅志[1]，兼平 憲男[1]，菅原 透[2]，助永 壮平[3]，
柴田 浩幸[3]，矢野 哲司[4]
[1]日本原燃、[2]秋田大、[3]東北大、[4]東工大

経済産業省資源エネルギー庁受託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」において、日本原燃は「ガラスマトリックス・原料供給形態の高度化」を実施している。本研究では、高燃焼度燃料および MOX 燃料を再処理した際に発生する高レベル放射性廃液を安定的に処理するためのガラス固化技術の確立を目的としている。本講演では、2021 年に実施した研究の内容と成果の概要を報告する。

キーワード：核燃料サイクル，放射性廃棄物，ガラス固化，使用済高燃焼度燃料，使用済 MOX 燃料

1. 緒言

我が国では、核燃料サイクルの推進により高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が想定され、従来の燃料と比較して高レベル放射性廃液中の白金族元素やマイナーアクチノイド等の濃度増加などが技術課題として予想される。この高レベル放射性廃液を安定的に処理・処分するためのガラス固化技術を IHI、日本原燃、日本原子力開発機構、電力中央研究所の 4 事業者が、資源エネルギー庁より「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」を共同で受託し、高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化や技術課題にとりくみ、技術基盤となる基礎研究を実施している。

2. 研究の概要

上述の事業において、日本原燃は「ガラスマトリックス・原料供給形態の高度化」を実施している。具体的には、ガラスマトリックスと物理的形状の最適化による廃棄物充填率の向上、廃液の固化前処理による固化プロセスの安定化を課題として、大学等の研究機関と協力しながら研究を進めている。本講演では、2021 年度に実施したガラスマトリックスの開発成果概要を報告する。

Table1 ガラスマトリックス・原料供給形態の高度化に係る 2021 年度実施項目（赤枠：本発表）

項目	2021年度実施計画	2021年度成果概要
1.改良ホウケイ酸ガラス組成の開発	・シナリオ検討で提示された充填率範囲を想定したガラス組成の探索と評価 ・MA分離率設定後の廃液に対する充填率データの取得	高燃焼度廃液： 13wt%(Na抜)に対する候補組成範囲を選定し、耐水性を評価 MOX廃液： 23.4wt%(Na抜)を達成可能な組成範囲の提示
2.構造解析によるガラスの健全性評価	・ガラス組成の違いによるガラス構造を評価 ・MA分離後廃液による構造を評価	・対象ガラスの粘度、電気伝導度、耐水性を測定し、構造パラメータとの相関を評価 ・対象ガラスの骨格構造変化、酸化還元状態及びモリブデン酸イオンの安定性を評価
3.原料供給形態の改良	・仮焼層反応に関する検討 ・組成変更と原料供給形態変更の組合せによる効果の検討	高燃焼度廃液、MOX燃料廃液それぞれでブリケット、ガラスファイバーカートリッジ同時供給試験を行い、YP析出の有無を評価
4.各種廃液の個別処理	・アルカリ廃液固化用ガラス組成の最適化と特性向上のメカニズム検討 ・有機物分解および影響緩和に関するラボスケール試験	・耐水性等のガラス特性に影響を与える成分を提示 ・ラボスケールの試験を実施し、大型化への課題や影響緩和能力に影響するパラメータを評価

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)」の成果の一部である.

*Ryo Souma[1], Kohei Oowaku[1], Takeshi Tsukada[1], Norio Kanehira[1], Toru Sugawara[2], Sohei Sukenaga[3], Hiroyuki Shibata[3] and Tetsuji Yano[4]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Akita Univ. , [3]Tohoku Univ. , [4]Tokyo Tech

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（102）模擬ガラス中に析出したモリブデン酸塩のマイクロ XAFS 分析

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(102) Micro XAFS Analysis of Molybdate Aggregated in Simulated Waste Glass

*岡本 芳浩[1]，永井 崇之[1]，佐藤 誠一[2]，猪瀬 毅彦[2]，畠山 清司[3]，谷田 肇[1]
[1]JAEA，[2]検査開発，[3]E&E

攪拌操作をしないことホウケイ酸ガラス中に析出したモリブデン酸塩の、放射光マイクロ XAFS 分析を実施した。モリブデン酸塩を構成するカチオンは、主にカルシウムだが、同じアルカリ土類元素であるストロンチウム、バリウムの塩が共存し、さらにいくつかの元素の酸化物によって構成されていることが分かった。

キーワード：ガラス固化、放射光、モリブデン酸塩、マイクロ XAFS

1. 緒言　高レベル放射性廃液のガラス固化処理におけるモリブデン酸塩結晶の析出、すなわちイエローフェーズ（以下、YP）の抑制は、ガラス固化体の健全に保つために重要である。本研究では、人工的に発生させたホウケイ酸ガラス中のモリブデン酸塩を対象に、サイズを１μm 四方に集光したビームを使用し、放射光マイクロ XAFS 分析を実施したので報告する。

2. 実験　マイクロ XAFS 測定では、溶融時に攪拌操作を行わないことで、モリブデン酸塩凝集を発生させた試料を調製して、凝集領域とガラス領域を分析対象とした。測定試料は、原料ガラスとして PF798 を、廃液成分として高燃焼度を模擬した廃液（白金族元素を含まない）を使用した。マイクロ XAFS 実験は、大型放射光実験施設 SPring-8 の BL22XU ビームラインにおいて、KB ミラーを使用して、約１μm 四方のマイクロビームを作り出して Mo 元素を対象に透過法にて実施した。また、凝集領域のモリブデン酸塩のカチオン種を特定するために、マクロサイズのビームを使用して、Ca, Mn, Fe, Co, Ni, Zn, Rb, Sr, Y, Zr, Ba, Nd, Gd 等の元素の XAFS 測定を実施した。

3. 結論　図１は、析出したモリブデン酸塩の拡大写真とラインスキャンによる透過 X 線強度、さらに各測定点の Mo 元素 K 吸収端 EXAFS による|FT|である。ガラス領域に対して凝集領域では、透過 X 線が強弱を繰り返し、|FT|にモリブデン酸塩結晶の存在を示唆する第 2 ピークが出現した。これらの|FT|は $CaMoO_4$ と似ているが、完全には一致しなかった。カチオン種を対象とした XAFS 分析の結果、Ca と同族の Sr 及び Ba がモリブデン酸塩として共存していることが明らかになった。ガラス領域と凝集領域の間で化学形や化学状態が違う元素が認められたが、多くの場合は当該元素の酸化物であった。酸化還元状態に領域間で違いがあり、たとえば、Mn は、ガラス領域では２価であるのに対して、凝集領域では３価であった。

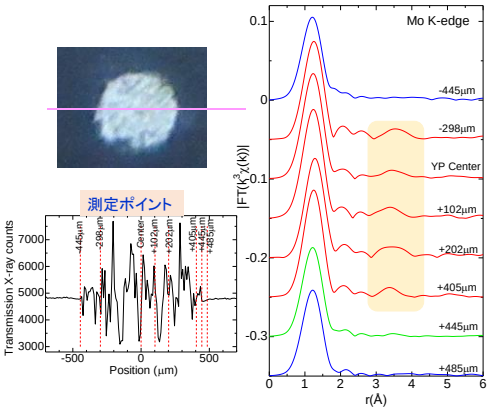


図1　対象試料拡大写真（左上）、ラインスキャンによる透過 X 線強度（左下）と各測定点のマイクロビームによる Mo 元素 K 吸収端 EXAFS 動径構造関数

本報告には、経済産業省資源エネルギー庁から受託した「令和３年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術基盤研究事業（JPJ010599）」の成果が含まれている。

---

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Seiichi Sato[2], Takehiko Inose[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] and Hajime Tanida[1]
[1]JAEA, [2]Inspection Development, [3]E&E

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(103) 原料ガラス形態の改良によるガラス固化プロセスの安定化

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(103) Stabilization of vitrification process by improvement of frit material

*宇留賀 和義，宇佐見 剛
電力中央研究所

原料ガラスの比表面積増大化や Na 濃度の制御により，ガラス固化体製造時のイエローフェーズの生成やオフガス移行量の低減が可能であることを小型ガラス溶融炉試験で確認した。

キーワード：ガラス固化，高レベル放射性廃液，イエローフェーズ，オフガス，モリブデン

1. 緒言

高レベル放射性廃液に含まれる Na および Mo は仮焼層内でお互いに反応し，イエローフェーズ（YP）の主成分である Na_2MoO_4 を形成する [1]。このため，YP の形成の抑制には，高レベル廃液中の Na 濃度を低減することや [2]，原料ガラスの比表面積を増大させてガラスと Na との反応を促進すること [1]が有効であった。本試験では，これらの対策が YP の形成抑制に有効であることを小型のガラス溶融試験炉を用いて実証すると共に，仮焼層の形成状態やオフガスへの成分移行量などの炉の運転性についても確認を行った。

2. 試験方法

表 1 に示す 3 条件の試験を行った。試験 1 では原料ガラスとして Na_2O を 4 wt%含むガラスビーズを使用し，模擬廃液には白金族以外の主要廃液成分 24 元素を含む硝酸溶液に Na を 21.2 g/L 添加したものを使用した。試験 2 では，廃液へ Na を添加しない代わりに，原料ガラス中の Na_2O 濃度を 14.1 wt%に高めたビーズを使用した。試験 3 では原料ガラスにファイバーカートリッジを使用し，ビーズに対して比表面積を増大させた。いずれの条件においても作製される模擬ガラス固化体は同一組成となる。廃棄物充填率（Na を除く）は実機想定の約 2 倍となる 29 wt%とした。ガラス溶融炉に表 1 の原料ガラスおよび模擬廃液を一定の供給速度で 6 時間投入し，約 1.5 kg の模擬ガラス固化体を作製する試験を各条件に対し 5 回ずつ実施した。

表 1 試験条件

試験	1	2	3
原料ガラス	形状:ビーズ Na_2O 4.0wt%	形状:ビーズ Na_2O 14.1wt%	形状:ファイバーカートリッジ Na_2O 4.0wt%
模擬廃液	Na 21.2g/L その他24元素	Na 無し その他24元素	Na 21.2g/L その他24元素

3. 試験結果

投入した Mo のうち，作製した固化体中で水溶性の Mo（すなわち YP）を形成した割合を図 1 に示す。試験 1 では平均で 2%以上の Mo が YP を形成したのに対し，試験 2 では 1 バッチ目を除き，0.4%以下へと大幅に減少した。さらに，試験 3 では有意な YP の形成は見られなかった。これらのことから，緒言で述べた対策が YP の形成抑制に効果的であることが確認できた。各廃液成分について，投入量に対するオフガス系への移行量の割合を図 2 に示す。不揮発性成分（Sr，Zr，Nd）の移行割合に試験ごとの差異は見られなかったが，揮発性成分（Mo，Te，Cs）については，試験 2<試験 3<試験 1 の順で移行割合が減少した。試験 1 に対し試験 2 および 3 では脱硝ガスによる仮焼層周囲でのホットスポットの形成が抑制される様子が観察されており，これにより溶融表面温度が低く抑えられ，揮発量の低下に寄与したものと推測された。

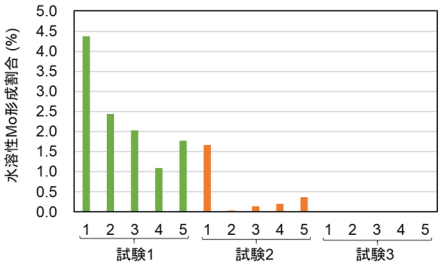


図 1 各試験での YP 形成割合

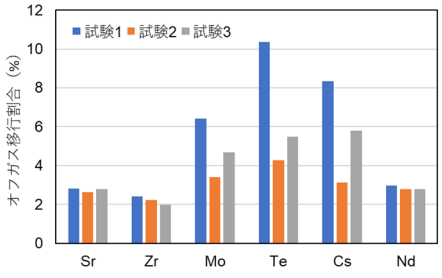


図 2 廃液成分のオフガス系移行割合

1) Uruga et al., J. Nucl. Sci. Technol., 57(4), 433-443, (2020).
2) 宇留賀他，原子力学会 2019 年秋の大会, 1A13.

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」（課題番号 JPJ010599 ）における成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga, Tsuyoshi Usami
Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（104）ガラス中の白金族元素の沈降挙動

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(104) Sedimentation of platinum group elements in waste glass

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]
[1]電中研

ガラス中の白金族元素の沈降挙動を観察した。密度が大きく異なるにも関わらず、RuO_2と金属 Pd は同じ分布となり、両者の間に相互作用があることが示唆された。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、白金族元素、沈降

1. 緒言

高レベル廃液のガラス溶融炉中の白金族元素、Rh を含む Pd-Te 合金と RuO_2 は、ガラスへの溶解度が低いために大部分が析出相で存在し、沈降・堆積すると通電や流下の障害となる。RuO_2 の結晶形成については基本的な反応機構が示されているが[1]、沈降のメカニズム等ついては十分な知見が得られていない。

2. 実験

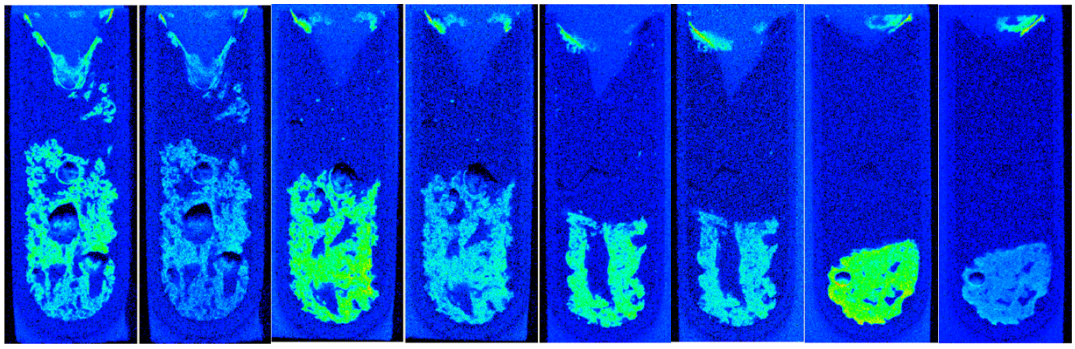
実規模試験で製造された、0.3vol.%の RuO_2 と 0.1vol.%の金属 Pd を含む均質な模擬ガラス固化体を原料に用いた。角柱状に切断した模擬ガラス固化体 30g を内径 17mm×高さ 100mm のアルミナ容器に入れて 1 時間で所定の温度に加熱し、一定時間後に取り出して急冷し、軸断面の元素分布等を観察した。

3. 結果・考察

1150℃で 4, 8, 24, 192h 保持したガラス中の Ru と Pd の分布を図 1 に示す。針状で比重約 7g/cm^3 の RuO_2 は、球状で比重約 12g/cm^3 の Pd 金属よりも沈降が遅いと考えられるが、両者の分布は一致した。沈降は進行とともに遅くなった。また長時間の静置を経ても白金族元素は容器の底に緻密に堆積せず、空隙が残った。析出した白金族粒子どうしが接触すれば、沈降が遅くなり、構造中に空隙ができることも考えられるが、もともと RuO_2 が 0.3vol.%、Pd が 0.1vol.%と濃度が低いことから、白金族元素の間には、ガラスを介した相互作用が存在する可能性が考えられた。

そこでレーザーアブレーション ICP-MS により 1150℃で 192h 加熱したガラスに含まれるすべての元素を分析したところ、白金族元素の堆積した部位ではガラス成分である亜鉛(Zn)と希土類およびその他の遷移金属の濃度が高くなっていることが示された。また、原料とした均質なガラス中においても白金族近傍のガラスは他の部位と異なるラマンスペクトルを示し、固有の構造を有することが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」（課題番号 JPJ010599 ）における成果の一部である。



Ru4h　Pd4h　Ru8h　Pd8h　Ru24h　Pd24h　Ru192h　Pd192h

図 1　1150℃で加熱保持後の Ru と Pd の分布

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2A13

*Tsuyoshi Usami[1] and Kazuyoshi Uruga[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

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

[2A06-09] Nuclide Adsorption and Separation 4

Chair:Masahiko Nakase(Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A06] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Kenta Ishizawa[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM

[2A07] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Keisuke Masumura[1], Tadashi Akuzawa[2], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[2A08] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Masahiko Kubota[1], Seong-Yun Kim[1], Hao Wu[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

11:25 AM - 11:40 AM

[2A09] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Yasunori Miyazaki[1], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（105）MA + Ln 共回収のための TEHDGA カラムフローの改良

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(105) Improved TEHDGA column flow for MA + Ln co-recovery

*石澤 健太[1]，新井 剛[1]，渡部 創[2]，佐野 雄一[2]，竹内 正行[2]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

MA+Ln 共回収のための TEHDGA カラムについて、難回収性核種である白金族元素や Mo, Zr 等の回収率及び DF の向上について検討した。本研究の成果から、錯化剤及び硝酸濃度を適正化することで難回収性核種が良好に溶離され、DF も向上することが確認された。

キーワード：高レベル放射性廃液、マイナーアクチノイド、抽出クロマトグラフィー、TEHDGA

1. 緒言

筆者らは高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれる MA(III)を高度に分離することを目的とし、Tetra-2-Ethylhexyl Di Glycolic Amide（TEHDGA）含浸吸着材の抽出クロマトグラフィー法への適用を検討している。本研究では、TEHDGA 含浸吸着材に吸着した Pd や Mo, Zr 等の難回収性核種の回収率及び DF の向上を目指し、洗浄液及び溶離液の適正化について検討した。

2. 実験方法

TEHDGA 含浸吸着材充填カラムを用いて、模擬廃液のカラム分離試験を実施した。模擬廃液は ORIGEN コードと公開情報を基に株式会社 IHI が調製した溶液を用いた。カラム分離試験は、ϕ 10 mm × h 200 mm のガラスカラムに TEHDGA 含浸吸着材を充填高 150 mm となるよう圧密充填し、ウォータージャケットにより 323 K に保温した後、カラム上端より試験溶液、洗浄液（EDA 溶液）、溶離液 1（蒸留水）、溶離液 2（EDTA 溶液）をプランジャーポンプを用いて所定の流速で順次通液した。EDA 溶液は 7 M HNO_3 に EDA が 200 mM、EDTA 溶液は 0.01 M HNO_3 に EDTA が 50 mM となるように調製した。カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎にフラクションコレクターで分画採取し、各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で分析した。

3. 実験結果および考察

Fig. 1 に TEHDGA 含浸吸着材充填カラムを用いた模擬廃液の分離試験結果を示す。Fig. 1 より、洗浄液通液後に Pd(II)及び Mo(VI)の溶離が観測された。Pd(II)は急峻な溶離ピークであったが、Mo(VI)は緩慢な溶離挙動を示しテーリングが観察された。Ln(III)は蒸留水の通液後に急峻な溶離ピークが確認され、Zr(IV)は EDTA 通液後に急峻な溶離ピークが確認された。また、Pd(II)，Mo(VI)及び Zr(IV)の製品中(D フラクション)への混入は殆ど確認されなかった。本研究の成果から錯化剤及び通液する硝酸濃度を調整することで難回収性核種の回収効率及び DF が改善することが確認され、TEHDGA 含浸吸着材充填カラムの適切な分離フローが示された。

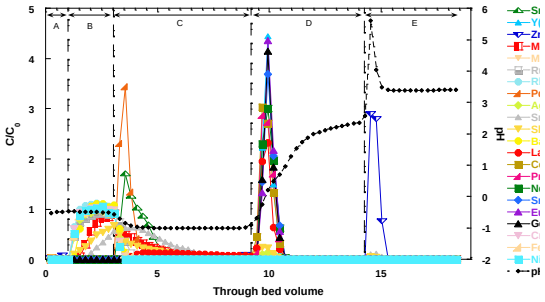


Fig. 1 Result of the column experiment using TEHDGA impregnated adsorbent packed column

A : Dead volume, B : Feed solution,
C : washing solution (200mM EDA in 7M HNO_3),
D : Eluent 1, E : Eluent 2

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Kenta Ishizawa[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(106)MA/Ln 分離のための HONTA カラムフローの開発

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(106) Development of HONTA column flow for MA / Ln separation

*桝村 慶佑[1], 阿久澤 禎[2], 新井 剛[1], 渡部 創[2], 佐野 雄一[2], 竹内 正行[2]
[1]芝浦工業大学, [2]日本原子力研究開発機構

本研究では HONTA 含浸吸着材について、MA(III)と Ln(III)の効率的な分離スキームの検討を行った。本研究の成果から、吸着分配係数に有意な差がある 0.2 M 硝酸水溶液において MA(III)を選択的に吸着分離し、高濃度の硝酸水溶液で MA(III)を溶離することで効率的な分離スキームが構築できる可能性が示された。

キーワード：高レベル放射性廃液、マイナーアクチノイド、抽出クロマトグラフィー、HONTA

1. 緒言

筆者らは高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれる MA(III)を高度に分離することを目的とし、HONTA(Hexa Octyl Nitrilo Triacet Amide)含浸吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー法の適用を検討している。本研究では、MA+Ln 共回収工程の中間製品に含まれる核種の HONTA 含浸吸着材に対する動的な吸着溶離挙動を調査し、MA(III)と Ln(III)の分離スキームについて検討した。

2. 実験方法

本試験では、MA+Ln 共回収工程の中間製品に含まれる核種の 0.2 M 硝酸水溶液における HONTA 含浸吸着材への吸着溶離挙動をカラム試験で調査した。カラム試験は HONTA 含浸吸着材を充填高 150 mm となるように圧密充填したガラスカラムの上端から試験溶液(MA+Ln 共回収工程で得られた製品)、溶離液(0.2 M HNO_3)、溶離液（1 M HNO_3）をプランジャーポンプで所定の流速で順次通液した。カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎に分画採取し、各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で分析した。

3. 実験結果および考察

Fig. 1 に HONTA 含浸吸着材カラムを用いた各核種の破過溶離曲線を示す。Fig. 1 より試験溶液及び洗浄液通液(B~C 区間)において Ln(III)は殆ど吸着されず、カラムより速やかに溶出されることが確認された。また、一部吸着した Eu(III)等も 0.2 M 硝酸の通液で全量溶離されることが明らかとなった。1 M HNO_3 通液直後(D 区間)には、Mo(VI)、Pd(II)の溶離ピークが確認された。D 区間では MA(III)の溶離回収を想定しており、製品への Mo(VI)、Pd(II)の混入が懸念される。また、Ln(III)は全量回収できたのに対し、Zr(IV)、Sb(III)、Mo(IV)、Pd(II)の回収率は 0～7 %程度に留まった。本会では、HONTA 含浸吸着材による MA(III)と Ln(III)の最適な分離スキームの構築を目指し、種々の検討を重ねたので報告する。

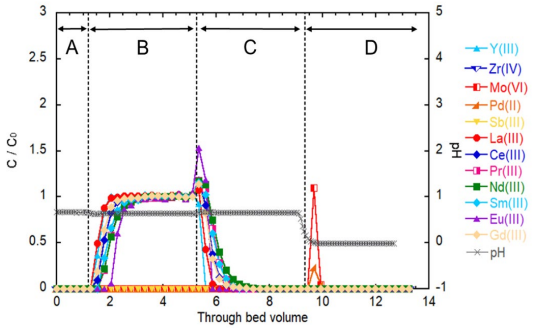


Fig. 1 Result of the column experiment using HONTA impregnated adsorbent packed column
A : Dead volume, B : Feed solution
C : Washing solution D : Eluent

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Keisuke Masumura[1], Tadashi Akuzawa[2], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(107) Am を用いた MA 回収フローシートの性能評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(107)Performance evaluation of MA recovery flowsheet using Am

*久保田 真彦[1], 金 聖潤[1], 呉 昊[1], 渡部 創[2], 佐野 雄一[2], 竹内 正行[2]

[1]東北大学, [2](国)日本原子力研究開発機構

コールドで実施した試験結果を踏まえ、TEHDGA カラム及び HONTA カラムを用いて、模擬廃液に Am を添加した溶液で MA 回収フローシートの性能評価を行った。TEHDGA カラムでは Am と Ln の共回収について、HONTA カラムにおいては Am と Ln を分離する流速条件を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着、分離

1. 緒言

抽出クロマトグラフィを用いた、ロバスト性を有する MA 回収プロセスの開発を進めている。これまで、TEHDGA カラムでは MA と Ln を共分離し、HONTA カラムにおいて MA と Ln の相互分離する評価[1]をしているが、他の金属元素が共存する条件においても同様の分離フローが成立するかの詳細な検討が必要である。本発表では、より実際の吸着分離プロセスを想定する為、模擬 HLLW(High-Level Liquid Waste)に ^{241}Am 及び ^{152}Eu をスパイクした溶液を用いて、MA 回収フローシートの性能評価を行った。

2. 実験方法

抽出剤(TEHDGA 及び HONTA)を含浸担持法によって SiO_2-P へ担持させ、含浸吸着材(TEHDGA/SiO_2-P 及び HONTA/SiO_2-P, 含浸率 20%)として調製したものを使用した。含浸吸着材は、カラム法による分離特性で評価した。水相中に含まれる ^{241}Am, ^{152}Eu 濃度の測定には、γ スペクトロメータを用いた。^{241}Am、^{152}Eu 以外の金属濃度は、ICP-AES を用いて測定した。

3. 結果

TEHDGA 吸着材を用いたカラム試験の結果を Fig.1 に示す。初めに、洗浄液(200mM EDA)で ^{241}Am、ランタノイド元素及び Zr 元素以外が溶出し、その後、溶離液(蒸留水)において目的元素である ^{241}Am, ^{152}Eu 及びランタノイド元素が溶出した。その後に、溶離液(50 mM EDTA)で Zr 元素が溶出した。よって、TEHDGA 吸着材カラムにおいて、^{241}Am を含む多様な金属元素が共存する溶液においても ^{241}Am と Ln を共分離することが可能であることを示した。以上の結果に加え、HONTA 吸着材を用いたカラム試験の結果について報告する。

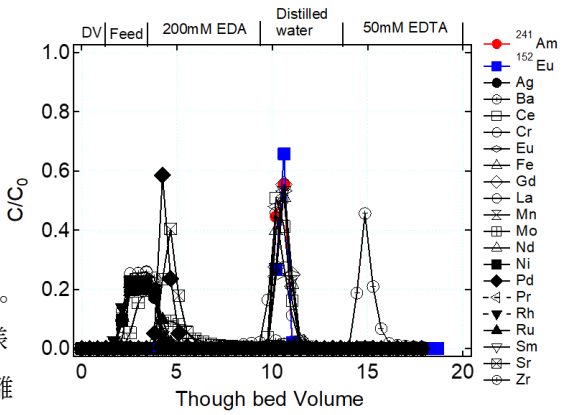


Fig.1 Result of the Column experiment using TEHDGA impregnated adsorbent packed column

※本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度　放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 久保田 真彦 他, 日本原子力学会秋の年会(2021), 3B13

*Masahiko Kubota[1], Seong-Yun Kim[1], Hao Wu[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] and Masayuki Takeuchi[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（108）抽出クロマトグラフィ用吸着材のγ線に対する直接効果と間接効果による劣化挙動評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(108) direct and indirect effect of gamma-irradiation on adsorbent for extraction chromatography

*宮﨑康典[1]，佐野雄一[1]，岡村信生[1]、渡部雅之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

再処理廃液から希土類元素とマイナーアクチノイド（MA; Am, Cm）を一括回収する TEHDGA 含浸吸着材の放射線劣化機構を明らかにするため、硝酸水溶液の有無とγ線の積算線量をパラメータとした劣化評価試験を行った。硝酸存在下において、積算線量 >1 MGy で TEHDGA の減衰定数が緩やかになり、酸との分子錯体形成や溶媒和圏の硝酸が結合解離に影響することが示唆された。

キーワード： マイナーアクチノイド回収、抽出クロマトグラフィ、TEHDGA、γ線

1. 緒言

再処理廃液に含まれる希土類元素や MA と選択的に錯形成する新規抽出剤 *N,N,N',N'*-tetra(ethylhexyl) diglycolamide (TEHDGA)の抽出クロマトグラフィ用吸着材への適用性評価試験を行っている。放射線耐性を数値化するに当たり、吸着材の放射線劣化を硝酸水溶液の有無で比較した。本発表では、γ線の積算線量に応じて減少する TEHDGA の減衰定数と Eu^{3+} に対する分配係数をもとに、TEHDGA の結合解離性を報告する。

2. 実験方法

γ線照射実験は、量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所 Co60 照射施設で行った。3 M 硝酸水溶液の添加有無で調製した吸着材サンプルを所定線量のγ線で照射し、硝酸添加の場合は固液分離操作後、アセトンによる洗浄操作で得られる有機物を LC/MS 分析に供し、吸着材に残る未分解 TEHDGA の定量とγ線分解物の構造推定をそれぞれ行った。また、積算線量に対する TEHDGA の残留重量割合をプロットし、指数関数的な減衰挙動（または分解しやすさの指標である減衰定数）を硝酸有無で比較した。

3. 結果

図 1 に、γ線に対する TEHDGA の分解挙動を硝酸有無でそれぞれ整理した。硝酸がない場合はほぼ 1 次反応であり、減衰定数 1.45×10^{3} kGy^{-1} を得た。この値は溶媒抽出法と同程度で[1]、分解初期過程には電離が考えられる。硝酸添加では、積算線量 >1 MGy で TEHDGA の分解抑制傾向があり[2]、分解物にも違いが見られたため、酸との分子錯体形成や溶媒和圏の硝酸が結合解離に影響することを見出した。

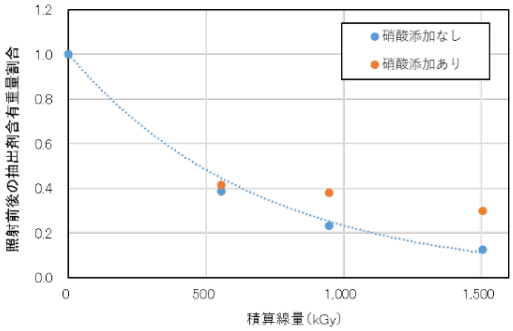


図 1 積算線量に対する TEHDGA の減衰挙動

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」で得られた成果の一部である。

参考文献

[1] C. Zarzana et al., *Solv. Extr. Ion Exchnage* 2015, 33, 1-17. [2] S. P. Mezyk et al., *Procedia Chem.*, 2016, 21, 61-65.

---

*Yasunori Miyazaki[1], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1] and Masayuki Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2A10-13] Stabilization and Immobilization 1

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A10] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

*Kenji Takeshita[1], Masahiko Nakase[1], Miki Harigai[1], Takatoshi Hijikata[2], Shun Kanagawa[2], Yoshikazu Koma[3] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. CRIEPI, 3. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[2A11] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

*Takatoshi Hijikata[1], Shun Kanagawa[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] （1. CRIEPI, 2. Tokyo Tech）

3:00 PM - 3:15 PM

[2A12] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

*Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2] （1. CRIEPI, 2. Tokyo Tech）

3:15 PM - 3:30 PM

[2A13] Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

*Kato Jun[1], KAKUDA Ayaka[1], OSUGI Takeshi[1], KUROKI Ryoichiro[1], KOMA Yoshikazu[1], NAKASE Masahiko[2], UTSUMI Kazuo[2], TAKESHITA Kenji[2], KANAGAWA Shun[2,3], HIJIKATA Takatoshi[3] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. CRIEPI）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(12) FP 元素のアパタイトセラミックスへの固定化

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

(12) Solidification of FP elements in apatite ceramics

*竹下　健二[1], 中瀬　正彦[1], 針貝　美樹[1], 金川　俊[2], 土方　孝敏[2], 駒義和[3]

[1]東京工業大学, [2]電力中央研究所, [3]原子力機構

本報告では沈殿法により FP 元素（Sr^{2+}、Cs^{+}）に加えて Ce^{4+}(Pu 模擬)、Eu^{3+}をドープしたリン酸塩セラミックスを合成し、ドープした金属イオンに対するリン酸塩セラミックスの固定化性能を評価した。

キーワード：ALPS 沈殿物系廃棄物、アパタイト、リン酸塩、核分裂生成物、固化体製造、プロセス設計

1. 緒言　本研究では､水処理 2 次廃棄物中で最も発生量の多い炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーなどの ALPS 沈殿系廃棄物を対象にアパタイト系（リン酸塩）セラミックスによるスラリー中の主要放射性物質の安定固化体製造プロセスを構築する。水処理 2 次廃棄物で最も多く発生している炭酸塩スラリーの主成分は $Mg(OH)_2$ や $CaCO_3$ であり、$NH_4H_2PO_4$ を加えて加熱することで、アパタイト $M_5(PO_4)_3R$（M=Ca or Mg、R=OH, ハロゲン）等が形成され、Mg^{2+}や Ca^{2+}のようなアルカリ土類金属イオンはアパタイトを含むリン酸塩構造中に取り込まれる。更に、鉄共沈スラリーは主成分が FeO(OH)であり、Mg^{2+}や Ca^{2+}と同様、鉄イオン（Fe^{3+}）をリン酸塩構造中に取り込むことができる。更にスラリー中に高い放射能濃度で存在する放射性 Sr はアルカリ土類金属であり、リン酸塩セラミックのカチオンサイトに閉じ込めることができる。本報告では沈殿法により FP 元素（Sr^{2+}、Cs^{+}）に加えて Ce^{4+}(Pu 模擬)、Eu^{3+}をドープしたリン酸塩セラミックスを合成し、ドープした金属イオンに対するリン酸塩セラミックスの固定化性能を評価した。

2. リン酸塩セラミックスの合成と金属イオンの浸出評価　模擬 FP 元素として Sr^{2+}、Cs^{+}を用いて、図 1 のスキームに従って炭酸塩スラリー（Ca : Mg : P = 1 : 1 : 2）からリン酸塩セラミックスを合成し、20MPa、300℃で 1～5 時間圧縮して成型体を作製した。図 2 には XRD 回折の結果を示す。成型体に対してウィットロッカイトとリン酸マグネシウム由来の回折ピークが観察され、添加した少量の金属イオンはリン酸塩セラミックス合成に大きな影響を与えないことが分かった。実際の廃棄物中の FP やアクチノイド元素の濃度は今回合成したものよりも低いので、FP やアクチノイド元素の添加がリン酸塩セラミックス合成に影響は与えないと考えられる。合成した成型体に対して ANSI/ANS16.1-2019 に準拠して動的浸出試験を行い、浸出係数 L 値を評価した。Cs の保持性はよくないものの Ca、Mg、P、Sr に対する L 値はそれぞれ 10、9、10、12 と評価され、低レベル廃棄物として取り扱える L 値 6 を大きく超えた。合成されたリン酸塩セラミックスは安定であり、FP 元素として加えた Sr も安定に保持できることが分かった。次いで炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーの混合処理を想定して Ca : Mg : Fe : P = 2 : 3 : 1 : 5 として少量の Sr^{2+}、Cs^{+}、Ce^{4+}、Eu^{3+}をドープした Fe 含有リン酸塩沈殿を生成させ、20MPa、400℃で 3 時間低温焼成することでウィットロッカイトを主成分とするリン酸塩セラミックスを合成した。得られた粉末 10mg に蒸留水 10mL を加えて 24 時間振盪して、金属イオンの浸出試験を行った。Eu^{3+}、Ce^{4+}、Sr^{2+}は蒸留水中に検出されず、これらの結果はリン酸塩セラミックスは Sr^{2+}だけでなく、Am^{3+}、Pu^{4+}も安定に保持できる可能性があることを示唆している。

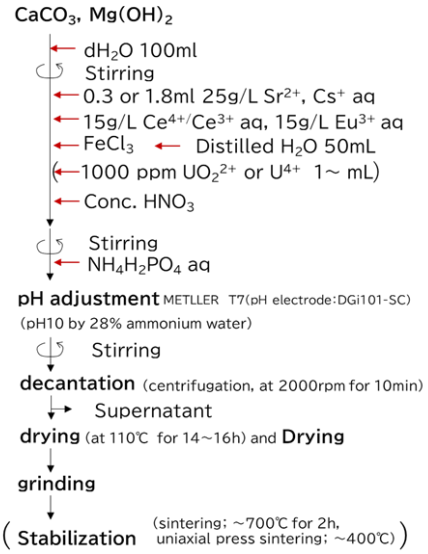


図 1　リン酸塩セラミックス合成スキーム

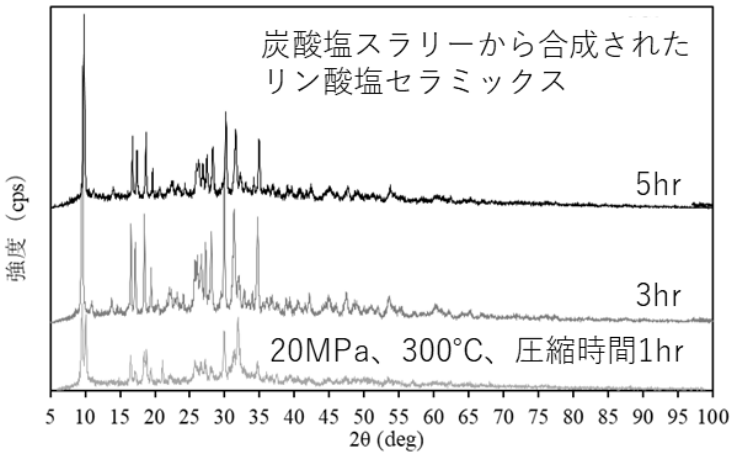


図 2　リン酸塩セラミックス成型体の XRD 分析結果
1 軸圧縮条件：20MPa、300℃、1～5 時間

*Kenji TAKESHITA[1], Masahiko NAKASE[1], Miki HARIGAI[1], Shun KANAGAWA[2], Takatoshi HIJIKATA[2] and Yoshikazu KOMA[3]
[1]Tokyo Tech, [2]CRIEPI, [3]JAEA

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
（13）ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化プロセスの開発

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(13) Development of solidification process of phosphate compounds from ALPS sediment

*土方 孝敏[1]，金川 俊[1]、中瀬 正彦[2]，内海 和夫[2]，竹下 健二[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京工業大学

模擬炭酸沈殿と模擬鉄共沈のリン酸化合物への固化プロセスについて、沈殿物を溶解する酸濃度の低減や Cs 固化方法を検討し、ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化プロセスを開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、ALPS 沈殿物、リン酸化合物、固化、プロセス開発

1. 緒言

福島第一原子力発電所の多核種除去設備（ALPS）で発生した沈殿物を安定化するためのアパタイト転換・固化技術を開発している。これまでの固化プロセス(溶解、合成、洗浄、加熱、固化)では、溶解時の酸濃度が高い、アパタイトへの Cs の固化率が低いなどの課題があり、プロセスの改良を行った。

2. 溶解工程の酸濃度低減

ALPS 鉄共沈の主成分は FeOOH であり、12 M の HCl で溶解するため酸濃度が高い。そこで、酸濃度を低減する方法を検討した。

2-1. 溶解工程の酸濃度低減の実験方法

約 10 g の FeOOH に 2 M の HCl と酒石酸、蓚酸、EDTA、アスコルビン酸を添加し、60 ℃、6.5 h で Fe の溶解度を調べた。

2-2. 溶解工程の酸濃度低減の結果および考察

添加した酸では、図 1 のようにアスコルビン酸の添加で、100 %の FeOOH を溶解した。また、FeOOH の溶解速度は温度に依存し、80 ℃では 3 h 程度で FeOOH がほぼ 100 %溶解した。

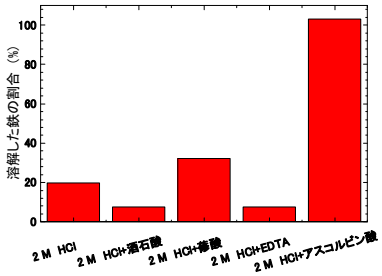


図 1　FeOOH の溶解度

3. Cs の固化

Cs の固化に吸着剤(チャバサイト、モルデナイト、CST)を沈殿前後の溶液に添加して Cs の吸着挙動を調べた。

3-1. Cs の固化の実験方法

リン酸添加・中和後、リン酸添加前の溶液(10 cm^3)に 3 種類の吸着剤(0.04、0.2、2 g)を添加し、24 h 後の Cs の分配係数を求めた。

3-2. Cs の固化の結果および考察

リン酸の添加量を変えた図 2 の Cs の分配係数では、チャバサイトとモルデナイトでは 10^2 桁 $cm^3 \cdot g^{-1}$、CST では、10^4 桁 $cm^3 \cdot g^{-1}$ になり、沈殿前の方が高かった。Sr の相対濃度は、沈殿させると 1 以上になり、溶液中の Sr 濃度が増加した。従って、リン酸添加・中和する前に吸着剤を添加することが Cs の吸着に適していることが分かった。

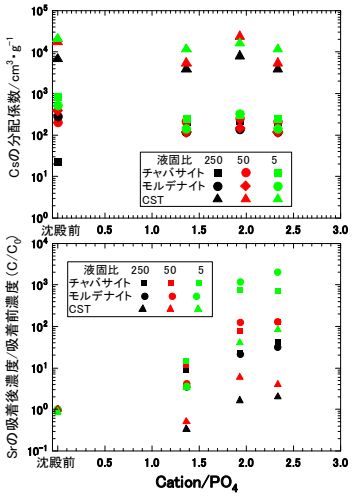


図 2 Cs の分配係数と Sr の相対濃度

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19P19210371 の助成を受けたものです。

*Takatoshi Hijikata[1], Shun Kanagawa[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], and Kenji Takashita[2]
[1]CRIEPI, [2] Tokyo institute of Technology

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(14) ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化プロセス試験

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(14) Process verification test of solidification process of phosphate compounds from ALPS sediment

*金川　俊[1]，土方　孝敏[1]，中瀬　正彦[2]，内海　和夫[2]，竹下　健二[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]東京工業大学

模擬 ALPS 沈殿廃棄物を用いた 100 g ~ 1 kg 規模のリン酸化合物固化プロセス試験を行い、各工程の物質収支を把握した。また、製造した固化体に対して浸出試験を行った。

キーワード：ALPS 沈殿廃棄物、リン酸化合物、固化、プロセス検証試験、浸出試験

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所で発生する ALPS 沈殿廃棄物のアパタイト転換・固化技術を開発している。従来の固化プロセス（溶解、合成、洗浄、加熱、固化)では Cs 固定化に課題があり、本研究では、吸着工程を加えた改良プロセス(図 1)試験を行い、Cs の物質収支の把握および ANSI/ANS16.1-2019 に準拠した浸出試験の結果からプロセス成立性を検証した。

2. リン酸化合物固化プロセス試験方法

図 1 のプロセスフローのように模擬 ALPS 沈殿物 130 g (FeOOH：15.93 g, $SrCO_3$：0.38 g, $CaCO_3$：17.87 g, $Mg(OH)_2$：63.46 g, CsCl : 0.36 g, NaCl : 55.4 g)を溶解した溶液(1.5 L)に Na_2HPO_4 溶液 261 g を添加した後、溶液中の Cs 濃度が下がるまで 650 g のゼオライトを段階的に加えた。次に、NaOH 溶液を pH=8 になるまで加えリン酸化合物溶液 2760 g を得た。ろ過後の沈殿物 1342 g を純水（3L）で洗浄した。洗浄物 1308 g を 500 ℃で 3 時間加熱し加熱物 717 g を得た。加熱物の一部(0.92 g)を金型に入れ 500 ℃、127 MPa で加熱圧縮してφ2 cm の固化体 0.90 g を得た。

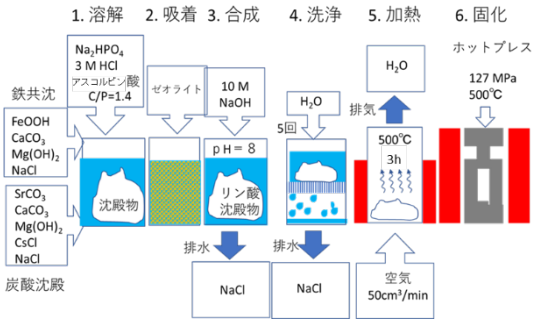


図 1. リン酸化合物固化プロセスフロー

3. 結果・考察

各工程における Cs と Sr の物質収支を表 1 に示す。従来の固化プロセスでは、洗浄工程までに Cs の 96 %が液相へ移行してしまったが、Sr はほぼ全量固定化できた。改良プロセスでは、Cs, Sr ともに加熱工程まで 99 %以上固定化できたが、固化工程ではそれぞれ 94 %, 77 %となった。これは、加熱物の 0.1 wt%しか固化しておらず、加熱物の不均質性の影響が考えられた。固化体に対して浸出試験を行い、Cs と Sr の有効拡散係数 D_{ei} (cm²/s) を求めた。Cs では、改良プロセスにおいて 10^{-10} 桁 cm²/s と低い値を示し、Sr では従来および改良プロセスで 10^{-11} 桁 cm²/s と低い値を示した。改良プロセスで製造した固化体の Cs および Sr に対する高い耐浸出性を確認した。以上より、改良プロセスにより Cs と Sr を固定化できることを確認した。本発表では、1 kg 規模プロセス試験での各工程の物質収支および固化体浸出試験結果も報告する。

表 1. 各工程における Cs の物質収支

固化プロセス	元素	合成 [%]	洗浄 [%]		加熱 [%]		固化 [%]
		液相	液相	固相	揮発	固相	固相
従来の固化プロセス	Cs	60.2	35.5	4.3	3.1×10^{-4}	N.D.	N.D.
	Sr	1.4×10^{-2}	4.6×10^{-2}	81.2	2.4×10^{-4}	93.7	103
改良プロセス	Cs	6.6×10^{-2}	1.4×10^{-1}	99.8	0.2	99.6	76.9
	Sr	5.0×10^{-3}	1.1×10^{-1}	99.8	0.2	99.6	93.8

N.D. 検出限界

謝辞 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA19P19210371 の助成を受けたものです。

*Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2] and Kenji Takeshita[2]
[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Tokyo Institute of Technology

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
（15）ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化体の水素発生特性

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(15) Characteristics of hydrogen gas generation in solidified phosphate compounds from ALPS sediment

*加藤　潤[1]，角田　あやか[1]，大杉　武史[1]，黒木　亮一郎[1]，駒　義和[1]，中瀬　正彦[2]，
内海　和夫[2]，竹下　健二[2]，金川　俊[2,3]，土方　孝敏[3]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]電力中央研究所

福島第一原子力発電所で発生する ALPS 沈殿廃棄物をアパタイトに転換して固化する技術を開発している。本研究では ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化体及びその比較対象であるセメント固化体を対象にγ線照射を行い，水素の収率（G 値）を求めることで，ALPS 沈殿廃棄物のリン酸化合物固化体の水素発生特性を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ALPS 沈殿物，リン酸化合物，G 値，γ線照射

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する多核種除去設備 (ALPS) 沈殿廃棄物（炭酸塩及び鉄共沈スラリー）にセメント固化などの低温処理技術を適用した場合，固化体に残留する水の放射線分解による水素発生が問題になる。本研究では，水分をほぼ含有しないアパタイト等のリン酸化合物に着目し，水素発生を抑制可能な固化体の開発を目指した。ALPS 沈殿廃棄物を出発物質として合成したリン酸化合物（以下, ALPS 沈殿固化体），ALPS 沈殿固化体の前駆体（以下，固化体前駆体）及び普通ポルトランドセメント（以下，OPC）にγ線照射を行い，発生する水素の収率（G 値）を求めることで水素発生特性を評価した。試料性状の把握のため，未照射試料及び照射済試料について水分率測定及び構造分析を行った。

2. 実験

試験には，炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリー混合物を出発物質とし，①溶解，②中和，③沈殿，④洗浄，⑤加熱（450~500℃），⑥加熱圧縮固化（300℃, 127MPa）のプロセスにより合成し，⑥の工程を経た ALPS 沈殿固化体と，⑤加熱工程後の生成物である固化体前駆体を使用した。OPC は水/セメント比 0.45 で混練後 28 日養生体を使用した。試料サイズは約φ20 mm×H13 mm 円柱状とし，専用の照射セルに封入して照射試験に用いた。照射セルは内部の水素濃度を高めるため空隙容積/試料体積の比が極力小さくなるよう設計・製作した。高崎量子応用研究所の ^{60}Co 照射施設にて積算線量約 45 kGy (1.9 kGy/h×24h) のγ線照射を実施した。照射後はガスクロマトグラフィーで分析した照射セル内の気体の水素濃度から G 値を算出した。試料の水分率測定は示差熱質量分析（TG-DTA）で試料の重量減少率を求め，温度範囲ごとに常温～105℃を自由水率，105℃～600℃を結合水率，常温～600℃を全水分率と定義して行った。構造分析は X 線回折（XRD）を行い，試料の照射前後の構造変化の有無を確認した。

3. 結果と考察

各試料の平均 G 値(n=3)及び未照射試料の水分率を図 1 に示す。試料の水分率が小さいほど G 値は小さくなる傾向がみられた。ALPS 沈殿固化体の G 値(1.3×10^{-3} (1/100eV)) は OPC の G 値(3.6×10^{-2}(1/100eV))に対して約 30 分の 1 であり，セメントに対し水素発生特性が優れていることが確認された。固化体前駆体の G 値(1.9×10^{-3}(1/100eV))は ALPS 沈殿固化体より高いものの OPC の約 20 分の 1 であり，前駆体の時点でかなり水素発生が抑制されることが分かった。ALPS 沈殿固化体は XRD による構造分析において照射前後で構造変化が確認されず，TG-DTA による水分率測定において照射前後で水分率変化がほぼみられなかったことから, 放射線による材料変質が起こりにくいと考えられる。これらの結果から ALPS 沈殿固化体は水素発生特性に優れるのみならず耐放射線性も持ち合わせていることが確認された。

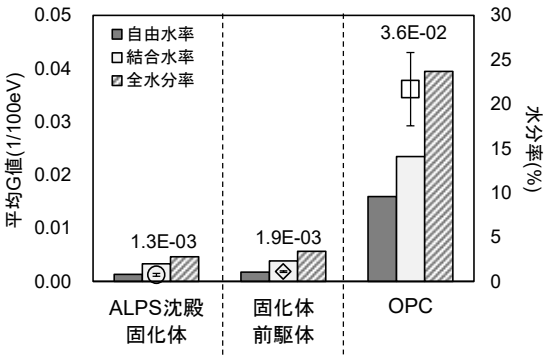


図 1　試料の平均 G 値（n=3）と水分率
マーカーと数値は平均 G 値（n=3，エラーバーは標準偏差）
水分率は未照射試料のもの

謝辞　本研究は，JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19P19210371 の助成を受けたものです。

*Jun Kato[1], Ayaka Kakuda[1], Takeshi Osugi [1], Ryoichiro Kuroki [1], Yoshikazu Koma[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Shun Kanagawa[2,3], and Takatoshi Hijikata[3]
[1]JAEA, [2]Tokyo institute of Technology, [3]CRIEPI

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

[2A14-17] Stabilization and Immobilization 2

Chair:Usami Tsuyoshi(CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2022 3:50 PM - 4:55 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A14] Factors derived from metakaolin that cause changes in physical properties of alkali-activated materials

*Yoshihisa Hiraki[1], Ayaka Kakuda[1], Toshimitsu Saito[1], Tomoyuki Sone[1], Yogarajah Elakneswaran[2], Tsutomu Sato[2], Takeshi Osugi[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2A15] Study of low temperature solidification of radioactive waste liquid by freeze drying method

*AKIHIKO KAJINAMI[1], SOU WATANABE[2] (1. Faculty of Engineering, Kobe University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:05 PM - 4:20 PM

[2A16] Comparing the Chemical Characteristics of Geopolymers Formed Using Two Different Metakaolin Products

*Mika Yamada[1], Guodong Cai[1], Hideo Komine[1] (1. Waseda University)

4:20 PM - 4:35 PM

[2A17] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Eiki ADACHI[1], Nobuyuki SEKINE[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji electric, 2. Jacobs Slovakia)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アルカリ刺激材料の物性に変化をもたらすメタカオリン由来の要因の探索

Factors derived from metakaolin that cause changes in physical properties of alkali-activated materials

*平木 義久[1]，角田 あやか[1]，齊藤 利充[1]，曽根 智之[1]，
Yogarajah Elakneswaran[2]，佐藤 努[2]，大杉 武史[1]，黒木 亮一郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]北海道大学

福島第一原子力発電所の水処理二次廃棄物の固化処理について、アルカリ刺激材料（AAM）の適用性検討を進めている。固化処理を行った廃棄体は、処分にあたって一定の基準を満足する必要がある。しかし本研究において、同一ロットの原料であっても、購入時期の異なるものを使用した場合に、AAM の粘性、圧縮強度等に差が生じることが分かった。原料分析の結果、結晶相および Al の溶出量の差異が影響を与えている可能性が示唆された。

キーワード：AAM，廃棄物固化，水処理二次廃棄物，メタカオリン

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物の固化処理に対するカリウム系 AAM の適用可能性の検討にあたって、実処理時のワーカビリティ、廃棄体保管時の安全性等の確保が求められる。ペースト状態の流動性や固化体の圧縮強度等の物性が、常に一定の基準を満足する必要があるが、AAM は天然の粘土鉱物を原料とするため、物性にばらつきが生じる。そのため、AAM の物性に係る知見の蓄積が不可欠であり、既報[1]ではカリウム系 AAM の粘性や圧縮強度等を調査した。同一ロットで購入時期の異なる原料（メタカオリン）を用いて、同一条件で試験した場合に、AAM の粘性、圧縮強度等に差異が確認され、AAM の適用可能性に係る課題が明らかとなった。本報では、メタカオリンの分析を実施し、AAM の物性に差が生じた要因を探索した結果を報告する。

2. 材料および試験方法

既報の AAM の作製に用いたメタカオリンは、IMERYS 製の同一ロットの Metastar501（Lot. SC18309AB12）で、購入時期の異なるものである。2019 年の購入品を MS-A、2020 年の購入品を MS-B と示す。MS-A と MS-B の差異の要因として、輸送時の振動等による粒子性状の変化や原料の熱処理時の温度勾配による結晶相、非晶質相の違いが考えられる。そのため、メタカオリンの粒度分布、比表面積、結晶相、元素組成の分析を行った。また AAM の固化メカニズムとして、メタカオリンとアルカリの接触により、アルミニウム（Al）が溶出して硬化が進行するため、誘導結合プラズマ発光分光分析装置を用いてメタカオリンを 1M 水酸化カリウム溶液に浸漬させた際の Al の溶出量を測定した。

3. 試験結果、考察および結論

MS-A および MS-B について、粒度分布、比表面積に差はなかった。元素組成は SiO_2 および Al_2O_3 に約 1%の差があったが、SiO_2/Al_2O_3 比では同程度であった。X 線回折パターンは、他の文献[2]の Metastar501 の回折パターンと一致した。図 1 に示す通り、MS-B では MS-A より、アルミノケイ酸塩鉱物のピーク強度が高く、結晶相の比率に差があることが分かった。また Al の溶出量は、MS-B と比較して MS-A では約 1.5 倍多かった。メタカオリンは、原料のアルミノケイ酸塩鉱物を加熱処理により非晶質化し、アルカリへの反応性を高めたものである。同一ロットのメタカオリンであっても何らかの原因で非晶質相の割合が不均一であり、Al の溶出量に差が生じたことが、AAM の粘性、圧縮強度等に差をもたらした要因であると考えられた。

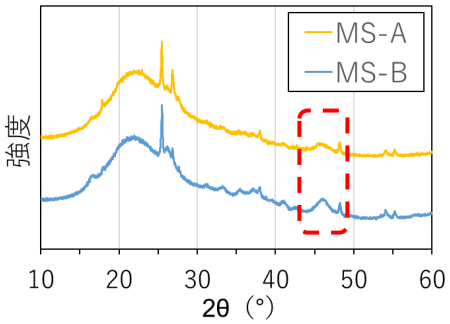


図 1　MS-A・MS-B の XRD パターン

謝辞 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19F19211936 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 平木ほか, K 系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験，日本原子力学会 2020 秋の大会, 2B01
[2] C. Kuenzel, T. P. Neville, Influence of metakaolin characteristics on the mechanical properties of geopolymers, Applied Clay Science, Vol. 83-94, 2013, pp. 308-314.

*Yoshihisa Hiraki[1], Ayaka Kakuda[1], Toshimitsu Saito[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1],
Yogarajah Elakneswaran[2] and Tsutomu Sato[2]
[1]JAEA, [2]Hokkaido Univ.

フリーズドライ法による放射性廃液の低温固化に関する研究

Study of Low Temperature Solidification of Radioactive Waste Liquid by Freeze Drying Method

*梶並 昭彦[1]、渡部 創[2]
[1.] 神戸大学工学部、[2.] 日本原子力研究開発機構

フリーズドライ法により　Al_2O_3-SiO_2 系ゲル、Fe_2O_3-SiO_2 系ゲルを低温合成した。また HLLW 模擬廃液（高レベル放射性模擬廃液）を添加したゲルも合成した。それらの溶出試験によりゲル試料の化学的安定性を調べた。また　ゲル内のネットワーク構造について検討した。

キーワード：フリーズドライ法，HLLW，高レベル放射性廃液，　固化

1. 緒言

高レベル放射性廃液のガラス固化は、現行法ではガラス成分と高レベル放射性廃液成分を混合し、1000℃付近まで加熱し、その溶融体を急冷して合成する。そのため、、揮発性が高い成分や易分解性成分は固定化することは困難である。そこで、高レベル放射性廃液とネットワーク形成成分を含む溶液を混合し、加水分解後、真空凍結乾燥（フリーズドライ法、、以下 FD 法と示す。）で水分を除去することで、高レベル放射性廃液成分を固定化するプロセスを開発した。今回は、FD 法により　HLLW 模擬廃液を Al_2O_3-SiO_2 系ゲル、Fe_2O_3-SiO_2 系ゲルに固定化した。その構造、化学的安定性について検討を行った。

2. 実験方法

アルカリ金属イオン、アルカリ土類金属イオン、遷移金属イオン、希土類金属イオン、貴金属イオンなどを含む溶液を HLLW 模擬廃液として用いた。HLLW 含有 Al_2O_3-SiO_2 系ゲルの調製については、所定量の HLLW 模擬廃液と 2M 硝酸アルミニウム溶液を混合した後、2M メタケイ酸ナトリウム溶液を所定量滴下した。混合物の ｐH が 6～7 になるように水酸化ナトリウムまたは硝酸溶液を加え、ゲル状物を得た。HLLW 含有 Fe_2O_3-SiO_2 系ゲルの調製については、2M 硝酸鉄（III）溶液を用いて同様に調製した。得られたゲル状物を液体窒素で急冷し、真空凍結（FD）乾燥後、真空下で 200℃ 2 時間加熱した。得られた固化物を水洗し、風乾して試料を得た。得られた試料の構造については　X線回折(XRD)、X 線吸収端微細構造測定（XAFS）などによって検討を行った。化学的安定性については、浸出速度試験 [1] を行った。試料組成については、SEM-EDX 分析により、また洗浄液、溶出液内の金属イオン濃度については ICP-AES 分析などにより調べた。

3. 結果および考察

XRD 測定により HLLW 含有 Al_2O_3-SiO_2 系ゲル試料および HLLW 含有 Fe_2O_3-SiO_2 系ゲル試料は非晶質であることが明らかとなった。また SEM-EDX によりゲル試料内に模擬 HLLW 溶液成分が確認され、ゲル試料に固定化されていることが明らかとなった。洗浄液の ICP-AES 分析より、アルカリ金属イオン以外の金属イオンは大部分が固定化されていることが明らかとなった。また 90℃ 7 日間の浸出速度試験において、HLLW 模擬廃液成分の希土類金属イオン、貴金属イオンはほとんど溶出せず、ゲル試料内に安定に固定化されていることが明らかとなった。本研究は　中部電力との共同研究「フリーズドライ法を用いた放射性廃液の低温ガラス固化プロセスの創生」の一環として行われた。

参考文献

[1] ASTM C1285, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2008.

---

*Akihiko Kajinami[1], Sou Watanabe[2]
[1]Kobe Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Comparing the Chemical Characteristics of Geopolymers Formed Using Two Different Metakaolin Products

*Mika Yamada, Guodong Cai, and Hideo Komine
Waseda Univ.

Geopolymers (GPs) are formed by alkali reaction of metakaolin, which is the primary raw material. Metakaolins (MKs) are available commercially with a variation in mineralogical composition. This study investigates whether the variation in metakaolin composition has a significant impact on the chemical characteristics of the GPs formed from them.

Keywords: geopolymer; metakaolin; chemical characteristics.

1. Introduction

Generally, GPs take the primary raw materials such as MK, coal fly ash, and blast furnace slag synthesized by alkali reaction. However, in nuclear waste encapsulation applications, MK is of interest considering the chemical variation of the primary material. MK is manufactured through the calcination of kaolin and therefore provides different mineralogical composition products. We have investigated whether two different MK products result in different chemical and physical characteristics of the GPs.

2. Experimental

The alkali solutions used to blend with two different MK products (A and B) were potassium silicate solution and potassium hydroxide solution. The GPs were produced with SiO_2/Al_2O_3 = 3.5, K_2O/Al_2O_3 = 1, and H_2O/Al_2O_3 = 12, by hand mixing of the MK products and alkali solution, at 22 °C. The GP grouts were cast in a plastic mold (φ50×100 mm) and the lid was sealed with a parafilm strip. Curing was performed at 30 °C for 5 days and at 40 °C for 4 days following removal of the strip. Fourier transform infrared (FTIR) spectroscopy data and X-ray diffraction (XRD) data were obtained for MK-A, MK-B, GP-A and GP-B.

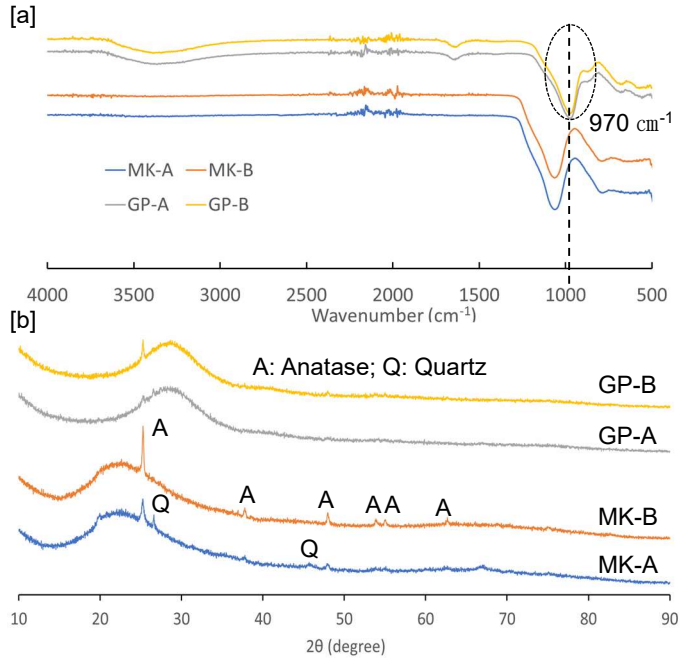


Fig. 1 FTIR spectra (a) and XRD data (b) for MK-A, MK-B, GP-A and GP-B

3. Results and discussion

For GP-A and GP-B spectra (Fig. 1a), the high intensity band at 1000 cm^{-1} with towered lower wavenumbers are consistent with the formation of potassium aluminosilicate hydrate gel. There is no significant difference in the bands comparing GP-A and GP-B. Reflections assigned to anatase and quartz are visible in the XRD data (Fig. 1b) for MK-A and GP-A. Only anatase is visible for MK-B and GP-B. In GP-B only, a crack on the upper surface was observed after the curing period. Uniaxial compressive strength (UCS) of GP-B also results in a lower value than of GP-A. The XRD visible quartz in MK-A may slow the rate of the dehydration condensation reaction to form the GP, thus it may cause the different appearance and UCS of GP-B.

4. Conclusions

Two different MK products were used to compare the chemical characteristics of the GPs formed from them. Further studies are needed to understand how the curing process is affected by different MK compositions, and to enable GPs to be formed that are suitable for intended applications.

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
(10) 加速劣化後のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの空隙構造と収着分配係数

A geopolymer for solidification of radioactive waste
(10) Void structure and sorption partition coefficient of geopolymers after accelerated deterioration

*足立 栄希[1]、関根伸行[1]、 Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]富士電機、[2]Jacobs Slovakia

長期間水に暴露される埋設後のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの健全性を評価するため、熱水中加熱による劣化加速法を検討している。今回、加速劣化後のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの空隙構造と Sr 収着分配係数(K_d)を評価した結果、含水量で評価した空隙率と K_d は 2872 年間に相当する期間で相関が見られた。埋設後の空隙量変化を予想することで、その時の K_d を推定できる可能性がある。

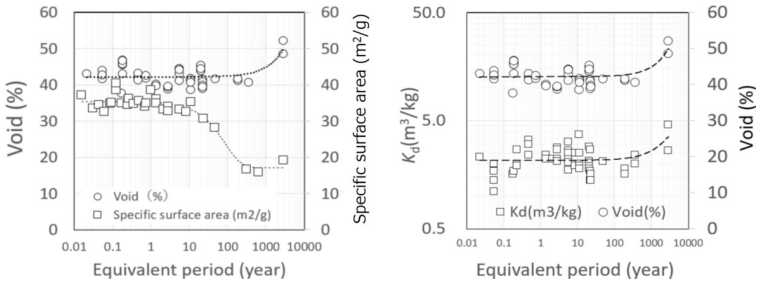
キーワード：ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ、健全性、収着分配係数、空隙構造

1. 緒言

ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰにおる核種の閉じ込め性の研究がおこなわれており、我々が調査している SIAL®では良好な初期性能を示している[1,2]。廃棄体埋設施設の健全性を担保するためには、廃棄体の健全性予測が重要であり、長期的な性能予測は埋設施設の合理的な設計に資する。一定期間経過後の健全性（強度と分配係数が一定値以上である状態）を推定するため、熱水中加熱法による圧縮強度の劣化挙動を報告した[3]。今回は加速劣化による SIAL 固化体の空隙構造と K_d の挙動を報告する。

2. 結果

試料形状を板とした SIAL 固化体を熱水に一定時間浸漬し溶脱を加速した後 Sr 含有平衡水を用いて K_d を評価し、空隙構造と K_d の加熱温度と時間で決まる換算時間（相当年）依存性を得た。その結果、365 相当年までは空隙率と K_d は 42 ±2 %と 2.2±0.5 m³/kg でほぼ一定であった。窒素ｶﾞｽ吸着法での比表面積は 20 相当年以上で減少した。2872 相当年では、空隙率と K_d の平均は 50%と 3.6 m³/kg であった。



図．365 相当年までは空隙率(○)は概ね一定で 2872 相当年で増加。比表面積(□)は 20 相当年以上で減少した(左)。相当年と空隙率(○)、K_d(□)の関係（右）。K_dは空隙率と相関している。溶脱＆収着時の液固比は 5.7。

3. 結論

空隙率と K_d が相関した事から、溶脱によるｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ内部空隙量の変化を予想する事で長期間経過後の K_d を推定できる可能性があると考えられる。今後、浸漬液組成による影響を調査する予定である。

参考文献

[1] 小野崎 公宏、デコミッショニング技報　第 55 号（2017 年 3 月）p28 -44
[2] 関根伸行、他、日本原子力学会、「2020 年 秋の大会」、予稿集、1B13 (2020)
[3] 足立栄希、他、日本原子力学会、「2021 年 秋の大会」、予稿集、3A15(2021)

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2]
[1]Fuji Electric, [2]Jacobs Slovakia

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

[2A18-21] Waste Management

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2022 4:55 PM - 6:00 PM Room A (E1 Bildg.1F No.10)

[2A18] Direct energy conversion using Ni/SiC Schottky junction in ^{237}Np and ^{241}Am gamma ray regions: Interfacial effect

Tatsuo Fukuda[1], Masaaki Kobata[1], Takahisa Shobu[1], *Kenji Yoshii[1], Junichiro Kamiya[1], Yosuke Iwamoto[1], Takahiro Makino[2], Yuichi Yamazaki[2], Takeshi Ohshima[2], Yasuhiro Shirai[3] (1. JAEA, 2. QST, 3. NIMS)

4:55 PM - 5:10 PM

[2A19] Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes

*Mitsuhiro Ohwada[1], Hayato Koyama[1], Jun Kijima[1], Atsuhiro Shibata[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[2A20] Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes

*Jun Kijima[1], Hayato Koyama[1], Mitsuhiro Ohwada[1], Atsuhiro Shibata[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

[2A21] Study on evaluation method of gamma-ray skyshine radiation dose rate during storage of radioactive waste by PHITS

*KAZUKI ASAKURA[1], YUSUKE SHIMOMURA[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Ni/SiC ショットキー接合を用いた ^{237}Np および ^{241}Am ガンマ線領域の放射線直接エネルギー変換：発電能力に及ぼす界面の影響

Direct energy conversion using Ni/SiC Schottky junction in ^{237}Np and ^{241}Am gamma ray regions: Interfacial effect

福田 竜生[1], 小畠 雅明[1], 菖蒲 敬久[1], *吉井 賢資[1], 神谷 潤一郎[1], 岩元 洋介[1], 牧野 高紘[2], 山崎 雄一[2], 大島 武[2], 白井 康裕[3], 矢板 毅[1]

[1]JAEA, [2]QST, [3]物材機構

Ni/SiC 接合を用い、放射光をガンマ線に見立てた測定から、^{237}Np および ^{241}Am のガンマ線領域での直接エネルギー変換を観測した。放射光硬 X 線光電子分光および二次イオン質量分析により、接合界面での化学反応の有無によりエネルギー変換効率が大きく変化することが分かった。

キーワード：放射性廃棄物, エネルギー変換, 放射光, 硬 X 線光電子分光, 二次イオン質量分析

1. 緒言

我々は最近、放射性廃棄物を資源化する試みとして、半導体接合を用いたガンマ線の直接エネルギー変換研究を行っている[1]。前回、Ni/SiC ショットキー接合での発電を報告したが、今回は発電量の異なるこの系について界面を分析することにより、その違いの起源を調べた。

2. 結果

試料は単結晶 SiC 上に Ni 薄膜を 80nm 積層したショットキー接合を用いた。エネルギー変換実験は、^{237}Np からのガンマ線(30keV)および ^{241}Am からのガンマ線(60keV)の利用を想定し、SPring-8 の JAEA 専用ビームライン BL22XU からの単色放射光 X 線を用いて行った。電圧-電流(IV)特性は Keithley 社のソースメータ 2401 型により測定した。電力は 1cm^2 当たりに換算して 0.1 mW 程度と、前回報告とほぼ同じであった。さらに、モンテカルロ法（PHITS コード）により試料内部におけるガンマ線吸収を求めた。これを考慮したところ、エネルギー変換効率は 1-2％であり、過去報告された III-V 属半導体での値と近い[2]。しかし、試料によっては、変換効率は 1/10 以下であった。この起源を明らかにするため、放射光硬 X 線光電子分光と二次イオン質量分析を併用して Ni-SiC 界面の分析を行ったところ、発電量の少ない試料では界面で化学反応が起こっており、ショットキー接合が損傷を受けていることが分かった。

3. 今後について

Ni/SIC でのガンマ線エネルギー変換効率は%程度であり類似系と同程度であったが、試料作製に上記の複数手法をフィードバックさせることで、より効率の良い試料の作製を行っていく。

参考文献

[1] 吉井他、日本原子力学会、2019 年春の年会および秋の大会.

[2] S. Butera, M. D. C. Whitaker, A. B. Krysa, A. M. Barnett, *Sci. Rep.* **7**, 4981 (2017).

Tatsuo Fukuda [1], Masaaki Kobata [1], Takahisa Shobu [1], Kenji Yoshii [1], Junichiro Kamiya [1],Yosuke Iwamoto [1], Takahiro Makino [2], Yuichi Yamazaki [2], Takeshi Ohshima [2], Yasuhiro Shirai [3], Tsuyoshi Yaita[1]

[1]JAEA, [2]QST, [3]NIMS

難処理性有機液体廃棄物処理のための水蒸気改質処理技術開発
（1）水蒸気改質処理法を用いたフッ素油の処理技術開発状況

Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes
(1) Progress of technology development for fluorine oil treatment with steam reforming system

*大和田 光宏[1]，小山 勇人[1]，木島 惇[1]，柴田 淳広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ウランで汚染された難処理性有機廃液の処理技術として、水蒸気改質処理法(SR 法)の技術開発を進めている。本件では、SR 法によるフッ素系合成潤滑油(フッ素油)の連続処理に向けた技術開発のうち、フッ素油分解時に発生する煤の影響を評価した。試験の結果、フッ素油濃度又はフッ素油の分解温度を最適に調整することで煤による影響を軽減でき連続処理が可能であることが明らかになった。

キーワード：水蒸気改質処理，有機廃液，フッ素油，廃油，腐食

1. 緒言

フッ素油は、SR 法を用いた処理試験装置(Fig.1）のようにガス化装置内で還元性雰囲気にて熱分解させた場合、多量の煤が発生する。この煤の一部が有機ガスに同伴し、高温フィルタを徐々に閉塞させ、後段の主反応器内での燃焼が不安定になるといった現象がみられた。そこで、煤発生量に影響を及ぼすフッ素油濃度及び熱分解温度をパラメータとし、各条件での連続処理を行い、高温フィルタ前後の差圧(ΔP)の上昇挙動及び主反応器での燃焼安定性について評価した。

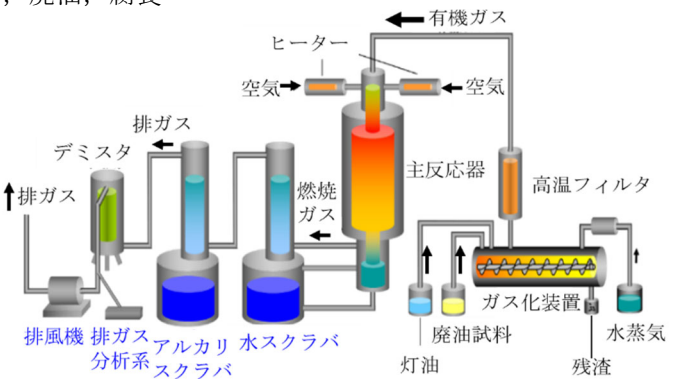


Fig.1 SR 法を用いた処理試験装置概要

2. 試験方法及び評価

2-1. フッ素油濃度の影響評価

廃油試料である助燃剤(NEOVAC®)中のフッ素油(ダイフロイル®)の濃度を 10、15、20、30、40 wt%と変えて連続処理を行い、それぞれの条件での高温フィルタ前後の差圧 ΔP を比較した(Fig.2)。

2-2. フッ素油熱分解温度の影響評価

フッ素油の熱分解温度(ガス化装置温度)及び高温フィルタ温度の違いによる影響について評価するため、条件①：ガス化装置温度 600 ℃、高温フィルタ温度 650 ℃、条件②：ガス化装置温度 650 ℃、高温フィルタ温度 700 ℃として、それぞれの条件で主反応器内燃焼温度及びガス化装置内圧力の挙動を比較した(Fig.3)。

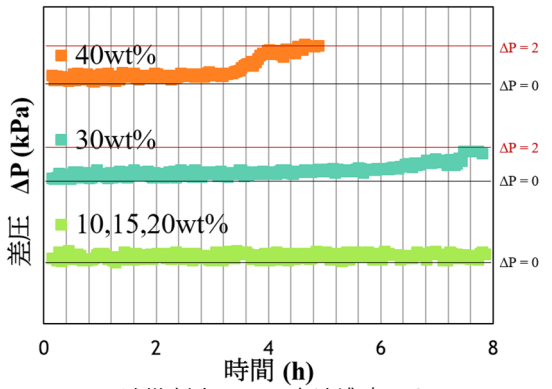


Fig.2 助燃剤中のフッ素油濃度による差圧(ΔP)の経時変化

3. 結果及び考察

Fig.2 より、フッ素油濃度 10、15、20 wt%では、8h 経過後でも ΔP の上昇が見られず、煤による高温フィルタの閉塞は認められなかった。また Fig.3 より、分解温度が高い条件②では条件①と比較して燃焼温度が安定し、ガス化装置内圧力の上昇頻度が低減されていることが分かった。したがって、フッ素油濃度 20 %以上であっても分解温度を上げることでフィルタに蓄積された煤の燃焼が促進され、フィルタ閉塞が軽減されることで連続処理が可能であることが明らかとなった。

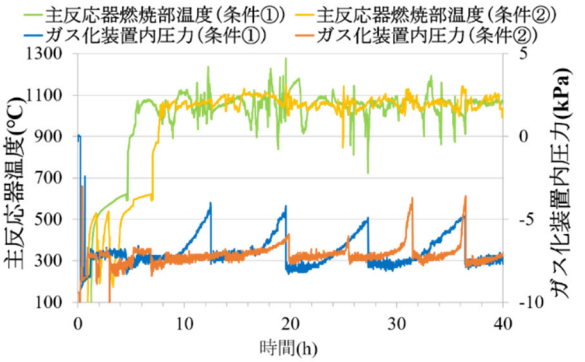


Fig.3 フッ素油熱分解温度による燃焼温度及び圧力の経時変化

4. 今後の予定

長期間の連続処理において、フッ素油に含まれる塩素が装置に与える腐食の影響及びその対策について検討・評価を進める予定である。

参考文献

[1] 坂下 耕一，石井 直之，木島 惇，青柳 義孝，萩原 正義，福嶋 峰夫，水蒸気改質処理法による廃油の処理試験結果（平成 30 年度），JAEA-Testing 2020-003，JAEA，2020.

*Mitsuhiro Ohwada[1], Hayato Koyama[1], Jun Kijima[1] and Atsuhiro Shibata[1]
[1]JAEA.

難処理性有機液体廃棄物処理のための水蒸気改質処理技術開発
(2)水蒸気改質処理試験装置主反応器内面の炉材補修工法の適用性確認

Development of steam reforming system for treatment of difficult-to-treat organic liquid wastes
(2)Applicability of a repair method for refractory materials treating inside of main reactor in steam reforming system

*木島 惇[1]，小山 勇人[1]，大和田 光宏[1]，柴田 淳広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ウランで汚染された難処理性有機液体廃棄物の処理技術として、水蒸気改質処理装置の開発を進めている。
本発表では、装置内面に施されたアルミナ系耐火材表層に生じる経年劣化を原因とした剥離やひび割れの補修工法の適用性について報告する。

キーワード：放射性液体廃棄物，水蒸気改質

1. 緒言

水蒸気改質処理装置の主要構成要素である主反応器は燃焼部及び急冷容器部から構成されており、燃焼部ではガス化した有機液体廃棄物と加熱空気が混合され、酸化反応により、水と二酸化炭素に完全分解される。

主反応器の燃焼部内面には耐火材が施されている。耐火材は燃焼に伴い発生する高温の塩化水素、フッ化水素に晒される環境で使用されてきたものであり、経年劣化により耐火材表層の最大深さ 10 mm の剥離やひび割れが生じることを確認している。そこで、実際に劣化した耐火材表層を 2 種類の補修工法により補修し、水蒸気改質処理と同様の燃焼条件で燃焼試験を実施し、それぞれの補修工法の適用性を評価した。

2. 耐火材の補修及び評価

2-1. 耐火材の補修

補修材と既設耐火材の親和性を考慮し、既設耐火材と同等な組成、最高使用温度、線変化率を持つ補修材として、プラスチック耐火物である補修材①及びリン酸塩耐火物である補修材②の 2 種類を候補とした。2 種類の補修工法により、実際に劣化した耐火材表層を補修し、熱硬化処理した後、水蒸気改質処理と同様の燃焼条件で燃焼試験を実施した。

2-2. 補修工法の評価

燃焼試験によって発生する酸性ガスに起因した補修材の脆化影響及び既設耐火材と補修材間の密着性を評価するために、燃焼試験前後における各補修材の硬さ及び引張強度を測定し、結果を比較した。また、熱硬化処理後及び燃焼試験後における各補修材のひび割れや剥離の有無について目視観察した。

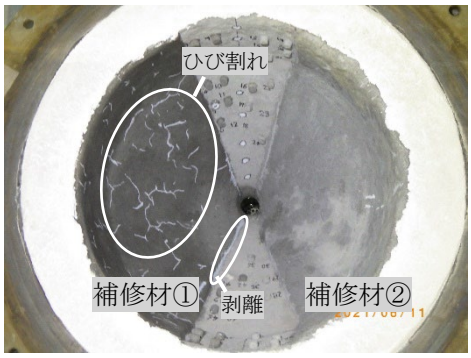


Fig.1 熱硬化処理後における主反応器内部状態

3. 結果及び考察

熱硬化処理後の主反応器内部写真を Fig.1 に示す。熱硬化処理後において、補修材①を用いた箇所は全体的なひび割れや耐火材の剥離が見られた。一方、補修材②は燃焼試験後においても剥離やひび割れがなく、硬さ測定及び引張強度測定の結果より、補修材が脆化することなく、耐火材と強固に密着していた。リン酸塩耐火物である補修材②は主反応器の補修に適用可能である。

---

*Jun Kijima[1], Hayato Koyama[1], Mitsuhiro Ohwada[1] and Atsuhiro Shibata[1]
[1]JAEA.

モンテカルロ法計算コード PHITS を用いた放射性廃棄物保管時の γ線スカイシャイン線量評価

Study on evaluation method of gamma-ray skyshine radiation dose rate during storage of radioactive waste by PHITS

*朝倉 和基[1]，下村 祐介[1]
[1]JAEA

近年、計算機の性能が飛躍的に向上していることから、遮蔽計算についてもモンテカルロ法が広く使用されている。モンテカルロ法計算コード PHITS は、標準で 3D モデルの記述が可能なこと等、モデル作成や境界条件の設定が容易であり、多種多様な放射性廃棄物を集中保管する施設における線量評価の検討に有効活用できる可能性がある。本発表では、PHITS を用いた放射性廃棄物保管時の γ 線スカイシャイン線量評価結果の検証及び今後の廃棄物の保管配置検討の展望について報告する。

キーワード：放射性廃棄物，遮蔽計算，γ 線スカイシャイン，モンテカルロ法，PHITS

1. 緒言

モンテカルロ法は、部分的に精度を要求される領域に限定した計算に用いられる場合が多い。これは、他の計算法と比べて計算時間が長くなることに起因しており、一般的に分散低減法が用いられる。分散低減法は、計算領域に重要度を設定して計算効率を上げる手法である。ただし、廃棄物を集中保管する施設においては、線源数が数千となり、線源位置が広範囲に分布するため、計算領域に重要度を設定することが困難になる。そこで、MPI 並列計算機能を用いた計算時間の低減と分散低減法を導入しない [t-point]（ポイントタリー機能）による手法を検討することとした。

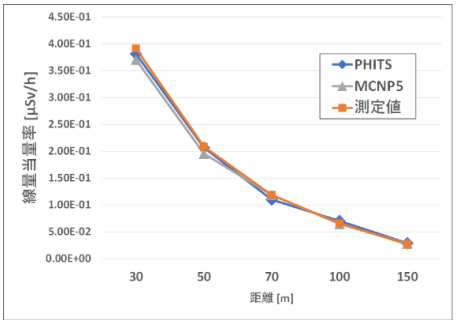


図 1　距離ごとの線量当量率の推移

2. PHITS を用いた放射性廃棄物保管時のγ線スカイシャイン評価

本計算方法（[t-point]等）におけるスカイシャイン線量値の妥当性を確認するため、米国の遮蔽実験用野外実験場にて行われた Co-60 点線源を用いた実験[1]の測定値及び MCNP5 で計算された文献値[2]と PHITS で計算した結果を比較して、PHITS によるスカイシャイン線量評価計算の妥当性を確認した。計算結果を、図 1 に示す。各データは、同程度の値を示しており、PHITS と測定値の差は平均で+0.53%であることから、PHITS によるスカイシャイン線評価計算の妥当性を確認した。

本結果を踏まえて、放射性廃棄物保管時のγ線スカイシャイン線量評価を行った。加えて、モデル記述（図 2 参照）や、廃棄物保管時のγ線スカイシャイン線量評価の考察及び今後の展望について報告する。

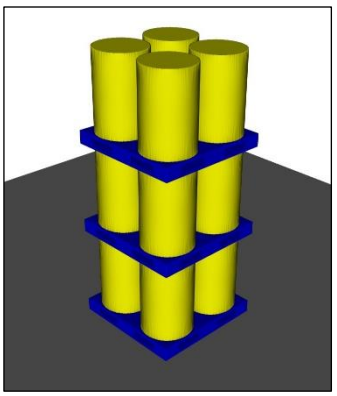


図 2　廃棄物パッケージモデル図

参考文献

[1] R. R. Nason, J. K. Shultis, R. E. Faw & C. E. Clifford, “A Benchmark Gamma-Ray Skyshine Experiment” Nuclear Science and Engineering, 79:4, (1981) pp. 404-416.
[2] 木下 郁男他，“モンテカルロコード EGS, MVP, MCNP によるガンマ線スカイシャイン線量評価性能の比較検討”，INSS journal 編集委員会編 vol.16, (2009) pp. 282-292.

*Kazuki Asakura[1] and Yusuke Shimomura[1,]
[1]JAEA

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

[2B01-05] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 1

Chair:Yukihiro IGUCHI(Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:50 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B01] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroyuki Kazama[2], Kenji Konashi[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[2B02] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2], Katsuya Suzuki[1], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Atsushi Ohuchi[3], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NFD)

9:45 AM - 10:00 AM

[2B03] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Kenta Yoshida[1], Hotaka Miyata[1], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2B04] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Tatsuya Suzuki[1], Zhuoran Ma[1], Fauzia Hanum Ikhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[3], Chikage Abe[3], Kenji Konashi[3] (1. Nagaoka University of Technology, 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

[2B05] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*ZhuoRan Ma[1], Hiroyuki Kazama[3], Yoshiya Homma[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（9）概要および模擬デブリ作製

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(9) Overview and fabrication of simulant fuel debris

*樋口徹[1]，三浦祐典[1]，大内敦[1]，風間裕行[2]，小無健司[3]，永井康介[3]
[1]NFD，[2]JAEA，[3]東北大

福島第一原子力発電所（1F）燃料デブリ分析技術の高度化および分析研究者・技術者育成を目的として、誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS/MS）による燃料デブリ超微量分析技術の開発を進めている。本発表では、事業概要および試料となる模擬デブリの作製について紹介する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，超微量分析，ICP-MS/MS，模擬デブリ

1. 緒言　1F における燃料デブリ取り出しを安全かつ着実に進め、さらにその処理・処分方法を検討するためには、高精度な燃料デブリ分析が不可欠であり、特に、U、Pu のようなアクチノイド核種や FP の分析が重要である。しかしながら、核種の多様性、高放射能及び難溶性成分の存在などが高精度分析の障害になると予想され、加えてそれらの分析を適切に実施できる技術者が極めて少ないという課題もある。そこで本事業では、ICP-MS/MS による燃料デブリの超微量分析技術を確立し、併せて、ホットラボで活躍する若手研究者・技術者の裾野を広げ、その育成を行うことを目的としている。

2. 実施概要　本事業では、模擬燃料デブリの溶解特性評価（JAEA、長岡技大)、燃料デブリの主要分離・分析プロセスの確立（JAEA、長岡技大)、模擬燃料デブリの作製（NFD、東北大)、ICP-MS/MS によるアクチノイド元素分析に係わる基礎データの取得（東北大、長岡技大）及び廃棄物処分におけう燃料デブリの安定性研究（九大）の 5 項目について研究を行っている。これまでに、U，Zr および Fe から成る模擬燃料デブリおよび U 非含有の模擬燃料デブリを用いた各種試験・分析を実施してきており、それらの成果をシリーズ発表として報告する。

3. 模擬デブリ作製　本研究では、UO_2、$ZrO_2(NO_3)_2{\cdot}2H_2O$ 及び同位体比 50% の ^{57}Fe を含む $Fe(NO_3)_3$ を U:Zr:Fe=3:1:1 になるように混合した硝酸溶液にアンモニア水を加え、共沈させることにより、均質な U、Zr 及び Fe の混合粉末を調整した。混合粉末を焙焼・還元後、圧縮成型し、100%H_2 雰囲気、1500℃において 2 時間の焼結を行い、ペレット状の模擬デブリを作製した。図 1 に示す EDS 分析および XRD 測定により、作製した模擬デブリは、U リッチの立方晶、Zr リッチの正方晶および数μm の金属 Fe 析出物で構成され、ほぼ均質であることが確認された。作製した模擬デブリは、東北大学によるメスバウアー測定に使用された。

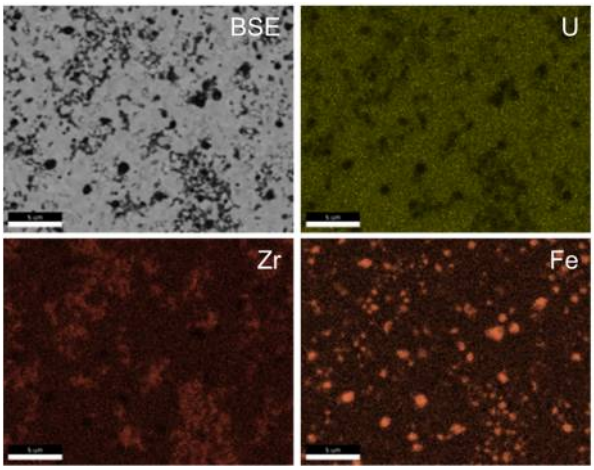


図１　共沈法によって混合した粉末(U:Zr:Fe=3:1:1)から作製した模擬デブリの面分析結果

本研究は、令和３年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果である。

*Toru Higuchi[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ouchi[1], Hiroyuki Kazama[2], Kenji Konashi[3] and Yasuyoshi Nagai[3]
[1]NFD, [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(10)メスバウアー分光ならびにX線回折を用いた模擬デブリの評価

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(10) Mössbauer and XRD analyses of simulated fuel debris

*本間 佳哉[1], 風間 裕行[2], 鈴木 克弥[1], 松尾 悟[1], 吉田 健太[1], 大内 敦[3], 三浦 祐典[3], 樋口 徹[3], 小無 健司[1], 永井 康介[1]
[1]東北大, [2]JAEA, [3]NFD

本研究では還元雰囲気で調製された模擬デブリに対し、^{57}Feメスバウアー分光、粉末X線回折(XRD)、走査型電子顕微鏡(SEM)を用いて、母相(ウラン酸化物)ならび析出相の分析を行った。

キーワード：模擬デブリ，メスバウアー分光，XRD，SEM

1. 緒言

メルトダウンした福島第一原発のデブリには、核燃料に加え圧力容器のステンレス鋼ならびに燃料被覆管のジルコニウム合金が相当量溶け込んでいると推察される。本研究では実験室で再現した模擬デブリに対し、メスバウアー分光、粉末X線回折、SEMを適用することにより、燃料母相ならびにFeとZrの存在形態を明らかにした。

2. 実験方法

本研究は、NFDで調製されたペレット状の模擬デブリを東北大学金属材料研究所・附属量子エネルギー材料科学国際研究センターに移送して行った。X線回折はペレットをすり潰した粉末試料に対してCu回転対陰極の高強度X線源を有するリガク製RINT-2000を用いて2θ=20～120°の範囲で行った。さらに同じ粉末試料をカプトンフィルムに30μm程度の厚さに塗布し、透過法による^{57}Feメスバウアー分光測定を室温で行った。またペレットの表面分析を走査型電子顕微鏡W-SEMによって行った。

3. 結果と考察

X線回折より母相の格子定数は理想的なウラン二酸化物UO_2よりも1%程度縮小したa=5.4177 Åとなっており、酸素過剰の$UO_{2.35}$[1]もしくは三元系の$Zr_{0.17}U_{0.83}O_2$[2]が形成されていると考えられる。さらに、α-Fe、正方晶ジルコニアt-ZrO_2、単斜晶ジルコニアm-ZrO_2のブラッグピークが観測された。一方、模擬デブリの^{57}Feメスバウアースペクトルは6本に磁気分裂し、純鉄α-Feのスペクトルと内部磁場・アイソマーシフト・半値幅も完全に一致することから、デブリ中のFe原子はすべて単体の純鉄α-Feとして析出することが判明した。鉄が金属単体として存在してさらにジルコニウムが低温相のt-ZrO_2と高温相のm-ZrO_2の酸化物として混在する実験結果に対し、エリンガムダイアグラム等による熱力学的な解釈を加えると、デブリが晒されていた雰囲気や温度、さらには冷却過程を推し量ることが可能である。学会ではW-SEMの結果も加えて模擬デブリの存在形態に対する知見を総括する予定である。

参考文献

[1] A.V. Alekseyev, L.A. Anan'yeva, and R.P. Rafal'skiy, Int. Geol. Rev. **23** (1981), 1229.

[2] N.K. Kulmarni, K. Krishnan, and U.M. Kaser, J. Nuc. Mat., 384 (2009), 81.

---

*Yoshiya Homma[1], Hiroyuki Kazama[2], Katsuya Suzuki[1], Satoru Matsuo[1], Kenta Yoshida[1], Atsushi Ohuchi[3], Yusuke Miura[3], Toru Higuchi[3], Kenji Konashi[1], Yasuyoshi Nagai[1]

[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]NFD

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（11）球面収差補正透過電子顕微鏡を用いた模擬デブリ粒界偏析の評価

Development of ultra micro analysis technology for fuel debris analysis

(11) Evaluation of grain boundary segregation in a simulated debris using AC-TEM

*吉田健太[1]，宮田穂高[1]，小無健司[1]，永井康介[1]

[1]東北大学

燃料デブリの生成時の温度や酸素雰囲気の推定、および、燃料デブリの物性評価のために必要な構造・組成情報を取得することを目的として、 模擬燃料デブリ中の Fe 原子の分布、(U, Zr)0_2 粒界層中の Fe クラスターの原子構造を球面収差補正透過電子顕微鏡(AC-TEM)によるナノスケー ルの分析顕微鏡法を用いて調べた。

キーワード：模擬燃料デブリ，(U,Zr)O_2，透過電子顕微鏡

1. 緒言　Molten corium-concrete interaction: MCCI 生成物の性状を正しく理解することは、燃料デブリの取り出しを始めるうえで重要である。我々は、３次元 SEM-FIB 観察および原子分解能 AC-TEM 観察など最先端の分析顕微鏡法を(Zr, M)SiO_4 模擬 MCCI 生成物(M; U, Fe, Al etc.)に適用し、サブミクロンスケールの構造解析を行ってきた。これまでに、一部の(Zr, U)SiO_4 模擬 MCCI 生成物(M; U, Fe, Al etc.)中にステンレス鋼由来の Fe 領域が生成し、その Fe 領域がクラック形成に影響していることを見出した。本研究では、Fe 添加(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリに分析顕微鏡法を適用し、(U, Zr)O_2 粒界近傍の Fe 原子の分布を詳細に調べた。

2. 実験　実験試料には、25%Fe 添加(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリを用いた。３次元 SEM-FIB 観察によって Fe 粒子の分布を調べた後、球面収差補正透過電子顕微鏡 (AC-TEM, ARM 200F)によって原子分解能で(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリ表面・界面近傍の Fe 原子の構造解析を行った。

3. 結果と考察

図 1(a)には、３次元 SEM-FIB 観察で判明した Fe 添加(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリ中の Fe 粒子の分布を示す。黒い領域が Fe ナノ粒子を示し、一部に Fe ナノ粒子の凝集が確認された。図 1(b)は基準位置から Z 方向に 26μm の断層像(2 値化)であり、模擬燃料デブリ内部にも黄色丸で示されるような 20μm サイズの凝集体が形成していることが分かった。本研究では、マイクロサンプリング法で薄膜試料を作製し、原子スケールの構造解析を行った。図 1(c)には、低倍率の AC-TEM 像および回折図形、図 1(d)には、(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリの粒界の原子分解能像をそれぞれ示す。AC-TEM 観察によって、(U, Zr)O_2 多結晶粒の結晶系は正方晶、格子定数は 0.49nm でることが確認された。また、Fe はランダム粒界に純鉄（BCC, 立法晶）の結晶格子を有する 1nm 程度のクラスターとして存在していることが判明した。（図 1(c)中、破線丸が Fe クラスター）

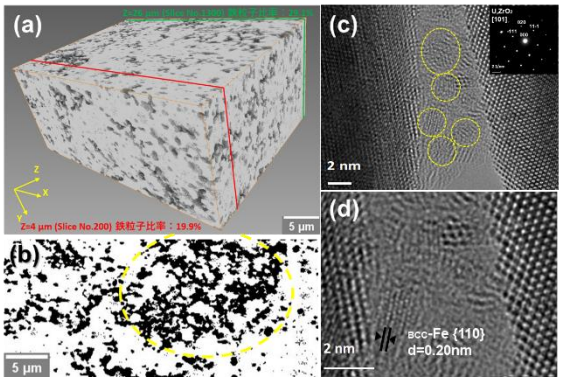


図 1 Fe 添加(U, Zr)O_2 模擬燃料デブリからの (a)3D-FIB-SEM, (b) Z=26μm の断層像(2 値化), (c) AC-TEM 像（低倍率、回折図形）, (d)粒界 Fe クラスターの原子構造像.

本件は、令和 3 年度-令和 4 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究 課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

---

*K. Yoshida[1], H. Miyata[1], K. Konashi[1], Y. Nagai[1]

[1]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(12)燃料デブリ中のアクチノイド分析のための溶解と分離フローシートの検討

Development of Ultramicro Analysis Technology for Fuel Debris Analysis

(12) Flowsheet of Debris Dissolution and Nuclide Separations for Actinide Analyses in Fuel Debris

*鈴木 達也[1]，麻 卓然[1]，Fauzia Hanum Ikhwan[1]，風間 裕行[2]，
本間 佳哉[3]，阿部 千景[3]，小無 健司[3]
[1]長岡技術科学大学，[2]原子力研究開発機構，[3]東北大学

燃料デブリ中に含まれるアクチノイド等の核種の分析を精密に行うための溶解と分離フローシートを溶解実験や分離実験を元にして検討したので報告する。

キーワード：燃料デブリ，化学転換，溶解，アクチノイド分析，化学分離，クロマトグラフィ，分離フロー

1. 緒言

我々は、燃料デブリに含まれるアクチノイドの分析（元素分析および同位体比分析）を検討している。アクチノイド分析にはICP-MS/MSを主な手法として用いる予定である。燃料デブリに含まれるアクチノイドの分析では、難溶解性物質である模擬デブリの溶解、同重体干渉除去のためのアクチノイド相互分離が必要となる。燃料デブリの溶解では、熱化学反応を用いた粉体化技術の開発、易溶解性物質への化学転換を利用し合溶解法を検討しており、更にはアルカリ融解を用いた溶解についても検討している。アクチノイドの相互分離に関しては、基本的には市販されている吸着体を用いたクロマトグラフィ技術を組み合わせることに実現することを目指している。今回は、検討している方法の現状について紹介する。

2. 溶解と核種分離

溶解法の検討では、難溶解性物質の溶解で実績のあるアルカリ融解法、新手法である塩化物化学転換法を検討している。それぞれの方法に利点と欠点があるので、どちらか一つではなく、これらの手法の特徴を明確化し、次の分離技術に結び付けることを目的とし、データを収集している。

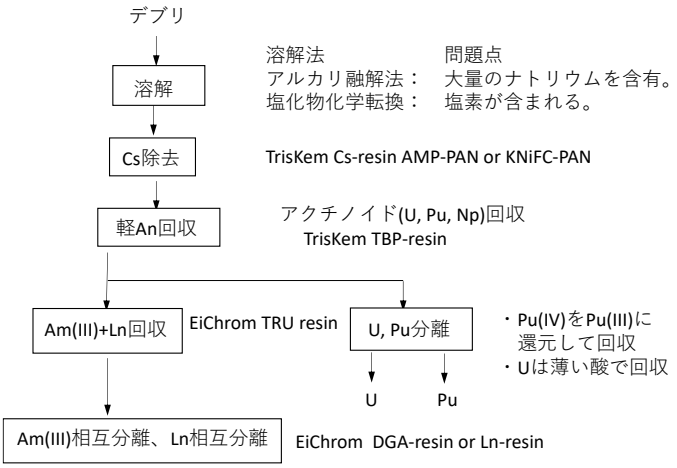


図. 分離工程の検討図

分離工程の検討では、市販されている吸着体のカタログデータをもとに大まかな分離工程を考え、次にバッチ試験で分配係数を確認、続いて得られた分配係数に基づき、カラム試験を行い、分離フローを検討している。アクチノイドの分離では、PUREXをベースとした軽アクチノイドの分離法、抽出クロマトぐあふぃをベースとした３価アクチノイドの相互分離法を検討している。なお、ICP-MS/MSの分析では、アクチノイドと希土類元素の分離は質量が全く異なるので分離の必要はない。また、アクチノイドの分離の前に線量を下げるのを目的にセシウム分離の工程を置いている。

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果である。

---

*Tatsuya Suzuki[1], Zhuoran Ma[1], Fauzia Hanum Ihhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Yoshiya Homma[3], Chikage Abe[3] and Kenji Konashi[3]
[1]Nagaoka Univ. Technol., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発 (13)アルカリ融解法を用いたウランとジルコニウムの混合比の異なる模擬デブリの酸溶解特性

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(13) Dissolution behaviors of simulated debris with different uranium/zirconium ratios by using alkaline fusion method

*ZhuoRan Ma[1], Hiroyuki Kazama[3], Yoshiya Homma[2], Konashi Kenji[2], Tatsuya Suzuki[1]
1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA

Abstract:The dissolution of nuclear fuel debris generated from Fukushima nuclear power plant accident is necessary for the accurate and precise analyses of actinides and fission products. We have proposed the chemical conversion of insoluble nuclear fuel debris into soluble substances by alkaline fusion method. In the present work, the dissolution behavior in Nitric acid and Hydrochloric acid of simulated nuclear debris including UO_2-ZrO_2 by alkaline fusion reaction with Na_2O_2 were studied. The dissolution rate reached more than 99% by the weight of residue after filtration.

Keywords: Simulated Debris, Alkaline Fusion, Dissolution

1. Introduction

Fuel debris generated in severe nuclear accident (especially Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants accident) contains nuclear fuel and core structural materials, and/or concrete materials. Thus, debris are difficult to dissolved into aqueous solutions. Analyses of actinides and several kinds of nuclides are required for planning of the effectual management of debris, and of the adequate decommissioning[1].Now we have proposed that these substitutes are chemically converted into easily soluble substitutes by thermochemical reactions. For this reason, the basic research on the powder of uranium oxide and uranium-zirconium mixture is carried out first.

2. Experiment method and results

For the simulated debris pellet with U-Zr mole ratio of 1 to 1 and sintered for 10 minutes at 1400℃, they were ground to powder and checked by XRD and SEM. The powder next mixed with Na_2O_2 with mass ratio of 1 to 10 (0.05g/0.5g). After heating at 650℃ for 1 hour, they were dissolved with 6mol/l nitric acid or 6mol/l Hydrochloric acid. After pressure filtration, weigh the dried filter paper to determine the quality of the filter residue. The U and Zr concentrations in the filtrate will be further analyzed by ICP-MS in the next study.

3. Conclusion

Although the filtrate may contain a large amount of Na complexes, high dissolution rates were achieved for both 6 mol/l nitric acid and hydrochloric acid. The dissolution rate reached more than 99% by the weight of residue after pressure filtration.

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] Washiya T., et al. Proc. 23th Inter. Conf. Nucl. Eng. p. 37

---

*ZhuoRan Ma[1], Hiroyuki Kazama[3], Yoshiya Homma[2], Konashi Kenji[2], Tatsuya Suzuki[1]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2] Tohoku Univ., [3]JAEA

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

[2B06-09] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 2

Chair:Taro Shimada(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 10:50 AM - 11:55 AM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B06] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Fauzia Hanum Ikhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Chikage Abe[3], Kenji Konashi [3], Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Of Tech., 2. JAEA, 3. Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2B07] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Hiroyuki Kazama[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Shinichi Koyama[1], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3], Yasuyoshi Nagai[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2B08] Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

*Minamihara Suguru[1], Idemitsu Kazuya[1], Inagaki Yaohiro[1], Arima Tatsumi[1] (1. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2B09] Fukushima Daiichi Power Station Unit 1 About accidents caused by damage to the pedestal foundation and countermeasures

*Haruo Morishige[1], Yasufumi Kitamura[2], Yosuke Yamashiki[3] (1. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, 2. Kitamura Co., Ltd, 3. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（14）TBP 樹脂を用いた模擬デブリ溶解液からのウラン回収

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(14) Uranium recovery from simulated debris solution by using TBP resin

*Fauzia Hanum Ikhwan[1]，風間裕行 [2]，阿部千景 [3]，小無健司 [3]，鈴木達也 [1]

長岡技科大 [1]，JAEA[2]、東北大 [3]

Recovery of uranium from simulated debris solution by column separation was performed in the present study. The extraction of uranium was conducted by using TBP resin as impregnated resin in two different condition, hydrochloride acid and nitric acid solutions. Uranium recovery from simulated debris solutions by TBP resin was confirmed in both conditions.

Keywords: fuel debris, actinide analysis, uranium recovery, TBP Resin, column separation

1. Introduction

We have been developing the nuclide separation methods as pretreatment for precious fuel debris analyses. Especially for actinide analyses, the mutual separation of actinides is required in order to remove the isobar interference. TBP is one of the most powerful extractants of actinides, i.e., the extractant used in PUREX process[1]. Recently, TBP-impregnated resin (TBP resin) was commercially supplied by TrisKem Int.[2]. In the present study, uranium extraction experiments were conducted by using TBP resin in HNO_3 and HCl solutions.

2. Experimental

7.75 mL of TBP resin was prepared in the Muromac mini column L. The resin height is 9 cm. We prepared the simulant debris solutions with U in 6 mol/L (M) of HNO_3 or HCl solution. 0.5 mL of the simulant debris solution was feed in the above column. 20mL of 6 M HNO_3 or HCl solution was added in this column for the adsorption of U. After this, U was eluted by 0.1 M HNO_3 or HCl solution. U and the stable isotopes of other elements were detected by ICP-MS/MS, Agilent 8900. The radioisotopes such as ^{241}Am were detected by Gamma-ray spectrometer.

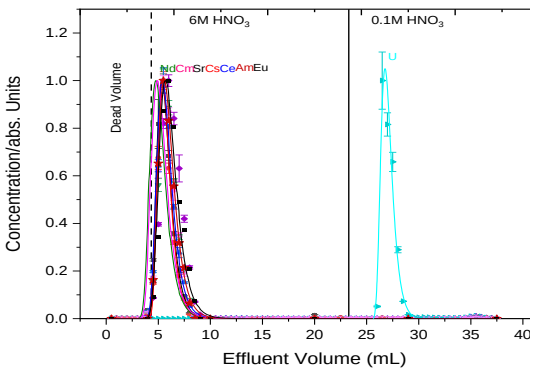


Figure 1. Extraction of uranium by using TBP resin in HNO_3 solution

3. Result

The result of column experiment in HNO_3 solution is shown in Fig. 1. We confirmed that extraction of U from the simulant debris solution. In addition, we also confirmed that extraction of U in HCl solution system.

Acknowledgment

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

[1] Kenju Watanabe., (1964). Journal of Nuclear Science and Technology, 1, No 5, p.155-162

[2] Dirks C et al, 2014. 17th Radiochemistry conference, Marianske lazne (Tcheque Republic)

---

*Fauzia Hanum Ikhwan[1], Hiroyuki Kazama[2], Abe Chikage[3], Konashi Kenji[3] and Tatsuya Suzuki[1]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（15）ICP-MS/MS による Am/Cm 相互分別

Development of Ultramicro Analysis Technology for Fuel Debris Analysis

(15) Mutual Discrimination of Am/Cm using ICP-MS/MS

*風間裕行[1], 関尾佳弘[1], 前田宏治[1], 小山真一[1], 鈴木達也[2], 小無健司[3], 阿部千景[3], 永井康介[3],
[1]JAEA, [2]長岡技大, [3]東北大

燃料デブリ中のアクチノイドを含む多元素の分析を簡易かつ高精度で行うための手法開発として、ICP-MS/MS の利用を検討している。本研究では、化学的湿式相互分離が困難とされる Am 及び Cm に着目し、これらを単離する前処理を行わずに分析を可能とする ICP-MS/MS による Am/Cm 相互分別条件を検討した。

キーワード：燃料デブリ, ICP-MS/MS, Am, Cm, 分析化学

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるために、燃料デブリ中の核種分析法の確立は喫緊の課題である。報告者らは、超微量の多元素を同時かつ迅速に定量可能とするトリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS/MS)の燃料デブリ分析への応用を検討している。ICP-MS/MS は、直列に配置された二つの質量分離部の間に位置するコリジョン・リアクションセル(CRC)に適切に反応性ガス等を導入することで同重体干渉の低減が可能であり、元素の単離を行うための前処理工程の省略が期待される。燃料デブリにアクチノイド元素が含まれる場合、Am と Cm は化学的性質が類似することから湿式相互分離が困難とされており、既往の方法でこれら同重体を含む核種を分析するためには、煩雑な前処理と長時間の放射線計測を要する。本研究では、Am, Cm を単離する前処理の省略によるこれら核種の迅速な分析を達成するため、CRC に一般的な反応ガスである CO_2 を導入した際の Am, Cm の反応挙動を評価し、Am/Cm 相互分別に適した条件を検討した。

2. 実験　^{241}Am 又は ^{244}Cm を 10^3 ng/L 含む 5 wt%硝酸水溶液を調製し、CRC に CO_2 を 0 から 1.5 mL/min の流量で導入し、ICP-MS/MS(Agilent 8900)による測定を行った。ここで、第 1 質量分離部では質量電荷比(m/z)241 又は 244 以外のイオンを除去し、第 2 質量分離部で m/z=241-275 又は 244-275 以外のイオンを除去することで各生成イオンを検出した。続いて ^{241}Am 又は ^{244}Cm を 10^{-3}, 10^{-2}, 10^{-1}, 10^{0}, 10^{1}, 10^{2}, 10^{3} ng/L 含む 5 wt%硝酸水溶液に対して、CRC に CO_2 を流量 0.45 mL/min で導入した ICP-MS/MS 測定を行い、各生成イオン種の検量線を作成した。ブランクの信号強度の標準偏差の 3 倍値を検量線の傾きで除することにより、検出限界を評価した。

3. 結果と考察　CO_2 流量変化に伴う ^{241}Am 及び ^{244}Cm の生成イオン種の信号強度を図 1 に示す。CO_2 流量 0.15-1.5 mL/min において、Cm では CmO^+が、Am では Am^+が支配的に検出され、Am と Cm の反応性の違いが確認された。CO_2 流量を 0.45 mL/min とした際の Am^+と Cm^+の検出限界は、Am^+では 0.02 ng/L, Cm^+では 5 ng/L と明瞭な差を確認した。本結果から、Am と Cm の同重体の共存下において、CO_2 を導入した ICP-MS/MS 測定により、Am^+のみを選択的に検出することが可能であると考えられる。

本件は、令和 3 年度-令和 4 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

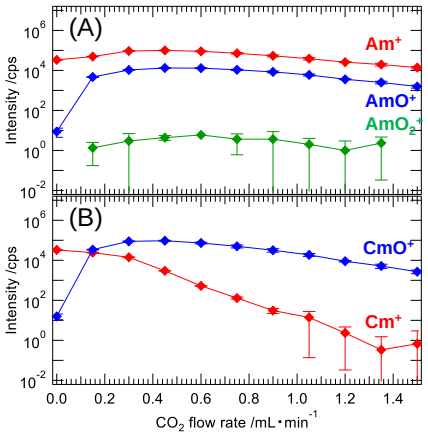


図 1. 生成イオン種の信号強度の CO_2 流量依存性, (A)Am イオン種, (B)Cm イオン種.

*Hiroyuki Kazama[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Shinichi Koyama[1], Tatsuya Suzuki[2], Kenji Konashi[3], Chikage Abe[3] and Yasuyoshi Nagai[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Tohoku University

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発 (16) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性研究-(Fe, Ce)O_x 及びウラン酸化物試料の溶解挙動

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(16) Study of fuel debris stability for geological disposal – Behavior of (Fe, Ce)O_x and uranium oxide dissolution

*南原　傑[1]，出光　一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九州大学・工

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS/MS）は、燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。本研究では、模擬燃料デブリとして(Fe, Ce)O_x 及びウラン酸化物試料用いてマイクロチャンネル流水試験を行うことで、燃料デブリの保管から処分に至る過程での安定性（浸出特性）を調査することを目的としている。

キーワード：模擬燃料デブリ、溶解速度、(Fe, Ce)O_x、ウラン酸化物試料

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉において、燃料デブリを取り出し処理、処分することが課題である。上記の作業を迅速にかつ安全に行うには、燃料デブリの性状を正確に把握することが重要である。そこで、本研究では模擬燃料デブリである(Fe, Ce)O_x 及びウラン酸化物試料について、液性一定条件での測定が可能なマイクロチャンネル流水試験を行うことで、環境条件に存在する溶液に対する燃料デブリの保管から処分に至る化学的耐久性を調査することを目的としている。

2. 実験方法

試料は NFD にて作製された(Fe, Ce)O_x 試料及びウラン酸化物試料（XRD 分析によりU_4O_9と同定）、反応溶液は 1 M NaCl 溶液及び超純水、(Fe, Ce)O_x 試料に対しては上記に加え pH4,9 の溶液も用いた。マイクロチャネル流水試験法において試料と反応溶液を接触させ、それぞれの試験で約 3 時間毎に接触液をサンプリングし、試料から溶出した Ce と U の元素濃度を ICP-MS によって測定することで、試料の安定性を評価した。

3. 結果

1M NaCl 溶液における試験結果を右図に示す。図より(Fe, Ce)O_x 試料及びウラン酸化物試料の溶解速度は時間と共に低下した。その後、溶解速度は一定となり(Fe, Ce)O_x 試料では 5.5×10^{-12}[g/mm^2 /h] 、ウラン酸化物試料では 4.0×10^{-11}[g/mm^2 /h]程度となった。浸出速度の変化の理由は、①初期の粗い面の溶解が進むにつれ表面積が小さくなること、②溶けやすい相から溶けていく、などが考えられる。浸出試験前後の表面観察では、小径粒および縁部分からの溶解は確認できたが、特別な相の溶解は確認できなかった。

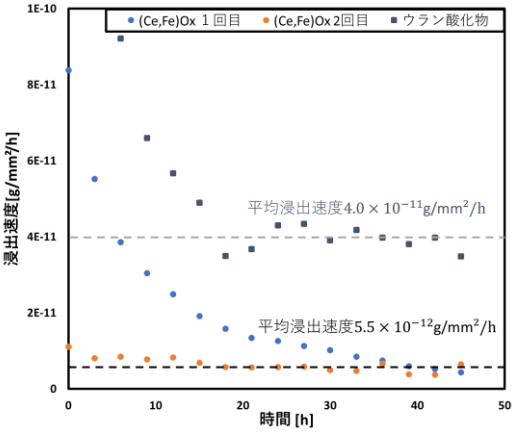


図 1　浸出試験結果（1M NaCl 溶液）

謝辞

令和元年度、２年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

*Suguru Minamihara[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1]　[1]Kyushu University

福島第一発電所１号機　原子炉支持構造物基礎損壊によって予想される事故とその対策について
緊急対策と廃炉計画

Fukushima Daiichi Power Station Unit 1

About accidents caused by damage to the pedestal foundation and countermeasures

*森重晴雄[1]，北村康文[2]，山敷庸亮[3]
[1]福島事故対策検討会，[2]㈱きたむら,[3]京都大学

本年５月の１号機格納容器（PCV）内調査により、原子炉(RPV)を支持するペデスタル基礎のコンクリートが溶融し鉄骨と鉄筋がむき出しになっていることが判明した。本稿は現状の損壊状況から耐震解析を行い、IRID が実施した耐震解析も参考に損壊予測を行い緊急対策と長期の廃炉計画を提言する。

キーワード：原子炉基礎、ペデスタル、耐震評価

1. 緒言

本年５月に行われた PCV 内調査によってペデスタル基礎のコンクリートが露出し鉄骨と鉄筋がむき出しになっていることが判明した。ペデスタルの周囲の床も下端筋まで損傷している状況も明らかになった。外観の損傷状況から全壊状態である。以下に定量的に評価を行い起こりうる事故を予測し。緊急対策と長期廃炉に向けて提言を行う

2. 状況把握と起こりうる事故予測

2-1. 状況把握

今回の調査ではペデスタル外周である。床部はコンクリートが侵食し下端筋まで見えている。機器ピットは溶融しているが残留分がほとんど見られないことから PCV 鋼板まで損傷し PCV 外に溶融物がながれたと推測される。ペデスタル内部は外部より燃料デブリは高温であるから、床もサンプも同様な状況が予測される。ペデスタルは無筋のコンクリート床に縦筋だけによって支持されていることになる。

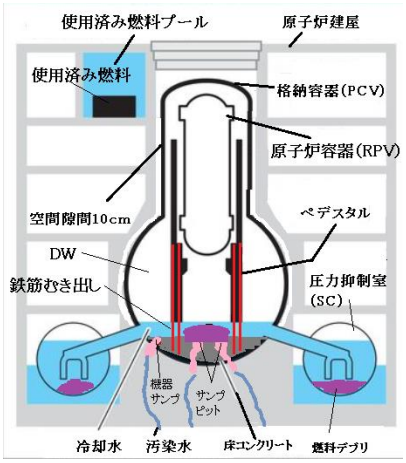


図１　１号機損壊状況推定図

2-2. 耐震評価

RPV とペデスタルは直径 7.2m 高さ約 27mであるから地震時にはせん断より曲げ力が優勢である。しかし,IRID が行ったペデスタルの耐震評価[1]は曲げ評価を行っておらずまた終局耐力評価もせず極めて不適切である。当方はペデスタル底の縦筋が曲げ力で周囲の床を引張りコンクリートが全周にわたりコーン状に破壊すると予測し縦揺れの浮き上がり効果を入れて耐震評価を行ったところ、400 ガルの地震で RPV とペデスタルは倒壊する評価となった。

2-3. 起こりうる事故予測

現状、地震が起こるたびに PCV 内の水位が低下している。ペデスタル外の機器ピット及びペデスタル内のサンプピット２か所の下にある PCV 鋼板にキレツがある。400 ガル以下の地震はこのキレツを進展させ冷却水をキレツから建屋の地下と護岸を通じて海洋に流れていく汚染水が大幅に増量していくと予測される。

400 ガルを超える地震が到来すると原子炉が倒壊すると予測される。PCV の上部に使用済み燃料ピットがあり、倒壊によりこのピットがひび割れ損傷すると冷却水が喪失し使用済み燃料の溶融の危険性もあり得る。

3.緊急対策

ペデスタル周辺には燃料デブリの堆積は観測されていない。ペデスタル外周の燃料デブリ冷却は必要ない。したがって原子炉を転倒させないためにペデスタル周辺にコンクリートを打設し固める。

4.長期廃炉計画

原子炉建屋(RB)内には線量が高くと床耐力が少ない為人も機材も立ち入ることは困難である。そこで RB の東西にあるタービン建屋(TB)や付帯建屋をまず解体整地を行い、改めて床を作りクレーン支柱を両建屋に建て RB を跨ぐ天井クレーンを設置しそれらを覆うカバー建屋を設置し RB 内を解体し旧 TB 内で収納する。

5. 結論

今回の調査で RPV 倒壊の可能性が高まった。RPV を倒壊させない為の緊急対策が必要である。早急な実施できなければ地元住民の退避が必要となる。

6. 謝辞

４月にエネルギ-資源学会が開催する福島発電所見学会に参加し長期廃炉計画を現場でそのイメージを確認できた。お世話頂いた当学会事務局とご案内頂いた東京電力関係者に謝意を申し上げる。

参考文献

[1] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)『圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発』平成 29 年 7 月

---

*Haruo Morishige[1], Yasufumi Kitamura[2] and Yosuke Yamashiki[3]

[1]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kitamura Co., Ltd..,[3]Kyoto Univ.

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

[2B10-15] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 3

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:20 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B10] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Koji Okamoto[1], Masahiro Suzuki[1], Takashi Yamaguchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[2B11] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Masahiko Machida[1], Wei Shi[2], Susumu Yamada[1], Hiroko Nakamura Miyamura[1], Toshiaki Numata[1], Tomoki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Toru Yoshida[3], Yukihiro Hasegawa[3], Koji Okamoto[1] (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. RIST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2B12] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Wei Shi[1], Masahiko Machida[2], Susumu Yamada[2], Toru Yoshida[3], Yukihiro Hasegawa[3], Koji Okamoto[1,2] (1. UTokyo, 2. JAEA, 3. RIST)

3:15 PM - 3:30 PM

[2B13] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Susumu Yamada[1], Yoshiaki Numata[1], Tomoaki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Masahiko Machida[1], Wei Shi[2] (1. JAEA, 2. UTokyo)

3:30 PM - 3:45 PM

[2B14] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Tomoki Sato[1], Yoshiaki Numata[1], Yasuhiro Tobita[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM

[2B15] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Yuto Aoki[1], Rintaro Ito[1], Akihiro Kitamura[1], Takazumi Omori[1], Tatsuro Taniguchi[1], Hiroshi Ide[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
（1）全体計画

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(1) Overview

*岡本 孝司[1]，鈴木 政浩[1]，山口 隆司[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」）における燃料デブリ取り出し作業の本格的な実施に先立ち、線量率の高い原子炉建屋（以下「R/B」）内でのアクセスルート構築を、安全、効率的に行うための環境改善が必要であり、このための除染・遮へい戦略の検討をサイバー空間上で柔軟に実施できるシステムの開発を行っている。本報告では、全体計画の概要を報告する。

キーワード：燃料デブリ取り出し、線源、空間線量率、推定システム、デジタル技術

1. 緒言：1F の現場環境改善を図るには、作業環境と線量率データに基づき線源分布を把握し、線源の除染や遮へい等による被ばく評価が重要となる。このため、R/B 内の構造データ及び空間線量率データを基に高線量放射線源強度及び位置を特定し、仮想空間上で特定された線源の除去（除染）や遮へい体の設置等による線量率の変化をシミュレートすることで、被ばく低減効果を評価できるシステムを開発する。

2. 事業概要：本事業は令和 3 年度から 2 年間の計画で、下記の 3 つのテーマを設定して技術開発（図 1）を進めている。

a. 線源逆推定・線量率推定技術開発≪(a)線源逆推定、(b)空間線量率推定、及び(c)インタラクティブ可視化エンジンの開発≫

b. 実環境データのデジタル化基盤技術の開発≪(a)線源逆推定のためのデータ整備・蓄積・活用環境構築のための技術開発、(b)実環境データ計測に関する基盤技術の研究開発≫

c. 現場適用のための技術開発≪(a)検証試験、(b)環境データの更新機能の高度化に関する研究開発、(c)1F における他システムとの接続性・拡張性の基礎検討≫（≪≫内はサブテーマ）

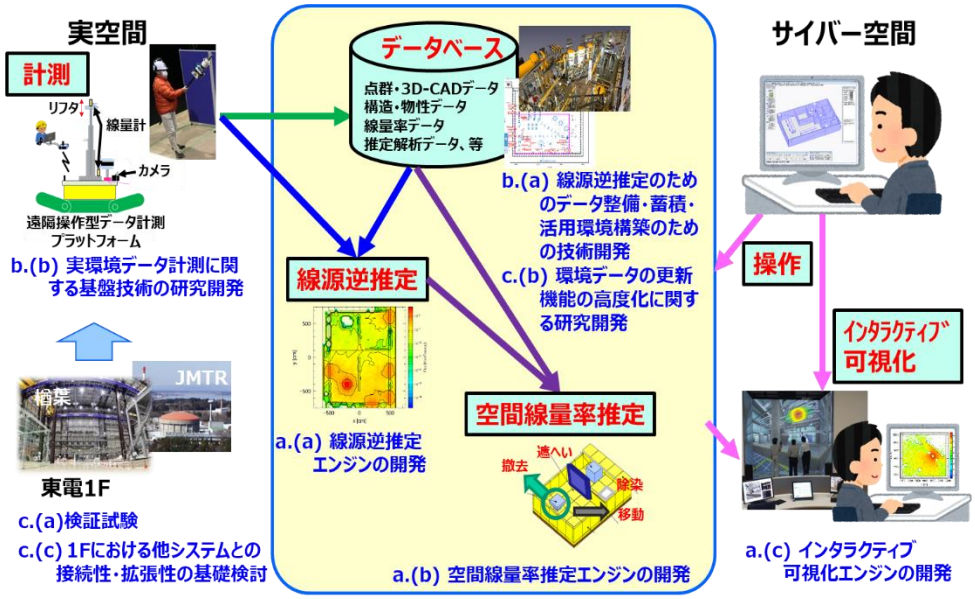


図 1　事業全体の構成（実施項目の関連性）

謝辞：本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

*Koji Okamoto[1], Masahiro Suzuki[1] and Takashi Yamaguchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
(2) 線源逆推定・線量率推定・可視化エンジンの研究開発：計画及び進捗

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(2) R&D of Engines for Radioactive Source Reconstruction, Air Dose Rate Estimation, and their Visualization

*町田 昌彦[1], Wei Shi[2], 山田 進[1], 宮村 浩子[1], 沼田 良明[1], 佐藤 朋樹[1], 飛田 康弘[1], 吉田 亨[3], 柳 秀明[3], 古立 直也[3], 長谷川 幸弘[3], 岡本 孝司[1]

1 日本原子力研究開発機構, 2 東京大学, 3 高度情報科学技術研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」）における燃料デブリ取り出し作業の本格的な実施に先立ち、線量率の高い原子炉建屋（以下「R/B」）内でのアクセスルート構築を、安全、効率的に行うための環境改善が必要であり、このための除染・遮へい戦略の検討をサイバー空間上で柔軟に実施できるシステムの開発を実施している。本報告では、上記システムの中核を成す、線源逆推定・線量率推定・可視化を担当する各エンジンの役割や研究開発計画とその進捗について報告する。

キーワード：燃料デブリ取り出し、線源逆推定、空間線量率、可視化、推定システム、デジタル技術

1. 緒言

1F の現場環境改善を図るには、作業環境と線量率データに基づき、線源分布を把握し、線源の除染や遮へい等による被ばく低減が必須となることから、本 PJ の a.チームは、構造データ及び空間線量率（モニタリング）データを基に高強度放射線源の位置及び強度を特定し、仮想空間上で線源の除去（除染）や遮へい体の設置等による線量率の変化をシミュレーション可能とするエンジンを研究開発し、それらをシステム化したプラットフォーム（3D-ADRES-Indoor と呼ぶ）・プロトタイプの開発整備を進める一方、上記エンジンが出力する結果を可視化し、効果的に表示する可視化エンジンも研究開発する。

2. 事業概要

本事業、a.チームは、3 つのエンジンを開発するミッションを持ち、各々、必須となる技術の研究開発を進めている。本発表では、各々の研究開発内容とその進捗を報告する。

① 線源逆推定エンジンの研究開発

本エンジンでは、空間線量率のモニタリング結果から線源を逆推定する技術として LASSO を適用すると同時に、LASSO 逆推定を成功させるために必要な観測点の指示を行うツールを開発している。発表では、当該ツールの研究開発状況と JMTR（原子力機構・大洗）に適用した際に得られた結果を報告する。

② 線量率推定エンジンの研究開発

本エンジンでは、線源対策（除染、移動、撤去、遮蔽）による線量率の変化分を高速に計算するためのツールを研究開発しており、高速化計算のための概念設計と研究開発の進捗を報告する。

③ インタラクティブ可視化エンジンの研究開発

上記エンジン、特に②エンジンの結果をインタラクティブに可視化するための概念設計と研究開発の進捗を報告する。

謝辞 本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

---

*Masahiko Machida[1], Wei Shi[2], Susumu Yamada[1], Hiroko Miyamura[1], Yoshiaki Numata[1], Tomoki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Toru Yoshida[3], Hideaki Yanagi[3], Naoya Furutachi[3], Yukihiro Hasegawa[3], Koji Okamoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tokyo, [3]RIST

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
(3) LASSO Theory and Demonstration for Inverse Estimation on Radioactive Source Distributions

*Wei Shi[1], Masahiko Machida[2], Susumu Yamada[2] , Toru Yoshida[3], Yukihiro Hasegawa[3] and Koji Okamoto[1,2]
[1] UTokyo., [2] JAEA., [3] RIST.

A mathematical criterion on the number of monitoring points to correctly predict source distributions based on LASSO theory is developed for ill-posed radioactive source reconstruction. We employ Monte Carlo simulation to demonstrate and verify the feasibility of LASSO. Moreover, an influence factor like detector-source distance to enhance the predicting possibility in the inverse estimation is also examined.

Keywords: Inverse Estimation on Radioactive Source Distributions, Air Dose Rate Measurement, Least Absolute Shrinkage and Selection Operator, Monte Carlo Simulation for Gamma Ray

1. Introduction

Radiation exposure is a primary risk for site workers engaging in decommissioning in heavily radioactive environment inside buildings. Therefore, distribution maps of air dose rate are strongly required together with those of radioactive sources for radiation exposure evaluations. However, monitoring to create their source distribution maps is limited due to some reasons such as accessing difficulties owing to high radioactivity. Namely, it is a rather difficult task to obtain full information in order to create the contamination source maps as well as the air dose rate ones. Such a difficulty is remarkable inside both general nuclear facilities and accident reactor like Fukushima Daiichi nuclear power plants.

2. Inverse estimation scheme using LASSO on radioactive source distributions and its demonstrations

It has been well-known that least absolute shrinkage and selection operator (LASSO) scheme has a strong advantage in solving ill-posed inverse problems under sparse conditions. It shows high possibility of finding hotspots and prioritize them. Based on the theory of Candes and Tao [1], we find an upper bound for the number of measurements, above which the source distributions are highly predictable even in ill-posed conditions. Then, we actually perform several feasibility tests of LASSO scheme to explore unknown radiation source distributions inside building rooms. In addition, we verify that the scheme is applicable even in remote sensing conditions as monitoring is prohibited due to high radioactivity inside the contaminated room and is permissible only from distant places like less contaminated neighbor spaces. Furthermore, we discuss measurement methods to make the scheme more successful to predict the source distributions. From the above demonstrations, we confirm that the LASSO scheme is quite useful for inverse estimations as a hot spot finder based on limited air dose rate monitoring.

3. Conclusion

LASSO scheme is a quite useful way to explore hot spots as seen in radioactive buildings. A mathematical criterion based on LASSO is developed for the correct source distribution prediction, and our theory is verified and demonstrated.

Acknowledgement

This work was partially carried out in a subsidy program of "Project of Decommissioning and Contaminated Water Management", entitled "Development of Technologies for Work Environmental Improvement in Reactor Building (Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution))".

References

[1] Candès E J, et al. Robust uncertainty principles: Exact signal reconstruction from highly incomplete frequency information. IEEE Transactions on information theory, 2006, 52(2): 489-509.

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
(4)線源逆推定エンジンの研究開発：建屋内での大規模解析

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(4) Research and development of radiation sources estimation engine: Large scale analysis inside building

*山田　進[1]，沼田　良明[1]，佐藤　朋樹[1]，飛田　康弘[1]，町田　昌彦[1]，Wei Shi[2]

[1]日本原子力研究開発機構　[2]東京大学

福島第一原子力発電所で実施される廃炉作業を安全かつ効率的に行うためには、観測した空間線量率から放射線源の分布を逆推定することが求められている。逆推定を行うためには、全ての線源候補面から観測地点に与える影響を表現する寄与行列を構成する必要がある。本研究では複雑な建屋内で大規模な解析を行うことを目的とし、寄与行列作成の高速化について報告する。

キーワード：線源推定、寄与行列、大規模計算、LASSO

1. 緒言

2011 年 3 月に起こった福島第一原子力発電所事故以後、廃炉作業が行われてきたが、作業を安全かつ効率的に行うためには、放射線源の分布を知ることが重要である。一般に線源分布は、壁や床などの構造物付近の放射線量を計測することで知ることが可能となるが、詳細な測定が必要になる他、高線量の線源を計測することは困難となる。その一方、これまでに、複数の観測点で計測された線量値とあらかじめ計算しておいた対象物から観測点までの減衰率（寄与率）で構成される寄与行列を用いた Lasso 等により逆推定することが可能であることが報告[1]されているが、構造物の面数が多くなると寄与率の計算に多くの時間がかかる課題があった。

2. 大規模問題における逆推定

建屋内での逆推定を行うため、寄与行列を作成するためには、建屋構造物表面をセルで表現し、そのセルと観測点の寄与率を計算する必要がある。寄与率を計算する方法として PHITS を用いるのが、精度が高い[2]。PHITS は放射線の挙動を、モンテカルロ法を用いてシミュレーションするコードであり、寄与率を正確に計算できるが計算コストは大きい。従って、セル数が多くなると計算に非常に多くの時間が必要になる。そこで、本研究では、対象物と観測点の間に障害物（他の対象物）がない場合のみ放射線が直達し、寄与率は 2 点間の距離の 2 乗で減衰すると仮定する等、簡易計算により寄与率を求め、寄与行列を作成する方法を採用する。実際にこの方法を並列化することで、200 万以上のセルから成る JMTR 一室の寄与行列も現実的な時間で作成可能となり、逆推定による線源推定が高速に実施可能となった。本方法を用いたシミュレーション結果は当日発表する。

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発)）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1] 山田進、町田昌彦、Lasso 回帰を用いた放射線源分布の推定，日本原子力学会 2022 年春の大会

[2] Tatsuhiko Sato, et. al, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

---

*Susumu Yamada[1], Yoshiyuki Numata[1], Tomoki Sato[1], Yasuhiro Tobita[1], Masahiko Machida[1], Wei Shi[2]

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

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
（５）インタラクティブ可視化エンジンの研究開発：MR デバイスの活用

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(5) Research and Development of Interactive Visualization Engine: Utilization of Mixed Reality

*宮村（中村） 浩子[1]，佐藤 朋樹[1]，沼田 良明[1]，飛田 康弘[1]，町田 昌彦[1]

1 日本原子力研究開発機構

廃炉作業を実施する作業者の安全性と作業の効率化を実現するため、インタラクティブ可視化エンジンを、MR デバイス上に開発する目的で研究開発を進めている。本報告は、シリーズ発表の 5 番目として、線源の逆推定後、シミュレーションにより取得した 3 次元空間線量率分布を MR デバイスで可視化する手法を中心に報告する。

キーワード：放射線量可視化、MR デバイス、空間線量率分布、ボリュームビジュアリゼーション

1. 緒言

線源逆推定の後、シミュレーションにより空間線量率の 3 次元分布が得られる。得られた分布を廃炉作業者の環境把握に資するためには、可視化手法により提示する必要がある。当該課題に対し、最新の MR デバイスを活用することで現実空間上に仮想可視化プリミティブを配置し、空間線量率の 3 次元分布を示す。これにより、廃炉作業者の線量分布の把握が可能となる。本発表では、インタラクティブ操作、遠隔指示者との情報共有等を含めた MR デバイス可視化エンジンの成果の概要と今後の方向性について報告する。

2. 実施内容

MR デバイスを活用したインタラクティブ可視化エンジンの可視化対象は、計測により得られた観測値、観測値から推定によって得られる空間線量率の 3 次元分布、3 次元構造物の表面ポリゴン、MR デバイスを通して見える実空間等となる。これらの情報を重畳させ可視化するために以下の項目を開発した。

・観測地点：アイコンによる可視化
・空間線量率の3次元分布の可視化：等値面による特定の値を境界とする領域の強調可視化、断面可視化
・構造物の可視化：3次元ポリゴンの半透明可視化、実空間写像

可視化結果を図1に示す。黄緑色で構造物を可視化し、断面に空間線量率をマッピングした。実空間との位置合わせは手動で行なう（あらかじめ設定した位置に置いたQRコードを読み込むことで実現）。位置合わせにより現実空間に線量率の情報が重畳される。次に、MRデバイスの操作性を活用し、インタラクティブ性を実装した。また、MRデバイスの通信伝達機能を活用すると、作業者だけでなく、遠隔地の支援者と情報を共有し、遠隔からの指示を現場の作業者に伝達できる。これらの機能を活用すれば、作業者と支援者が一体となった廃炉作業が可能となる。

図１　MRデバイスを用いた可視化

3. 結言

MR デバイスを用いたンタラクティブ可視化を実現した。今後は、作業の迅速化及び効率化に資するため、インタラクティブ性を更に高める目的で 3 次元構造物の簡略化表現等についても検討を進める。

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

*Hiroko Nakamura Miyamura[1], Tomoki Sato[1], Yoshiaki Numata[1], Yasuhiro Tobita[1] and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
（6）線源・線量率推定システムの計算手法検証と有効性評価

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(6) Computational method validation and effectiveness evaluation of an estimation system of radiation sources and dose rates

*青木　勇斗[1]，伊藤 倫太郎[1]、北村 哲浩[1]、大森 崇純[1]、谷口 達郎[1]、井手 広史[1]

[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構が開発する「線源・線量率推定システム」を 1F 廃止措置現場へ適用するため、システムのコアとなる線源逆推定計算手法の検証試験及びシステムの有効性評価を実施する。

キーワード：線源分布、空間線量率分布、検証試験、有効性評価

1. 緒言

原子力機構では、廃炉作業における作業員の被ばく低減を図り安全かつ効率的な作業計画を策定するため、構造物の状況や放射線量等の環境データから線源分布を推定する「線源・線量率推定システム」を開発している。本システムを 1F 廃止措置現場へ適用していくためには、現場へ展開した場合の性能と課題を明らかにすることが必要不可欠である。本稿ではそれらを明らかにするため実施する、システムのコアとなる線源逆推定計算手法の検証試験結果及びシステム全体の有効性評価の手法について報告する。

2. 線源逆推定計算手法の検証

原子力機構内施設の材料試験用原子炉（JMTR）を対象とし、線源逆推定計算により得られる線源分布・空間線量率分布と実測データを比較検証することで本手法の有効性を評価する。具体的には、JMTR の構造データ及び必要となる箇所の空間線量率に基づき、計算により得られた空間線量率分布と対象部屋全体を格子状に計測した空間線量分布の実測データとの比較検証を行った。その結果、高線源の位置及び強度を凡そ良好に推定できることを確認した。

3. システムの有効性評価

コールド空間とホット空間において有効性評価を実施し、現場の線源分布及び空間線量率分布の再現性、実環境データの計測・収集能力、開発する各エンジンとデータベース間におけるデータの流れや処理等の一連のプロセスの妥当性を確認する。コールド空間では、楢葉遠隔技術開発センターに配管、機器等の代表的な形状を模した模型の集合体で構成した試験場を設置し、現場変化を想定した有効性評価を実施する。ホット空間では、JMTR を試験場とし、計算に必要となる空間線量率計測をはじめとするシステムの一連のプロセスの有効性評価を実施する。

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発)）」に係る補助事業の成果の一部である。

---

*Yuto Aoki[1], Rintaro Ito[1], Akihiro Kitamura[1], Takazumi Omori[1], Tatsuro Taniguchi[1] and Hiroshi Ide[1]

[1]JAEA

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

[2B16-21] Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP 4

Chair:Akihiko Nishimura(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:20 PM - 5:55 PM Room B (E1 Bildg.2F No.21)

[2B16] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Kuniaki Kawabata[1], Takashi Imabuchi[1], Norihito Shirasaki[1], Rintaro Ito[1], Soichiro Suzuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:20 PM - 4:35 PM

[2B17] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Shigekazu Suzuki[1], Shinji Kawatsuma[1], Keitaro Naruse[2], Tatsuo Torii[3] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. University of Aizu, 3. Fukushima University)

4:35 PM - 4:50 PM

[2B18] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Toshihide Hanari[1], Takashi Imabuchi[1], Yuta Tanifuji[1], Rintaro Ito[1] (1. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM

[2B19] Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

*Akio Doi[1], Meguru Yamashita[1], Hiroki Takahashi[1], Toru Kato[1], Takashi Imabuchi[2], Toshihide Hanari[2], Yuta Tanifuji[2], Rintaro Ito[2] (1. Iwate Prefectural University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:05 PM - 5:20 PM

[2B20] Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

*Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Kenta Inagaki[1], Daisuke Yamauchi[2], Muneyuki Nakada[3], Masaki Yoda[4], Takeshi Yokoyama[5], Keiji Iwata[6] (1. CRIEPI, 2. TEPCO, 3. HITACHI-GE, 4. Toshiba-ESS, 5. MHI, 6. IHI)

5:20 PM - 5:35 PM

[2B21] Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval

*Taizo Kanai[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Yamauchi[2], Yuichi Iwata[2], Kazutaka Mogi[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
（7）空間線量率データ収集効率化のための基盤技術・システム開発

Development of Exposure Reduction Technologies
by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
(7) Development of Fundamental Technology and System for Realizing Efficient Dose Rate Data Collection

*川端 邦明，今渕 貴志，白崎 令人，伊藤 倫太郎，鈴木 壮一郎
日本原子力研究開発機構

本稿では、現在我々が取り組んでいる空間線量率と計測位置を併せて収集するための基盤技術およびシステム開発の現状について紹介する。

キーワード：空間線量率、計測位置推定、データ計測、遠隔計測

1. 緒言

廃炉作業を安全、着実な推進を行うためには，作業空間内の放射線状態の把握は重要となる．このためアクセス可能なエリアで得られた空間線量率をもとに推定を行う必要があるが、その際に空間線量率と計測位置を併せて取得ができれば作業の効率化や推定精度の向上に貢献できる．本稿ではこれを実現することを目的とした基盤技術やシステムの開発状況について述べる。

2. 開発している技術およびシステム

搬送型データ計測ユニット[1]として，空間線量率と計測位置のオンライン取得のために、空間線量率センサと 3D マッピングユニットを組み込み計算機(Ubuntu Linux OS 上に Robot Operating System をインストール）と独自開発したソフトウェアを介してシステム統合したプロトタイプを開発（図 1）し、基本的なデータ計測検証実験を行っている。また、遠隔操作型データ計測システム（図 2）として、前述のデータ計測ユニットの構成要素をベースとして、空間線量率センサ位置を上下方向に調節可能な直動リフト機構を移動ロボット上に搭載した遠隔操作型データ計測システムについて現在設計を終え、開発に取り組んでいる。移動ロボットの推定位置・姿勢と直動リフト機構の長さに基づいた空間線量率と計測位置の収集機能実現を目指している。いずれも、計算に用いるために空間線量率と計測位置の同時取得手段を提供するものである。

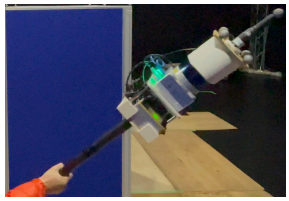


図 1 搬送型データ計測ユニットの外観

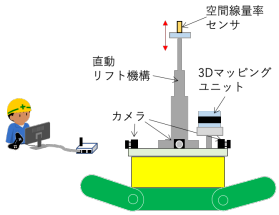


図 2 遠隔操作型データ計測システム概念図

3. 結論

本稿では、空間線率と計測位置の同時取得を行う基盤技術とシステムの開発状況を紹介した。今後は開発技術およびシステムを用いた計測精度評価実験を行う予定である。

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発（被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発））」に係る補助事業成果の一部である。

参考文献

[1] 川端ら，”空間線量率および計測位置の同期収集センサユニットの開発”，ROBOMECH2022 予稿集，2P2-R02, 2022

*Kuniaki Kawabata, Takashi Imabuchi, Norihito Shirasaki, Rintaro Ito and Soichiro Suzuki
Japan Atomic Energy Agency

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 (8)原子炉建屋高所におけるデータ計測及び核種弁別

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(8) Data measurement and nuclide discrimination at the height of the reactor building

*鈴木 茂和[1]，川妻 伸二[1]，成瀬 継太郎[2]，鳥居 建男[3]

[1]福島高専，[2]会津大，[3]福島大

東京電力福島第一原子力発電所の原子炉建屋内でのアクセスルート構築準備作業等において，高線量下での被ばく低減をサイバー空間上で検討できる線源・線量率推定システムのプロトタイプ開発を実施している．本報告は，シリーズ発表の 8 番目として，原子炉建屋高所におけるデータ計測及び核種弁別手法開発について報告する．

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，核種弁別，UAV

1. 緒言

本研究開発では，福島第一原子力発電所原子炉建屋内におけるデータ計測において，高所等へのアクセスや核種弁別を考慮した計測システムの研究開発を行う．地上ロボットから UAV に複数のテザーを張り，テザーの長さを制御することにより UAV の姿勢を制御し，かつ位置を計測する機構を開発し，これをクローラロボットに搭載することで高所計測を可能とする．また，1F 原子炉建屋内で主要γ線源である Cs-137 と純β核種（Sr/Y-90）を弁別可能とするために必要となるセンサを開発し，β・γ核種弁別システムとして計測ユニットを構築する．これらについて報告する．

2. 高所計測ロボット

図 1 に高所計測ロボットの概要を示す．3～7m の高所にアクセスするための動力源として UAV を活用する．高所での計測において測定器の位置が重要になることから，位置を測定と姿勢制御のために 6 本のテザーを用いる．

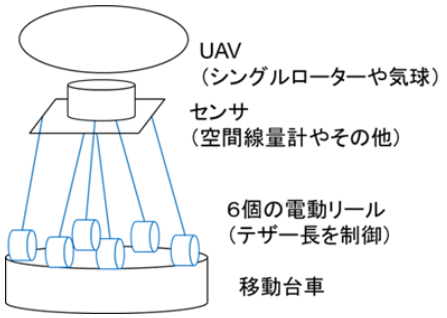


図 1　高所計測ロボット概要

3. 核種弁別システム

α線，β線，γ線の入射により信号の時間応答が異なるシンチレータを用いた，小型軽量（目標値 : 150g）の核種測定ホスイッチ型の小型センサーユニットの設計，試作を行った．α・β・γ線の信号波形を解析した結果，各放射線の弁別測定が可能であることがわかった．今後，放射線の飛来方向を測定するため，UAV 搭載用の 4 検出器による同時計測システムの設計製作を行う．

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

* Shigekazu Suzuki[1], Shinji Kawatsuma[1], Keitaro Naruse[2] and Tatsuo Torii[3]

[1]National Institute of Technology, Fukushima College, [2]University of Aizu, [3]Fukushima University

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発
（9）自動同期による環境データ更新の効率化

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution
(9) Improvement of update efficiency of working environmental data by automatic synchronization

*羽成 敏秀[1]，今渕 貴志[1]，谷藤 祐太[1]，伊藤 倫太郎[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

我々は環境データの更新頻度の向上によるシステム全体の効率化を目的として、計測したデータを既知のデータと同期して差分情報のみを抽出して自動的にデータベースに必要な情報を追加する手法を開発している。本稿では、環境データの自動同期による差分情報の抽出について報告する。

キーワード：環境データ，自動同期， デジタル化

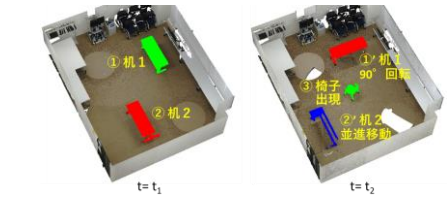
1. 緒言

我々は福島第一原子力発電所廃炉作業の支援を目的として、被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発を行っている。この中で環境データは線源分布の計算において重要な要素であり、その更新頻度を向上させることはシステム全体の効率化につながる。そのため、我々は計測したデータを既知のデータと同期して差分情報を抽出することで必要な情報のみをデータベースに追加する手法を開発している。本稿では、更新頻度の向上を目的とした環境データの自動同期による差分情報の抽出について報告する。

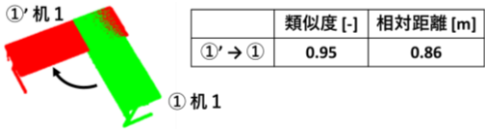
2. 環境データの自動同期による差分情報の抽出方法

計測により取得した環境データ(点群)を既知のデータと同期する際、大部分は重複した情報となることから差分情報を抽出することで必要な情報のみを効率的に収集する。まず、取得した点群と既知のデータを同期させて点群間の対応付けを行い、一致しない点(差分情報)を抽出する。次に、抽出された差分情報を要素ごとに分割(クラスタ化)し、それぞれのクラスタに対して類似度と相対距離を求めて 2 時刻間におけるクラスタの移動または出現・消失を判定する。

楢葉遠隔技術開発センター[1]の会議室を対象とし、3D レーザースキャナにより取得した点群を用いて、差分情報の抽出方法の検証を試みた。点群間の同期、差分情報の抽出、クラスタ化については 3 次元データ処理のライブラリである Open3D[2]を用いた。差分情報の抽出結果を図 1 に示す。図中の抽出されたクラスタは個別に色分けされており、環境中から机や椅子が抽出できていることが確認できる(図 1(a))。また、抽出されたクラスタに対して類似度と相対距離から、空間内における物体の移動または出現・消失を判定できることを確認した(図 1(b))。



(a) 差分情報のクラスタ化



(b) クラスタの判定

図 1 抽出結果

3. 結論

本稿では、環境データの更新頻度の向上を目的とした環境データの自動同期による差分情報の抽出方法により、環境内の物体の移動または出現・消失を判定可能であることを示した。今後は、自動同期におけるパラメータの最適化や後処理との接続性について検討を進めていく。

謝辞

本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構 楢葉遠隔技術開発センター, https://naraha.jaea.go.jp/ (参照:2022/7).
[2] Qian-Yi Zhou et al., “Open3D: A Modern Library for 3D Data Processing”, arXiv:1801.09847, 2018.

*Toshihide Hanari[1], Takashi Imabuchi[1], Yuta Tanifuji[1] and Rintaro Ito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 (10)深層学習による環境データの認識と３D モデル化

Development of Exposure Reduction Technologies by Digitalization of Environment and Radioactive Source Distribution

(10) Understanding and 3D modeling of working environmental data by using deep learning

*土井章男[1]，山下圏[1]，高橋弘毅[1]，加藤徹[1]，今渕貴志[2]，羽成敏秀[2]，谷藤祐太[2]，伊藤倫太郎[2]
[1]岩手県立大学　[2]日本原子力研究開発機構

原子炉建屋内で取得された点群データに対して、深層学習を用いた自動認識を行い、環境データベースの逐次更新に利用する。さらに得られた点群データから構造化された 3D モデルを生成して、線源・線量率推定のシミュレーションに利用する。計測したデータは既知のデータと同期して差分情報のみを抽出することで自動的に環境データベースを更新する。

キーワード：環境データ、深層学習、点群データ、3D モデル、CAD

1. 緒言

我々は廃炉作業を安全かつ効率的に行うために、構造物の状態、空間線量率等の情報を計測・収集・可視化・データ蓄積が行える「線源・線量率推定システム」の開発を行っている。構造物の状態は廃炉作業により変化が生じた構造物の状態は点群データとして取得する。取得された点群データを基に自動認識によって環境データを更新することで逐次更新が可能となる。

2. 実施内容

点群データを高精度に認識するために、福島第一原子力発電所内の事故後に3D計測された点群データ群と対話的に作成されたCADデータを用いて深層学習用の教師データを作成した。次に認識率を向上させるために教師データをデータ拡張させたあと、PointNet++[1]による自動認識を行った。PointNet++は点群データを直接入力して学習が行えるニューラルネットワークである。本ネットワークは入力点群の順序や密度に対してその出力結果が大きな影響を受けない特徴を有している。さらに認識された点群データは回帰、内挿および平滑化を使用して、構造化された3Dモデル（3角形、平面、曲面、立方体（ボクセル））に変換し、その利便性を確認した。

3. 実施項目

a) 点群データ群と CAD データを利用して高精度な深層学習用データを構築し、深層学習の精度向上と過学習防止のためのデータ拡張を行った。データ拡張には専用の仮想スキャンデータ作成ツール:Virtural Cloud Creator（VCC）を開発した。VCC は任意の位置から仮想のレーザ計測が行える。b) 深層学習による点群データの自動認識と精度評価に関しては、PointNet++による点群データ自動認識を行い、9 種類の分類（ダクト、パイプ、電気機器、補助材など）で、高い認識精度（平均認識率：95.2%）が得られた。使用した点群データはデータ件数が 6644 件、合計頂点数 77,124,436 点であった。c) 認識された点群データから構造化されたデータ構造への変換では、点群データから 3 角形メッシュ、平面、円筒、立方体（ボクセル）への変換が可能であることを確認した。各種変換には C++による実装、MathWorks 社の MATLAB、Open3D[2] を使用した。

謝辞　本報告は、経済産業省の令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発(被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発))」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1] C. R. Qi, et al., “PointNet++: Deep Hierarchical Feature Learning on Point Sets in a Metric Space,” Proc. of the 31st Int’l Conf. on NeurIPS, pp. 5105-5114, 2017.

[2] Qian-Yi Zhou et al., “Open3D: A Modern Library for 3D Data Processing”, arXiv:1801.09847, 2018.

---

*A. Doi[1], M. Yamashita[1], H. Takahashi[1], T. Kato[1], T. Imabuchi[2], T. Hanari[2], Y. Tanifuji[2], and R. Itoh[2]

[1]Iwate Prefectural University, [2]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けたダスト飛散率データの整備 （1）全体計画

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval
(1) Overview of Research from JFY2021 to 2022

*小山正史[1], 魚住浩一[1], 中村勤也[1], 金井大造[1], 稲垣健太[1], 服部隆利[1※], 佐々木道也[1], 金川俊[1], 土方孝敏[1], 加藤徹也[1], 山内大典[2], 岩田裕一[2], 茂木一貴[2], 仲田宗生[3], 依田正樹[4], 横山武[5], 岩田圭司[6]
1 電中研，2 東電 HD，3 日立 GE，4 東芝 ESS，5 三菱重工業，6 IHI （※現 NDF）

燃料デブリ取出しに関わる安全基盤構築に向け、候補工法による燃料デブリ切削時のダスト飛散率データ（切削欠損、飛散率、ダスト粒径分布）の整備を進めており、ここでは 2021-2022 年度の全体計画を報告する。

キーワード：福島第一，デブリ取出し，飛散率，ディスクカッター，チゼル，コアボーリング，レーザー

1. 緒言

燃料デブリ取出しでは、図 1 のような切削ダストの発生・移行を考慮した安全評価が必要であるが、飛散率等の実験データは非常に限定的で、解析手法の整備も十分とは言えない。そこで、一般炉の廃止措置のため、コンクリートや鉄鋼材を機械的／熱的に切削した際のダスト飛散率を取得して廃炉ハンドブック[1]に取りまとめた経験を基に、電中研は東電 HD と共同し、実用性のある系統的なダスト飛散率データ整備を目標とした研究を開始した。2021-2022 年度は、基盤となる乾式条件でのダスト飛散率データ整備を行う。

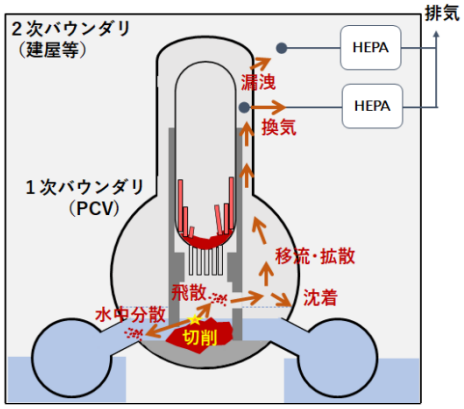


図 1 切削ダストの発生・移行経路案

2. 研究計画と実施体制

図 2 に示すように、本研究では、実用上どういうデータが必要かを明確にしつつ[項目 1]、コールド模擬材とウラン含有模擬デブリの試験を組み合わせて飛散率データ（切削欠損、飛散率、ダスト粒径分布等のセット）を整備し[項目 2, 3]、ダスト性状に対応した解析手法を開発する[項目 4]。データ整備には各工法の知見と膨大な試験数が必須のため、日立 GE、東芝 ESS、三菱重工業(MHI)、IHI と試験を分担し、全体で議論しつつ進めている。

図 2 研究全体の構成と試験実施機関

3. 主な進捗と今後の計画

信頼性ある飛散率データ測定には実機に外挿できる共通条件での全試験実施が鍵のため、試作を繰り返して統一設計を確立し、各機関での試験に着手している。また、実燃料デブリにより近い模擬材でのデータ取得の重要性が明らかとなったため、kg 規模ウラン含有模擬燃料デブリ製造に実績のある仏 ONET への試験委託を 2021 年度末より実施する計画変更を行った（図 2[3-3]参照）。

参考文献

[1] 廃炉ハンドブック（発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査「環境影響評価パラメータ調査研究（平成 18 年度経済産業省委託調査）」URL: 旧組織からの情報-平成 18 年度（2006 年）の 委託一覧 | JNES | 原子力規制委員会 (ndl.go.jp) ）

＊本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得））」によって実施したものです。

*Tadafumi Koyama[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Taizo Kanai[1], Kenta Inagaki[1], Takatoshi Hattori[1※], Michiya Sasaki[1], Shun Kanagawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tetsuya Kato[1], Daisuke Yamauchi[2], Yuichi Iwata[2], Kazutaka Mogi[2], Muneo Nakata[3], Masaki Yoda[4], Takeshi Yokoyama[5], Keiji Iwata[6] [1]CRIEPI, [2]TEPCO, [3]Hitachi GE, [4]TOSHIBA ESS, [5]MHI, [6]IHI （※present address: NDF）

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しに向けたダスト飛散率データの整備 （2）ダスト飛散率測定手法の検討

Assessment of dust dispersion data for future safety analysis of Fukushima Daiichi fuel debris retrieval
(2) Examination of dust dispersion measurement method

*金井 大造[1]，魚住 浩一[1]，中村 勤也[1]，小山 正史[1]，山内 大典[2]，岩田 裕一[2]，茂木 一貴[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

燃料デブリ取出し工程における安全評価に資するため，燃料デブリ切削時に発生するダストの飛散率データの評価を進めている。ダスト飛散率測定手法の検討について報告する。

キーワード：燃料デブリ取り出し，飛散率，ディスクカッター，チゼル，コアボーリング，レーザー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出しでは，頻繁に行われる切削工程により，アクチニドや核分裂生成物を含有するダストが原子炉格納容器内に移行することが想定される。このため，燃料デブリ取出しの安全評価では，発生するダストによる被ばく線量評価が必要である。しかし，デブリ切削工法や燃料デブリの種類，切削条件や環境に応じてダストがどれだけ発生し，どのように移行するかについて未だ不明な部分も多い。本事業では代表的な 4 工法（ディスクカッター，チゼル，コアボーリング，レーザー）について，これらの工法により発生するダスト飛散率データとして，発生割合である飛散率 ARF（切削量に対する飛散ダストの重量比）と粒径分布に関するデータベースを構築する。

2. ダスト飛散率測定手法の検討

2-1. 切削装置の設計

発生するダストの発生割合や粒径分布は，機械的切削の場合，回転数，押し付け荷重，打撃エネルギー等の影響を受け，レーザー切削の場合，光出力の影響を受けることが考えられる。本研究では，これらの切削装置を精密に制御・計測する切削装置を設計・製作した。

2-2. ダスト計測システムの設計

飛散率データ取得では，アルミナや金属等で燃料デブリを模擬し，この模擬体を切削する。この時に飛散するダストは，概ね数 100nm～数 10μm といった広い粒径分布を持ち，かつ切削ダストの形状も様々である。そこで，飛散ダストを精緻に計測するための共通試験システムを設計・製作した（図 1）。

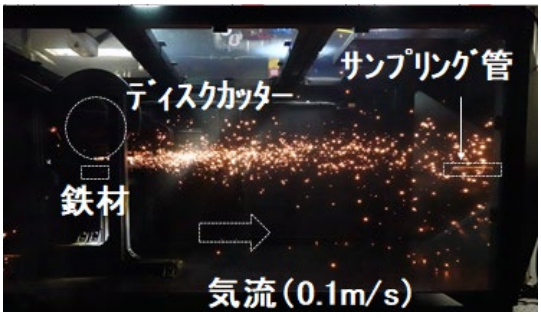


図 1 鋼材をディスクカッターで切削したときの様子（光点は鉄の切削ダスト）

3. 結論

燃料デブリ取出しのための切削工法の代表的な 4 工法により発生するダスト発生割合・粒径分布データを取得するため，切削装置の設計，ダスト計測システムの設計を実施した。今後，このダスト飛散率測定手法を用いて，燃料デブリ取出しの安全評価に資するダスト飛散率データの取得を進める。

＊本研究は、令和 3 年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金（安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得））」によって実施したものです。

---

*Taizo Kanai[1], Koichi Uozumi[1], Kinya Nakamura[1], Tadafumi Koyama[1], Daisuke Yamauchi[2], Yuichi Iwata[2], Kazutaka Mogi[2]
[1]CRIEPI, [2] TEPCO.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C01-05] Waste

Chair:Masaaki Yamaguchi(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:55 AM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C01] Stakeholder Involvement for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste

*Shin Horiguchi[1], Shinichi Nakayama[1], Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

9:30 AM - 9:45 AM

[2C02] Development of Reuse Technology for Radioactive Waste Containers Using CW Fiber Laser Irradiation Method

*Shoya Suda[1], Seita Masai[1], Takahiro Kawahara[1], Toshiki Fujikura[1], Akiko Hoshi[1], Eiichi Wakai[1], Keietsu Kondo[1], Akihiko Nishimura[1], Eisuke John Minehara[2] (1. JAEA, 2. LDD Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM

[2C03] Synthesis and analysis of $(U,Zr)O_2$ solid solutions having different crystal structures

*Daisuke Akiyama[1], Hiroki Nakazumi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Mitsuo Nomura[2], Motoyuki Ikeda[3], Akira Kirishima[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Inspection Development)

10:00 AM - 10:15 AM

[2C04] Optimization Methodology for Facility Design of Radioactive Waste Disposal Using Probabilistic Approach

*Shingo Tanaka[1], Ryo Nakabayashi[1], Kazuma Kuroda[1], Daisuke Sugiyama[1] (1. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2C05] Trial calculation of Radioactivity Concentration Corresponding to Dose Criterion for concrete vault disposal of radioactive waste generated from research, medical, and industrial facilities

*Kota Sakuma[1], Toshikatsu Sugaya[1], Daichi Abe[2], Akihiro Sakai[1] (1. JAEA, 2. Inspection Development)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

高レベル放射性廃棄物処分に係るステークホルダ関与について
我が国の処分地選定に係るステークホルダ関与のIAEAガイダンスとの比較検証

Stakeholder Involvement for Geologic Disposal of High-Level Radioactive Waste
Comparison of stakeholder involvement for disposal site selection in Japan with IAEA guidance

*堀口　晋[1]　中山　真一[1]　村上　健太[1]
[1]東京大学

高レベル放射性廃棄物処分に係るステークホルダ関与について考察するため、我が国の状況をIAEAガイダンスに示された内容に照らし合わせて比較検証した。

キーワード：ステークホルダ、IAEAガイダンス、高レベル放射性廃棄物地層処分

1. 緒言

国、規制機関、事業者と地方自治体を含めた住民等ステークホルダ間で対話が必要である。IAEAはガインダンス文書「Communication and Stakeholder Involvement in Radioactive Waste Disposal」[1]において、ステークホルダの関与に関する6つの原則を示した。この原則を参考に、我が国の高レベル放射性廃棄物処分に係るステークホルダ関与プロセスを比較分析する。

2. 比較分析と結果

2-1. IAEA ステークホルダ関与の6原則

IAEAは、地層処分に限らず、すべての原子力に係る活動について、意思決定に向けた効果的なコミュニケーションを図るうえで、国、規制機関、事業者に求められる6つの項目を示した。それは、(1) 説明責任の遂行、(2) ステークホルダ関与の目的の把握、(3) ステークホルダの懸念事項の理解、(4) 信頼構築、(5) 公開性と透明性の確保、(6) ステークホルダ関与の時代に合わせて変化する役割と手法の把握、である。

2-2. 我が国のステークホルダ関与プロセスとの比較結果

経済産業省は2017年4月に科学的特性マップを作成・公表した。またNUMOは全国説明会、勉強会などを多数開催している。対話の場においてステークホルダから提起された懸念を理解し、広く一般にわかるような方法で回答していることが公開映像[2]から明らかである。これらのことから、上記(1)～(3)に沿った活動は行われていると評価した。ただし、現時点で規制当局の住民等を含むステークホルダとの直接的な関与の活動は明らかではない。(4)の信頼構築については、IAEAも明確な手法を示しているわけではないが、(1)～(3)に係る活動の結果、ステークホルダ関与の取組みが進むにつれて、プロセスへの信頼と参加者への信頼が高まる傾向がある。(5)(6)は情報開示と公開性と透明性をもって行うことで、現在進行形で処分地選定に係るステークホルダ関与の変化しうる個々の役割と手法を把握することに取り組んでいると評価できる。

3. 考察

我が国の高レベル放射性廃棄物に係るステークホルダ関与の活動は、概ねIAEAガイドラインに沿って進められているが、規制機関を含めたすべてのステークホルダを早期段階から関与するように進めることが必要である。さらに、処分地選定においては立地地域の特性に応じた役割を担い、それに合った手法となるように改善することも必要である。

参考文献

[1] Communication and Stakeholder Involvement in Radioactive Waste Disposal, IAEA NE-Series No. NW-T-1.16, IAEA, (2022).
[2] NUMO　北海道寿都町における対話の場（第10回）のライブ中継のご視聴について
https://www.numo.or.jp/topics/202222052416.html（2022年6月30日閲覧））

---

*Shin Horiguchi[1], Shinichi Nakayama[1] and Kenta Murakami[1]
[1]Tokyo Univ.

CW ファイバーレーザー照射法を用いた放射性廃棄物容器のリユース技術の開発

Development of Reuse Technology for Radioactive Waste Containers
Using CW Fiber Laser Irradiation Method

*須田 翔哉[1]，政井 誓太[1]，川原 孝宏[1]，藤倉 敏貴[1]，星 亜紀子[1]，
若井 栄一[1]，近藤 啓悦[1]，西村 昭彦[1]，峰原 英介[2]
[1]JAEA，[2]LDD 株式会社

JAEA 原子力科学研究所では、放射性廃棄物容器を補修し、安全に再利用するために、CW ファイバーレーザー照射法によるリユース技術を開発している。本報では、レーザー照射実験により確認したレーザー除錆及び防錆技術の成立条件や効率等について報告する。

キーワード：放射性廃棄物容器、レーザー除錆、レーザー防食

1. 緒言

原子力科学研究所では、200L ドラム缶換算で約 13 万本の放射性廃棄物を保管しているが、40 年以上が経過したものもあり、容器（主に炭素鋼ドラム缶）表面の錆が進行している。安全管理のために容器の補修作業等を定期的に行っているが、更なる効率化や高品質化のために、本研究では、レーザーを用いた錆、塗膜等の剥離及び除去を行うとともに、レーザー照射による急加熱・急冷却サイクルを利用した容器表面の微細結晶化、酸化被膜の形成によって長期的な防食性を高めることを目的とする。

2. 手法

予め発錆させた 200L ドラム缶及び発錆していない炭素鋼板（10×10×1.2mm）に対して出力 1.5kW の CW ファイバーレーザーを照射した。使用したレンズの焦点距離は 160mm、照射速度は 10～20m/s とした。200L ドラム缶への照射実験から、約 15 分間で全面の除錆及び塗膜剥離を行うことができる見込みを得た。防錆加工については、繰返しレーザー照射で微細結晶化が可能であることが既に研究されている[1]ため、炭素鋼板に対して複数回の照射により、表面の急加熱及び急冷却を繰り返した。一方で、本研究では炭素鋼表面の酸化を促進するために、シールドガスは使用しなかった。照射試料は結晶粒の観察のために SEM、組成同定のために XRD を用いて分析を行った。分析の結果、結晶粒は 1/5 程度に微細化され、一般に黒錆と呼ばれる非腐食性の錆（マグネタイト、ウスタイト）が形成さることが明らかになった。

3. 結言

CW ファイバーレーザーの高速走査により、炭素鋼板の除錆、防錆（表面の微細結晶化、酸化被膜の形成）の実現性を確認した。一方で、防錆の処理時間が除錆の 10 倍程度かかる点が課題として残るため、照射雰囲気、パラメータ等を工夫し、高効率で高品質な防錆技術について研究を継続する。

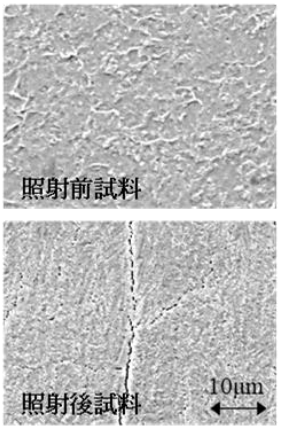


図1　試料表面のSEM像

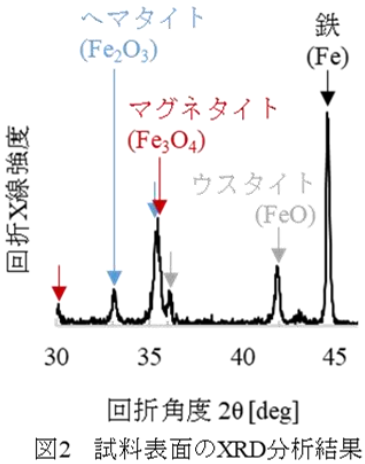


図2　試料表面のXRD分析結果

参考文献

[1] 唐 明忠, 山口 富子, 西尾 一政, 溶接学会全国大会講演概要, 2016f, 74-75 (2016).

*Shoya Suda[1], Seita Masai[1], Takahiro Kawahara[1], Toshiki Fujikura[1], Akiko Hoshi[1], Eiichi Wakai[1], Keietsu Kondo[1], Akihiko Nishimura[1], Eisuke Minehara[2]　[1]JAEA, [2] LDD Corporation

異なる結晶相の$(U,Zr)O_2$固溶体の合成と相分析

Synthesis and analysis of $(U,Zr)O_2$ solid solutions having different crystal structures

*秋山 大輔[1], 中角 弘樹[1], 岡本 芳浩[2], 野村 光生[2], 池田 素之[3], 桐島 陽[1]

[1]東北大, [2]JAEA, [3]検査開発

福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリは$(U,Zr)O_2$固溶体として一部存在している可能性がある。この$(U,Zr)O_2$固溶体は立方晶、正方晶、単斜晶、斜方晶等複数の結晶相をとることが知られている。そこで異なる結晶相の$(U,Zr)O_2$固溶体を合成し、XRD、XAFS 等を用いて固相分析を行った。

キーワード：燃料デブリ, 福島第一原子力発電所事故, $(U,Zr)O_2$固溶体

1. 緒言

$(U,Zr)O_2$固溶体は燃料デブリの主成分の一つとされており、立方晶、正方晶、単斜晶、斜方晶等複数の結晶相をとることが知られているが、それぞれの結晶相に関する固相分析はほとんど行われていない。そこで本研究では異なる結晶相の$(U,Zr)O_2$固溶体をそれぞれ合成し、XRD、XAFS、XPS を用いて固相分析を行い、U の原子価や U、Zr の局所構造について評価を行った。

2. 実験

2-1. $(U,Zr)O_2$固溶体の合成

U_3O_8 を Ar+10%H_2 気流下で 1000°C, 4 時間加熱処理を行うことで UO_2 を合成した。UO_2 と ZrO_2 をモル比 90:10 および 5:95 で混合し、Ar+10%H_2 気流下で 1600°C, 4 時間加熱処理を行い立方晶と単斜晶の$(U,Zr)O_2$固溶体を得た。続いてモル比 10:90 で混合し、Ar+10%H_2 気流下で 1600°C, 4 時間加熱処理し 1200°C まで冷却後大気中で室温まで急冷した後、硝酸で洗浄して斜方晶の$(U,Zr)O_2$固溶体を得た。また同モル比で混合し、Ar+2%O_2 気流下で 1600°C, 1 時間加熱処理(昇温、冷却時は Ar 気流下)して正方晶の$(U,Zr)O_2$固溶体を得た。

2-2. $(U,Zr)O_2$固溶体の固相分析

合成したそれぞれの結晶相の$(U,Zr)O_2$固溶体試料はまず XRD 分析を行った。 $(U,Zr)O_2$固溶体試料は KEK-PF にて U_L_3端及び Zr_K 端の XAFS 分析を行うことで U, Zr の局所構造について評価し、U の原子価は XPS 及び XANES の結果から評価した。

3. 結果及びまとめ

XRD 分析の結果、単相の立方晶、単斜晶の$(U,Zr)O_2$固溶体が合成できたことを確認した(図 1)。一方、正方晶と斜方晶の$(U,Zr)O_2$固溶体は不純物として微量の単斜晶相も含まれていた。それぞれの$(U,Zr)O_2$固溶体の XAFS 分析を行い、各結晶相における U, Zr の局所構造パラメータを得ることができた。XANES の結果から、U の原子価について、立方晶の$(U,Zr)O_2$固溶体中の U は 4 価で加熱前と変化しなかったが、単斜晶中の U は若干酸化された。これは$(U,Zr)O_2$固溶体の U/Zr 比によって U の原子価が変化する可能性を示唆している。正方晶、斜方晶の$(U,Zr)O_2$固溶体中の U の原子価は 5 価程度となった。これはいずれも酸化雰囲気で合成したため U が 4 価から酸化されたと考えられる。

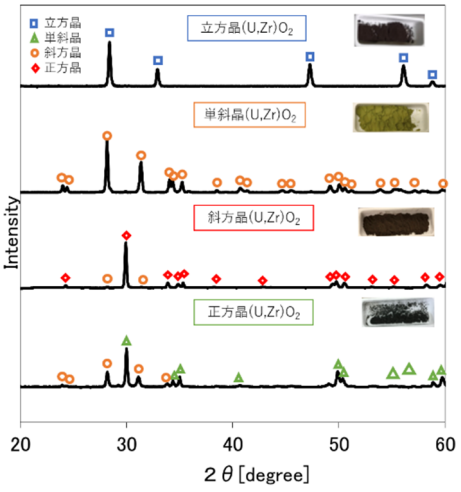


図 1. $(U,Zr)O_2$固溶体の XRD 測定結果

*Daisuke Akiyama[1], Hiroki Nakazumi[1], Yoshihiro Okamoto[2], Mitsuo Nomura[2], Motoyuki Ikeda[3] and Akira Kirishima[1]

[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Inspection Development

確率論的アプローチによる放射性廃棄物処分施設設計の最適化手法
－線量の経時変化を取り入れた最適化手法の改善策－

Optimization Methodology for Facility Design of Radioactive Waste Disposal Using Probabilistic Approach:
A Measure to Improve the Optimization Methodology Involving the Change in Dose over Time

*田中 真悟，中林 亮，黒田 知眞，杉山 大輔
電力中央研究所

放射性廃棄物処分の施設設計最適化手法について、確率論的安全評価で得られる最大ピーク線量の最頻値と不確実性幅に加え、線量の経時変化を新たな指標として、より説明性の高い手法とする方策を提案する。

キーワード：放射性廃棄物処分，確率論的安全評価，施設設計最適化，線量の経時変化，長期的リスク

1. 緒言

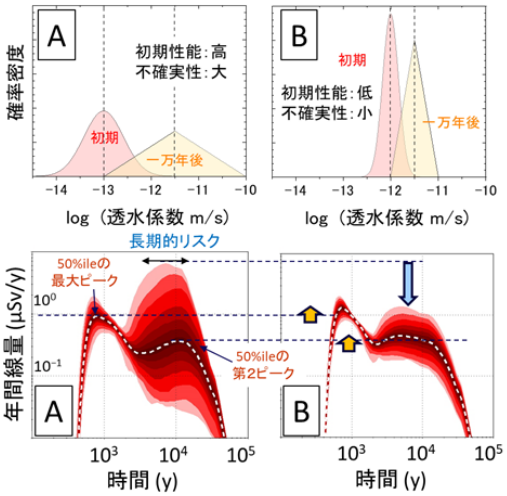
電中研では第二種廃棄物埋設で求められる ALARA（合理的に達成可能な限り低く）と BAT（利用可能な最善の技術）の概念に基づいた施設設計を具体化するため、確率論的アプローチによる施設設計の最適化手法を提案している。これまで、施設設計の選択肢の比較において、確率論的安全評価で得られる最大ピーク線量の最頻値をバリア性能の指標、不確実性幅を品質管理の指標とすることを検討してきた[1]。一方で諸外国の事例調査により、線量の経時変化から長期的リスク（長期的に比較的高い線量が持続すること）に関する情報を得られることが分かった[2]。そこで本報ではこれらの指標に加えて、線量の経時変化の不確実性を新たに指標とすることで最適化判断の説明性向上に有用となるかを検討した。

2. 評価方法

日本原子力学会標準[3]に準拠した被ばく評価モデルを汎用シミュレーションコード GoldSim により構築し、仮想的な中深度処分施設を例題とした確率論的な線量評価を実施した。施設設計の選択肢として、主要な人工バリアである低透水層と低拡散層の性能が異なる組合せを設定し、透水係数と実効拡散係数を評価パラメータとした。評価対象核種は、重要核種かつセメント系材料への収着性が異なる I-129 および C-14 とした。

3. 結果と考察

図に低透水層の初期および長期の性能が異なる施設設計(A, B)の結果を示す。この例題では性能が比較的高いが実績不足のために長期性能の不確実性が大きいと想定せざるを得ない材料(A)と、性能が比較的低いものの十分な品質保証の見込みがあり長期性能の不確実性が小さい材料(B)を仮想した。A, B ともに 1000 年以内の線量ピークは I-129 由来、約 1 万年後の線量ピークは C-14 由来である。A では、確率分布の 50%ile（白点線）が低くなる一方で、長期の線量の確率分布は広がる。これは、評価パラメータの不確実性を小さくする必要性やその目標を定量的に示す結果と言える。このように線量の経時変化の不確実性を指標に加えることで、処分システムの安全性を長期的リスクの低減まで含めて総合的に評価できることになり、施設設計の最適化の説明性を高められると考える。



図．施設設計と安全評価結果の比較例
（赤色の濃淡は確率の高低を表す）

参考文献 [1] Nakabayashi and Sugiyama, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**:3, 335-347 (2018). [2] 田中ほか，電力中央研究所報告 L20004 (2021). [3] 日本原子力学会標準 AESJ-SC-F012 (2008)

* Shingo Tanaka, Ryo Nakabayashi, Kazuma Kuroda and Daisuke Sugiyama
Central Research Institute of Electric Power Industry

研究施設等廃棄物のピット処分における基準線量相当濃度の試算

Trial Calculation of Radioactivity Concentration Corresponding to Dose Criterion for Concrete Vault Disposal of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities

*佐久間康太[1]，菅谷敏克[1]，阿部大智[2]，坂井章浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

研究施設等廃棄物のピット処分に向けて、廃棄体の放射能濃度の受入基準を設定するため、廃棄体化処理前の廃棄物に含まれる可能性のある 220 核種について自然事象シナリオの基準線量相当濃度を試算した。

キーワード：ピット処分、基準線量相当濃度

1. 目的

研究施設等廃棄物のピット処分の放射能濃度の受入基準の設定に向けて、過去に評価例がある①埋設施設を地下水位より浅い位置に設置したモデル[1]（図 1。地下水面上位設置モデル）に加え、②埋設施設を地下水位より深い位置に設置したモデル[2]（図 2。地下水面下位設置モデル）を用いて自然事象シナリオの基準線量相当濃度を評価し、①、②の評価結果を比較した。

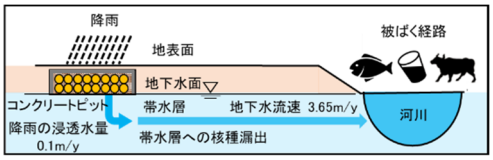


図 1　①地下水面上位設置モデルの概念図

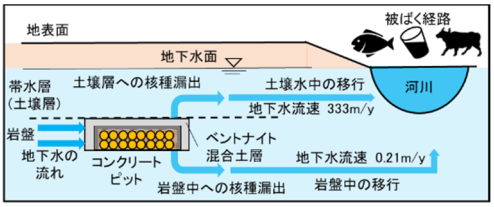


図 2　②地下水面下位設置モデルの概念図

2. 評価方法

廃棄物に含まれ得る核種として、原子炉等規制法の線量告示及び ICRP Pub.107 に示された、半減期 30 日以上で、希ガス等を除いた 220 核種[2]を選定し、ピット処分の施設概念、①及び②の線量評価モデル、被ばく経路及びパラメータを設定し、①及び②のモデルについて、それぞれ被ばく経路毎に単位放射能濃度当たりの被ばく線量（[μSv/y]/[Bq/t]）を評価した。基準線量は最も可能性が高いシナリオを 10μSv/y、最も厳しいシナリオを 300μSv/y に設定し、これを評価値で除した値を基準線量相当濃度とした。

3. 評価結果

ピット処分で被ばく線量への寄与の大きい核種を対象に最も可能性が高いシナリオにおける河川水利用経路についての基準線量相当濃度を例示する（図 3）。多くの核種で①、②のモデルで 1 桁以内の差異となった。しかし、Ni-63，Sr-90 について、①ではともに 1×10^{20}（Bq/t）以上となったが、②ではそれぞれ 1×10^{15}、1×10^{12} の値となり、Sr-90 で 8 桁以上の差となった。これは、①は、核種の移行経路が地下水流速の遅い帯水層で、Sr-90 は約 29 年と半減期が短いことから、評価点までに十分に放射能量が減衰したが、②は地下水流速の速い土壌層により、十分に減衰せずに評価点に到達したことで、評価結果に 8 桁以上の差が生じたと考えられる。今回、①のモデルで核種によって著しく高い基準線量相当濃度となったことから、今後も両モデルを念頭に、多様な立地環境に対応できる放射能濃度の受入基準の検討を進めていく。

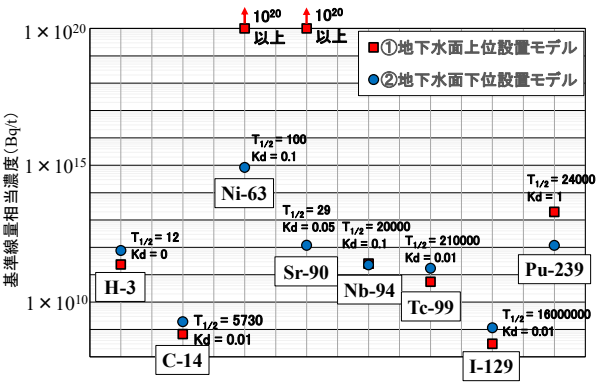


図 3　河川水利用経路についての基準線量相当濃度（$T_{1/2}$ は半減期（year）、Kd は帯水層の収着分配係数（m^3/kg）（JAEA-Research2008-046）を表す）

参考文献

[1] 原子力安全委員会，低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について，H19，(2007)
[2] 日本原子力学会標準，浅地中処分のための安全評価手法：2016，AESJ-SC-F026：2016，(2017)．

*Kota Sakuma[1], Toshikatsu Sugaya[1], Daichi Abe[2], Akihiro Sakai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Inspection Development Company Ltd.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C06-09] TRU Waste

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)
Thu. Sep 8, 2022 10:55 AM - 12:00 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C06] Research and development of TRU waste package

*Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1], Noriyuki Maruyama[1], Hiroyuki Sakamoto[1], Hiroshi Sekiguchi[1] (1. RWMC)

10:55 AM - 11:10 AM

[2C07] Research and development of TRU waste package

*Hiroyuki Sakamoto[1], Kumi Negishi[2], Masaya Ida[2], Shinya Hasegawa[2], Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1] (1. RWMC, 2. Taiheiyo Consultant)

11:10 AM - 11:25 AM

[2C08] Research and development of TRU waste package

*kumi Negishi[1], Masaya Ida[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)

11:25 AM - 11:40 AM

[2C09] Research and development of TRU waste package

*Masaya Ida[1], Kumi Negishi[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発　(1)全体概要

Research and development of TRU waste package (1) Overview

*藤井　直樹[1]，大和田　仁[1]，丸山　紀之[1]，坂本　浩幸[1]，関口　博司[1]
[1]原環センター

閉鎖後数百年程度の放射性物質の閉じ込め性能を有する廃棄体パッケージの開発において、TRU 廃棄物の多様な特性を踏まえて設定した検討項目に基づき、廃棄体パッケージの開発における製作技術の課題とそれを解決するための取り組みの概要を整理した。

キーワード：TRU 廃棄物，廃棄体パッケージ，遠隔溶接，応力腐食割れ，廃棄体パッケージ内充填材，水素ガス発生

1. 緒言

TRU 廃棄物の地層処分では、廃棄体を収納した廃棄体パッケージを大断面の処分坑道に集積配置することが考えられている。本検討では、上蓋のない廃棄体パッケージ[1]と異なり、NUMO の包括的技術報告書[2]（以下、NUMO-SC）で示された、閉鎖後数百年程度までの放射性物質の閉じ込め性能を有する廃棄体パッケージ（廃棄体パッケージ B（図 1））を対象として、実証的な試験等を実施して、工学的な成立性し示すことを目的としている。ここでは、製作過程での課題と取り組みを中心に、廃棄体パッケージの開発の全体概要を示す。

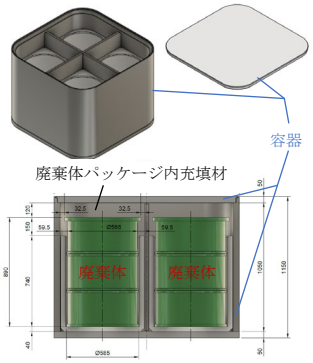


図 1　廃棄体パッケージ B の概念図

2. 検討項目の設定と取り組みの概要

廃棄体特性や環境要因等を考慮し、NUMO-SC に示された設計要件や評価項目を満たすよう本件等での検討項目を設定した（図2）。

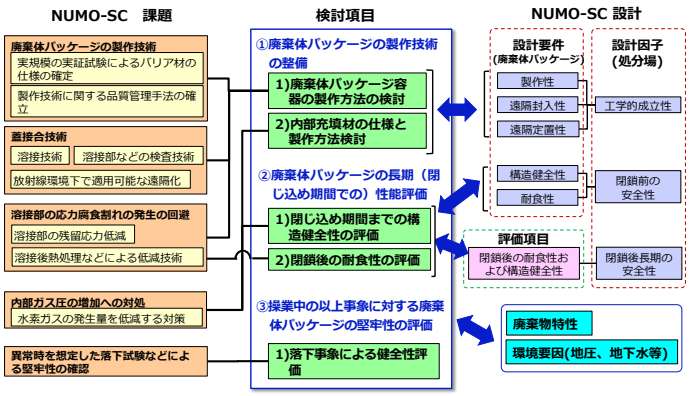


図 2　廃棄体パッケージ B の開発における検討項目の設定

廃棄体パッケージの製作においては、金属容器の溶接封入と廃棄体パッケージ内充填材の仕様と施工が技術開発課題として抽出された。金属容器の溶接封入においては、応力腐食割れの原因となる残留応力の低減が可能な遠隔溶接技術の確立や、溶接及び溶接後熱処理時の廃棄体への熱影響の低減が課題であり、要素試験での検討結果を踏まえて実規模の製作確認試験を実施し、品質の確認とともに、安全要件を満たすための製作技術の情報や課題を示す。一方、廃棄体パッケージ内充填材についてはセメント系材料の放射線分解による水素ガスの発生を抑制することが課題であり、放射線照射試験によりガス発生特性確認してガス発生挙動を評価するとともに、効果的なガス低減対策を施したセメント系廃棄体パッケージ内充填材の仕様を示して、実規模の製作確認試験により製作性を確認する。

謝辞：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「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（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] 電気事業連合会，核燃料サイクル開発機構，TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発とりまとめ－，FEPC TRU-TR2-2005-02, JNC TY1400 2005-013 (2005)
[2] 原子力発電環境整備機構，包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現―適切なサイト選定に向けたセーフティーケースの構築― ，NUMO-TR-20-03 (2021)

* Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1], Noriyuki Maruyama[1], Hiroyuki Sakamoto[1] and Hiroshi Sekiguchi[2]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発

（2）廃棄体パッケージ内充填材のガス発生評価

Research and development of TRU waste package
(2) Evaluation of Radiolysis Hydrogen Generation from Waste Package Infill

*坂本　浩幸[1]，根岸　久美[2]，井田　雅也[2]，長谷川　晋也[2]，藤井　直樹[1]，大和田　仁[1]
[1]原環センター，[2]太平洋コンサルタント

TRU 廃棄物の地層処分では，廃棄体を廃棄体パッケージ容器に収納し，廃棄体が移動しないようセメント系材料等を用いて充填すること（廃棄体パッケージ内充填材）が検討されている[1]。セメント系材料の放射線分解による水素ガス発生は，パッケージ容器の構造健全性への影響要因となる。本研究では，内部充填材の吸収線量と水素ガス発生量の関係を評価し，水素ガス発生量の抑制対策を提案する。
キーワード：TRU 廃棄物，廃棄体パッケージ内充填材，放射線分解，水素ガス発生，G 値，ガンマ線照射，セメントペースト，モルタル，コンクリート

1. 緒言

廃棄体パッケージ内充填材にセメント系材料を使用した場合、含有する水が廃棄体からの放射線により分解して発生する水素ガスによる廃棄体パッケージの変形や破損等のため、密閉性が保てなくなることが懸念される。そこで、本研究ではセメント系材料の放射線分解による水素ガス発生量に関する試験を実施し、廃棄体パッケージ内充填材からの水素発生量の予測手法を検討した。

2. 試験

コンクリート試料の照射試験の状況を図 1 に示す。本検討では、セメント種類、骨材、含有水分等が水素ガス発生に与える影響を検討した。セメント種類の影響は、普通ポルトランド、高炉スラグセメント及びフライアッシュセメントのセメントペーストを対象として評価した。骨材の影響は、セメントペーストに砂を加えたモルタル、モルタルに砂利を加えたコンクリートについて評価した。試料に含まれる水の量は、水セメント比及び試料の乾燥状態を変えることで調整した。なお、セメント硬化体の水は、セメント水和物となっている結合水と硬化体中の空隙に存在する自由水に大別される。本研究では、105℃以下で蒸発する水を自由水、105℃から 600℃で蒸発する水を結合水と定義した。内部充填材の水素ガス発生試験は、^{60}Co を線源とする照射施設で密封容器に封入した試料に所定の吸収線量となるようγ線を照射し、容器内の水素ガス発生量をガスクロマトグラフィーで評価した。セメントペースト及びモルタルのペレット状の小型の試料は、ブレーカブルシール付きガラスアンプルに封入し、コンクリート試料は、ステンレス製の密封容器に封入して照射試験を実施した。吸収線量の測定は、試験容器及び試験体によるエネルギーの吸収を補正するため、模擬容器内に収納した模擬試料中心部の吸収線量を測定した。

3. 結論

セメント系材料の放射線分解による水素ガスの発生量は、自由水量と相関を有しているが、乾燥した試料からも水素ガスが発生することを確認した。コンクリートは、乾燥することで充填材に使用される一般的なモルタル（未乾燥）に比べ吸収線量に対する水素ガスの発生量は 1/10 程度になり、水素ガス発生の抑制対策となることを確認した。

図 1　コンクリートの照射試験の状況

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構，包括的技術報告, NUMO-SC-20-C4 2021.

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

* Hiroyuki Sakamoto[1], Kumi Negishi[2], Masaya Ida[2], Shinya Hasegawa[2], Naoki Fujii[1], Hitoshi Owada[1]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Taiheiyo Consultant Co.,Ltd.

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発
(3)セメント系材料における水の存在形態が水素ガス発生に及ぼす影響

Research and development of TRU waste package

(3) Effect of state of the water in cement-based materials on hydrogen gas generation

*根岸　久美[1]，井田　雅也[1]，長谷川　晋也[1]，坂本　浩幸[2]，藤井　直樹[2]，大和田　仁[2]

[1]太平洋コンサルタント，[2]原環センター

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発において、廃棄体パッケージ内充填の候補材料としてセメント系材料を用いる場合、セメント系材料は水分を含むため放射線分解による水素ガスの発生が懸念される。水素ガス発生量はセメント系材料の水分量に依存すると考えられるが、本検討では存在する水の状態（自由水および結合水）が水素ガス発生へ及ぼす影響について検討した。

キーワード：TRU 廃棄物，廃棄体パッケージ内充填材，水素ガス発生，セメントペースト，モルタル，*G* 値，ガンマ線照射

1. 緒言

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージにおいては、廃棄体が金属容器内で移動しないよう廃棄体パッケージ内充填材で固定することが想定される。充填材の候補材料であるセメント系材料は水分を含有することから、廃棄体からの放射線の影響により水素ガスが発生すると考えられ、廃棄体パッケージの健全性を維持するために水素ガス発生量を評価することが重要である。水素ガス発生量は水分量に依存すると考えられるが、セメント系材料からの水素発生源は自由水のみであるとの報告もある[1]。本検討では、セメント系材料の水の状態が水素ガス発生へ及ぼす影響について検討した。

2. 実験

試料は、自由水量が異なるように作製した普通ポルトランドセメント(OPC)ペーストおよびモルタルとした。試料をガラス管に封入して^{60}Coによるγ線を1kGy/hの吸収線量率で5時間照射し、発生した水素ガス量を定量した。また、照射時の環境温度がセメント系材料からの水素ガス発生量に与える影響についても検討した。

3. 結論

水素ガス発生量は、セメント系材料中の自由水量との相関が認められた。セメントペーストおよびモルタルの水素ガス発生量は自由水量の増加とともに増加する傾向を示し（図 1）、自由水量を管理することで水素ガスの発生量を制御できることを示唆する結果となった。また、自由水量に係わらず、γ 線照射時の温度が高いほど G_{H2} 値（水素ガス発生の *G* 値[Molecules/100eV]）が高い値を示すことが確認された（図 2）。処分環境における水素ガス発生量の評価は、廃棄体の発熱や地温などの環境温度を考慮して実施する必要がある。

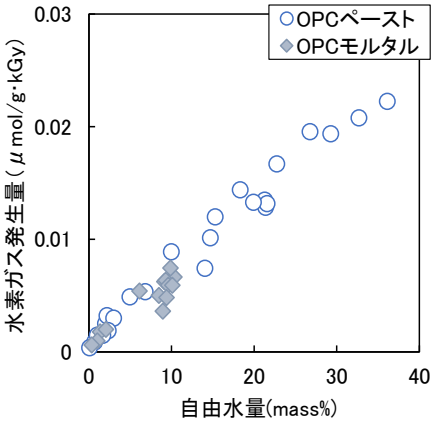


図 1　自由水量と H_2 発生量の関係

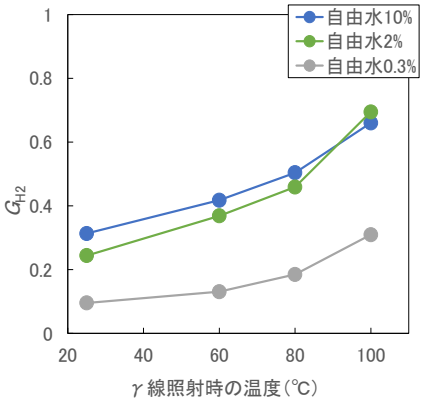


図 2　γ 線照射時の環境温度と G_{H2} 値

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。また，名古屋大学 熊谷純准教授にご指導とご助言を賜りました。

参考文献

[1] 高橋賢臣，藤田智成,電力中央研究所報告 L11020（2013）

* Kumi Negishi[1], Masaya Ida[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2] and Hitoshi Owada[2]

[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Radioactive Waste Management Funding and Research Center

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発
（4）コンクリートの放射線分解による水素ガスの発生に関する検討

Research and development of TRU waste package
(4) Study on Radiolytic Hydrogen Generation from Concrete

*井田　雅也[1]，根岸　久美[1]，長谷川　晋也[1]，坂本　浩幸[2]，藤井　直樹[2]，大和田　仁[2]
[1]太平洋コンサルタント，[2]原環センター

廃棄体パッケージ内充填材からの水素ガス発生量の低減策において、コンクリートの使用を検討した。乾燥処理後の OPC コンクリートは，自由水量の低減に従って水素ガス発生量も低減し，自由水量と水素ガス発生量に相関が認められた。高強度高緻密コンクリートは，乾燥処理を行うことなく乾燥処理後の OPC コンクリートと同等の水素ガス発生量であった。

キーワード：廃棄体パッケージ内充填材，水素ガス発生，コンクリート，*G* 値，ガンマ線照射，TRU 廃棄物

1. 緒言

廃棄体パッケージ内充填材（内部充填材）にセメント系材料を用いる場合、セメント系材料中の水が放射線分解して発生する水素ガスにより内圧が上昇し、廃棄体パッケージの構造健全性に影響する可能性がある。コンクリートは骨材が体積に占める割合が高いため含有水量を少なくでき、乾燥によりさらに低減可能である。本試験では、乾燥処理により自由水を低減した普通ポルトランドセメント（OPC）コンクリート及び止水性に優れた高強度高緻密コンクリート[1]の内部充填材への適用性を検討するため、コンクリートからの水素ガス発生量を評価した。

2. 試験

OPC コンクリートについては、未乾燥及び乾燥処理した試験体、高強度高緻密コンクリートは未乾燥の試験体を用いた。試験体を密閉容器に封入し、^{60}Co による γ 線を 1kGy/h の吸収線量率で 5 時間照射した。γ 線照射後に密閉容器内の水素ガス濃度を測定し、水素ガス発生量及び試料質量あたりの水素ガス発生の *G* 値（G_{H2}(All)）を求めた。

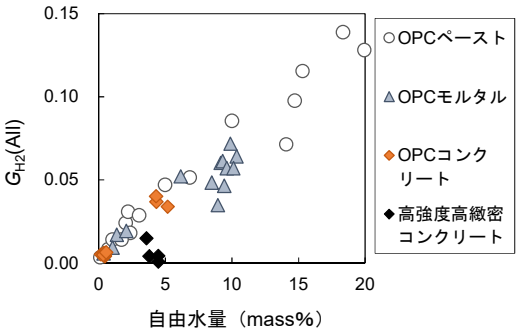


図 1. 材料中の自由水量と *G* 値の関係

3. 結果

OPC コンクリートの水素ガス発生量は、自由水量との相関が認められ、OPC ペースト及び OPC モルタルと同様の傾向を示した（図 1）。また、OPC コンクリートの乾燥処理は、自由水量を減少して水素ガス発生量を低減できる。高強度高緻密コンクリートは、自由水が数 mass%存在しても、乾燥処理後の OPC コンクリートと同等の水素ガス発生量であった（図 2）。以上の結果から、内部充填材をコンクリートとし、製作した内部充填材の水分を適切に管理（乾燥処理や保管条件等の設定）することで水素ガス発生の抑制対策となることを確認した。また、セメント系材料の内部充填材からの水素ガス発生量は、廃棄体に起因する放射線の吸収線量と自由水量から見積もることができるものと考えられる。

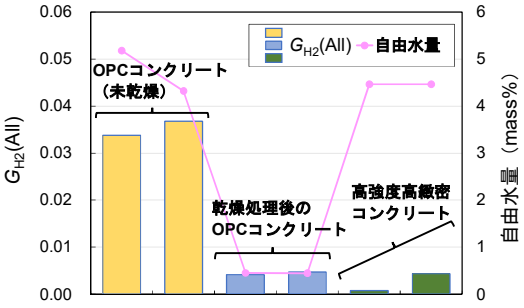


図 2. コンクリートからの水素ガス発生量

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。また，名古屋大学 熊谷純准教授にご指導とご助言を賜りました。

[1] 例えば、朝野他, TRU 廃棄物廃棄体の開発（3），日本原子力学会 2002 年秋の大会予稿集, F36（2002）

*Masaya Ida[1], Kumi Negishi[1], Shinya Hasegawa[1], Hiroyuki Sakamoto[2], Naoki Fujii[2] and Hitoshi Owada[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C10-14] Migration/Sorption1

Chair:Shingo Tanaka(CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C10] Sorption Behaviors for Selenate and Selenite Ions onto Calcium Silicate Hydrate

*Tsugumi Seki[1], Kazuki Maeta[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2C11] Migration behavior of molybdate ion in bentonite

*Yuya Nakasaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[2C12] Solubility of Niobium under high Calcium concentration and alkaline conditions

*Saki Ohira[1], Takeyasu Abe[1], Yoshihisa Iida[1] (1. Japan Atomic Energy Ergency)

3:15 PM - 3:30 PM

[2C13] Evaluation of the Sorption Behavior of Europium onto Calcium-silicate-hydrate with Magnesium under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*Ryo Tahara[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2C14] Sorption of Zr and Np(IV) on montmorillonite in the presence of carbonate

*Takamitsu Ishidera[1], Takafumi Hamamoto[2], Mitsuhiro Okazaki[3], Yoshihide Yamada[3], Tsutomu Tomura[3] (1. JAEA, 2. NUMO, 3. Inspection Development)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

カルシウムシリケート水和物への SeO_4^{2-} および SeO_3^{2-} の収着挙動

Sorption Behaviors for Selenate and Selenite Ions onto Calcium Silicate Hydrate

*関 亜美[1]，前田 一樹[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]

[1]東北大学

本研究では、カルシウムシリケート水和物（C-S-H）へのセレン酸イオン（SeO_4^{2-}）および亜セレン酸イオン（SeO_3^{2-}）の収着挙動を評価した。Se 濃度 1 mM とし収着実験を行った結果、収着率は SeO_4^{2-}では 47~70%、SeO_3^{2-}では 98~99%と SeO_3^{2-}はほぼ 100%収着し、また高 Ca/Si モル比であるほど収着率が高かった。

キーワード：カルシウムシリケート水和物、セレン酸イオン、亜セレン酸イオン、収着

1. 緒言　セメントの主成分であるカルシウムシリケート水和物（C-S-H）は、放射性廃棄物処分場周辺の地下水流動場において二次鉱物としても生成する。C-S-H はこれまで、陽イオン核種に対する収着能が報告されている一方で、溶液中でオキソアニオンの形態を取り得る核種については検討例が少ない。本研究では、前報[1]に続き液相中で陰イオンの形態をとり、処分システムにおける被ばく線量支配核種の一つであるセレン（Se-79、半減期 30 万年）に着目し、冠水環境において生成する C-S-H に対するセレン酸イオン（SeO_4^{2-}）および亜セレン酸イオン（SeO_3^{2-}）の収着挙動を評価した。

2. 実験　C-S-H への SeO_4^{2-}および SeO_3^{2-}の収着実験は、Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6、液固比 20 となるようにフュームドシリカ、CaO、および 1 mM Na_2SeO_4 または Na_2SeO_3 を混合し、25℃および 120 strokes/min に設定した恒温振とう器を用いて 7 日間養生した。養生後、遠心分離（7500 rpm、10 min）および 0.20 μm シリンジフィルターを用いたフィルター濾過により固液分離し、イオンクロマトグラフ法により液相中の SeO_4^{2-}および SeO_3^{2-}濃度を測定し、収着率および収着分配係数 K_d を得た。固相については、レーザラマン分光光度計および X 線回折装置を用いて構造を解析した。

3. 結果と考察　図 1 に C-S-H（Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6）への SeO_4^{2-}および SeO_3^{2-}の収着率を示す。収着率は SeO_4^{2-}では 47~70%、SeO_3^{2-}では 98~99%となり、いずれの形態においても高 Ca/Si モル比であるほど収着率は高かった。これは、Ca/Si モル比 1.2 以上では C-S-H 表面が正に帯電するために[2]、陰イオンとの相互作用が起こりやすいことによる。また、Se の形態により収着率には大きな差が見られており、各形態と陽イオンである Ca イオンとの親和性に一因があると考えられる。一方、ラマン分光法による C-S-H 内のシリカ鎖の重合度分析では Se の有無による大きな差異は生じず、XRD により取得した C-S-H の結晶ピークもほぼ同様であったことから、本研究の条件では Se の収着が C-S-H の構造を変化させていないと言える。Ca/Si モル比への収着率の依存性は、C-S-H 中の Ca が Se の収着に寄与していることを示唆する。今後、収着率に及ぼす濃度および収着時間の影響を調べるなど、その収着形態については更なる検討を要する。

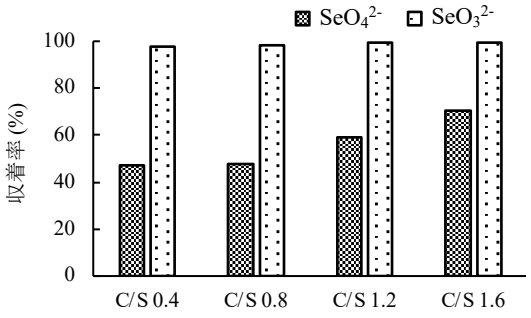


図 1 SeO_4^{2-}および SeO_3^{2-}の収着率

参考文献：

[1] 関ら：日本原子力学会 2022 年春の大会講演予稿集 2H01 (2022), [2] Saito et al., Proc. of WM2015, Paper No. 15247 (2015).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tsugumi Seki[1], Kazuki Maeta[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]

[1]Tohoku Univ.

ベントナイト中でのモリブデン酸の移行挙動

Migration behavior of molybdate ion in bentonite

*中﨑 友哉[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九州大学,

本実験ではベントナイト中でのモリブデン酸の移行挙動に着目し、拡散期間をパラメータとした拡散試験を行った。試験の結果、モリブデンの濃度は拡散距離に対して指数関数的に減少しており、モリブデン酸イオンがフィルタリングを受けていると考えられる。

キーワード：ベントナイト、モリブデン酸イオン、フィルタリング

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価において緩衝材中での放射性核種の移行挙動は重要である。ネプツニウム炭酸錯体などのイオン半径の大きいものは緩衝材中ではフィルタリングを受ける可能性がある。本実験ではイオン半径の大きいオキソ陰イオンであるモリブデン酸を用いてその移行挙動を調べた。

2. 実験方法

圧密ベントナイト（直径:10 mm、高さ: 10 mm、乾燥密度:1.4 Mg/m^3）を 0.1 M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、ベントナイト試料の片面にモリブデン酸ナトリウム溶液（0.1 mol/L、10 μ L）を接触させ、最長約 13 か月間拡散試験を行った。試験後、ベントナイト試料をスライスし、各スライスから 1 N 硝酸でモリブデン酸を抽出し、ICP-MS (Agilent-7900)を用い定量分析して濃度分布を求めた。

3. 結果

得られた濃度分布を図 1 に示す。トレーサーを塗布した面の濃度は著しく高いので、図からは省いた。また、拡散期間の長い試料においては、対面側にトレーサーが破過したものもある。一方、ベントナイト試料中は、式（1）に示すような指数関数的な濃度分布が観察され、およそ時間変化をしていないように見える。この分布は、線形の定常分布とは異なる。

$$A(x) = A_1 \exp(-\lambda x) \quad (1)$$

これは、塗布したモリブデン酸のイオン半径に対して移行経路が狭く、モリブデン酸イオンがフィルタリングを受けたという可能性を示している。得られた濃度分布に対して、(1)式をフィッティングし、フィルタリング定数 λ を求めた結果、λ は約 0.12～0.23 mm^{-1} であった。
また、短期の拡散試験によるモリブデンの見かけの拡散係数は 10^{-11} m^2/s 程度であり、約 2 週間で定常に達すると推定された。

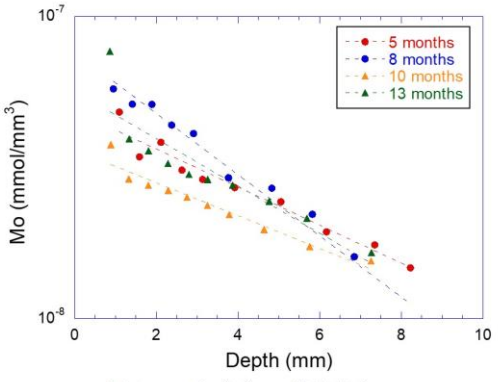


図 1　モリブデンの濃度分布

*Yuya Nakasaki[1], Kazuya Idemitsu[1] ,Yaohiro Inagaki[1],and Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ.

高カルシウム濃度、アルカリ条件でのニオブの溶解度

Solubility of Niobium under high Calcium concentration and alkaline conditions

大平 早希[1]，阿部 健康[1]，飯田 芳久[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

高カルシウム（Ca）濃度、アルカリ条件下におけるニオブ（Nb）溶解度試験を実施し、液相中の Nb 濃度を測定するとともに、沈殿固相の分析を行った。その結果、Nb 溶解度は Ca 濃度および pH に負の依存性を示し、$Nb(OH)_6^-$が支配的な溶存種であること、$Ca_4Nb_6O_{19}(am)$が溶解制限固相であることが推定された。

キーワード：Nb　Ca　溶解度　アルカリ条件

1. 緒言

^{94}Nb（半減期 2.03 万年）の溶解度は、中深度処分の安全評価において重要なパラメータの一つである。処分場に用いられるセメントの影響により、廃棄体周辺の地下水は高 Ca 濃度、アルカリ条件となることが想定されるが、このような条件下での Nb 溶解度に関する知見は非常に少ない。既往の報告[1, 2]では、Nb 溶解度の pH や Ca 濃度依存性の傾向は得られているものの、Ca 存在下での Nb 溶解度を支配する溶解度制限固相や溶存種を特定できていない。そこで、高 Ca 濃度、アルカリ条件で Nb 溶解度試験を行うとともに、沈殿固相について分析を行った。

2. 溶解度試験および沈殿固相分析

塩化ニオブ（$NbCl_5(s)$）試薬を 0.1 M NaOH で溶解させて母液を作製した。$CaCl_2$ 溶液を用いて Ca 濃度 0.001, 0.01, 0.1 M とし、NaCl 溶液を用いてイオン強度 0.3 に調製した溶液に Nb 母液を添加し、初期 Nb 濃度 2.5×10^{-6} M の条件で過飽和側からの溶解度試験を実施した。試験溶液の pH は、NaOH および HCl 溶液を用いて 8～12 に調製した。1、5、8 週間後、試験溶液の pH を測定し、0.45 μm メンブレンフィルターまたは限外ろ過フィルター（10 kDa）でろ過を行い、ろ液中の Nb 濃度を ICP-MS により測定した。沈殿固相分析では、Nb 母液、HCl、NaCl、NaOH 溶液を用いて pH 11.5 に調整した溶液に、$CaCl_2$ 溶液を添加して、沈殿固相を生成させ、洗浄、凍結乾燥後、SEM-EDX および粉末 X 線回折（XRD）により分析を行った。分析を除き、試験は全て Ar 雰囲気グローブボックス内で実施した。

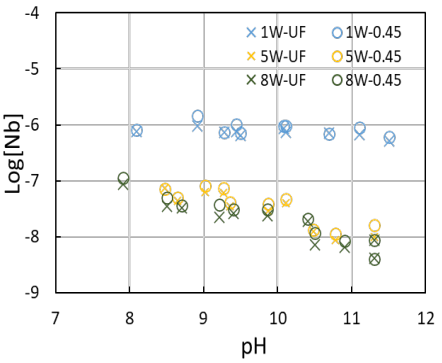


図 1　1, 5, 8 週間後の Ca 濃度 0.1 M における Nb 濃度の pH 依存性（UF：限外ろ過フィルター（10 kDa）、0.45：0.45 μm メンブレンフィルター）

3. 結果

Ca 濃度 0.1 M 条件での試験結果を図 1 に示す。1 週間と 5 週間の比較では経過時間とともに Nb 濃度の低下が見られたものの、5 週間と 8 週間の比較では有意な Nb 濃度の低下は見られなかった。また、図 2 に示すように、Nb 溶解度は pH および Ca 濃度に対して、負の依存性を示した。また沈殿固相の SEM-EDX 分析の結果から Ca/Nb のモル比の平均値は 0.66 (n=14)であったこと、XRD 分析の結果から固相がアモルファスであったことから、沈殿固相は $Ca_4Nb_6O_{19}(am)$と推定された。推定した固相と、Nb 溶解度の Ca 濃度依存性と pH 依存性に基づき、下記の溶解反応式(1)が得られ、支配的な溶存化学形として $Nb(OH)_6^-(aq)$を推定した。Nb 溶解反応式

$$1/6Ca_4Nb_6O_{19}(am)+17/6H_2O+1/3H^+ = Nb(OH)_6^-+2/3Ca^{2+} \quad 式(1)$$

としてフィッティングにより求めた平衡定数は logK = -5.4 であった。

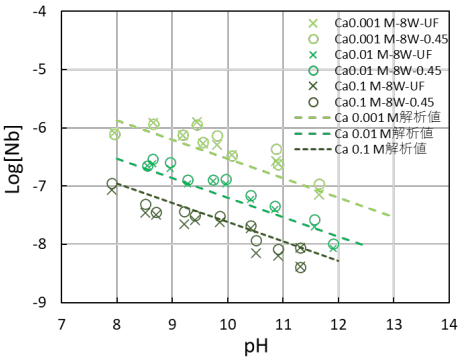


図 2　8 週間後の各 Ca 濃度における Nb 溶解度の pH 依存性と溶解反応式(1)を用いた解析結果

参考文献

[1] C. Talerico et al., *MRS*, **824**, CC8.31.1- CC8.31.6 (2004).　[2] T. Yamaguchi et al., *Radiochim. Acta*, **108**(11), 873–877 (2020).

*Saki Ohira[1], Takeyasu Abe[1], Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

高塩水環境におけるマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物へのユウロピウムの収着挙動の評価

Evaluation of the Sorption Behavior of Europium onto Calcium-silicate-hydrate with Magnesium under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*太原　亮[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

高塩水環境における冠水条件を考慮したマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物へのユウロピウムの収着実験を行った。蛍光分光分析結果より、収着に及ぼすマグネシウムの影響は小さく、高塩水環境下においてもマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物は Eu と有意に相互作用する可能性を示した。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、蛍光分光分析、ユウロピウム、マグネシウム

1. 緒言　本研究では、処分場周辺の地下環境にて二次鉱物としての生成が予想されるカルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのユウロピウム(Eu)の収着挙動に対するマグネシウム(Mg)の影響に着目している。前報[1]では C-S-H が Mg を含有する場合に Eu との相互作用が抑制される可能性が示唆された。本報では Mg/Si モル比をパラメータとして Mg 含有 C-S-H を調製し、海水系地下水を模擬した高 NaCl 条件での Mg 含有 C-S-H への Eu の収着挙動の評価を行った。

2. 実験　試料調製は、Ca/Si モル比 0.8、1.6、Mg/Si モル比 0、0.1、0.2、0.3、塩化ナトリウム濃度 0、0.02、0.2、0.6 M となるように、ヒュームドシリカ、酸化カルシウム、硝酸マグネシウム六水和物、超純水、塩化ナトリウム(NaCl)溶液、および pH 調整用の水酸化ナトリウム溶液を混合した。また、Eu を添加する際は濃度 1 mM となるように硝酸ユウロピウム溶液を Mg 含有 C-S-H 調製と同時に添加した。液固比は 20 ml/g(液相 30 ml/固相 1.5 g)とし、25℃にて 7 日間に亘り振盪養生した。養生後、遠心分離(7500 rpm、10 分)およびフィルター濾過により得られた固相は、ラマン分光法や X 線回折法により構造分析を行うとともに、蛍光分光分析を用いて Eu の収着挙動を評価した。

3. 結果と考察　固相の X 線回折より、tobermorite, brucite および NaCl 濃度の増加に伴う NaCl 結晶のピークが確認された。また、図 1 に Ca/Si モル比 0.8、1.6、および Mg/Si モル比 0、0.3 における Eu の蛍光スペクトルを示す。Mg 含有の有無に関わらず、618 nm 付近に Eu の取り込みを示すシュタルク分裂が確認された。(Ca+Mg)/Si モル比を固定して Mg 含有量を変化させた前報[1]では、Mg 含有量増加に伴い分裂が小さくなったのに対して、図 1 では Ca/Si モル比によるシュタルク分裂の変化が認められたものの Mg 含有の有無による差異は認められず、Mg による Eu 収着への影響は小さいと言える。また、図 1 と同条件における Eu の蛍光減衰過程を図 2 に示す。いずれも $Eu(OH)_3$ と異なる傾きを示しており、Eu は Mg 共存系において生成した C-S-H とも有意に相互作用すると考えられる。なお、これらの Eu 収着挙動は NaCl の有無による差異はほとんど確認されなかった。

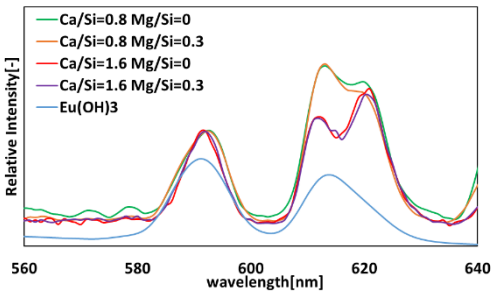


図 1. Eu の蛍光スペクトル

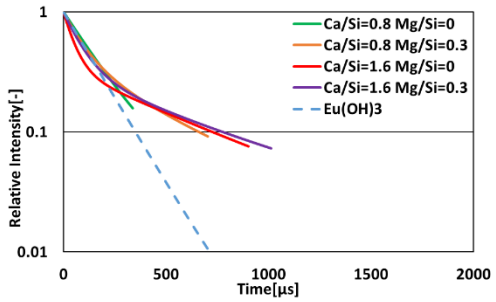


図 2. Eu の蛍光減衰挙動

引用文献：[1] 太原ら：日本原子力学会 2021 年秋の大会講演予稿集 2C03(2021).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Ryo Tahara[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

炭酸共存下でのモンモリロナイトへの Zr, Np(IV)の収着分配係数の評価

Sorption of Zr and Np(IV) on montmorillonite in the presence of carbonate

*石寺 孝充[1]，浜本 貴史[2]，岡﨑 充宏[3]，山田 良英[3]，戸村 努[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力発電環境整備機構，[3]検査開発株式会社

炭酸濃度の高い地下水を想定し、モンモリロナイトへの Zr, Np(IV)の収着分配係数の炭酸濃度依存性を取得した。その結果、炭酸濃度の変化に伴う収着分配係数の変化は、モンモリロナイト結晶端面での炭酸を含む表面錯体の形成を考慮した収着モデルにより予測できると考えられた。

キーワード：地層処分、ベントナイト、収着、炭酸、Zr、Np(IV)、表面錯体

1. 緒言

炭酸濃度（溶存する H_2CO_3,HCO_3^-,CO_3^{2-}の合計濃度）の高い地下水中では、一部の放射性核種は炭酸と錯体を形成して溶存する。核種が炭酸錯体を形成した場合、低炭酸濃度で支配的な溶存化学種である加水分解種等と比べて、収着分配係数（K_d）が低下する傾向が見られている。本研究では、４価で溶存する地層処分の安全評価上重要な核種である Zr, Np(IV)について、モンモリロナイトに対する K_d の炭酸濃度依存性を取得し、炭酸の影響を収着モデルにより解析した。

2. 試験条件及び手順

試験はバッチ収着試験とし、固相はクニミネ工業製クニピア F を使用した。試験溶液の炭酸濃度は、Zr の試験では 0.01 から 0.25 mol/dm^3、Np の試験では 0.1, 0.25 mol/dm^3 とし、Na 濃度 0.5 mol/dm^3 で所定の炭酸濃度となるように NaCl，$NaHCO_3$，Na_2CO_3 を混合して調製した。Np の試験では、還元剤として 0.005 mol/dm^3 の $Na_2S_2O_4$ を添加した。溶液の pH は 8~12 程度、試験期間は最長 28 日とし、窒素雰囲気下で実施した。Zr 及び Np の初期濃度はそれぞれ 5×10^{-7}, 2×10^{-7} mol/dm^3、液固比はそれぞれ 100, 50 ml/g とした。試験では、固相と試験溶液を遠沈管に採取、pH 調整後、Zr または Np を添加した。所定期間後に遠心分離して上澄み液を採取し、Zr または Np の濃度を測定した。K_d は、初期濃度と上澄み液中の濃度より算出した。

3. 試験結果及び考察

試験結果を図 1, 2 に示す。Zr, Np の K_d は炭酸濃度の上昇に伴い低下する傾向が見られた。得られた各炭酸濃度での Zr, Np の K_d について、モンモリロナイト結晶端面（表面錯体サイト）への錯体形成等を考慮して核種の収着量を評価する 2SPNE SC/CE モデル[1]により解析した。解析では、同モデルの Strong site のみを考慮し、熱力学データは JAEA-TDB[2]を使用した。解析結果を図 1, 2 に実線、破線で示す。解析では、以下の反応式(1), (2)を仮定することで Zr, Np の K_d の再現が可能であった。

$$\equiv SOH + M^{4+} + nH_2O \Leftrightarrow \equiv SOM(OH)_n^{(3-n)} + (n+1)H^+ \quad (1)$$

$$\equiv SOH + M^{4+} + 2CO_3^{2-} + mH_2O \Leftrightarrow \equiv SOM(CO_3)_2(OH)_m^{-(m+1)} + (m+1)H^+ \quad (2)$$

式中の M は Zr または Np、n 及び m は整数である。Zr は $n=4, 5$ 及び $m=2$ の３つの反応式で解析し、解析に使用した各反応式の錯生成定数（log K）はそれぞれ-8.0, -19.7, 17.1 であった。Np は $n=3$ 及び $m=1$ の反応式で解析し、log K はそれぞれ-1.0, 22.0 であった。この結果から、反応式(1),(2)及び各 log K を使用することで、炭酸濃度の変化に伴う Zr, Np(IV)の K_d の変化が収着モデルにより予測可能と考えられた。また、反応式(2)が収着へ寄与することから、炭酸濃度が上昇して収着性の低い炭酸錯体の割合が増加しても、炭酸を含む表面錯体種を形成して Zr, Np(IV)が収着し、K_d の低下が抑えられることが示唆された。

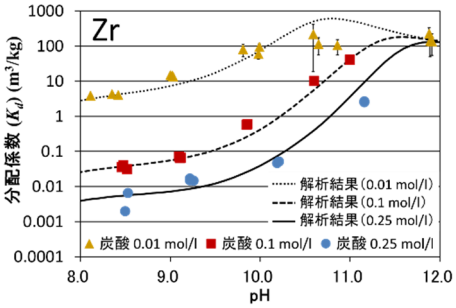


図 1 Zr の K_d の炭酸濃度依存性

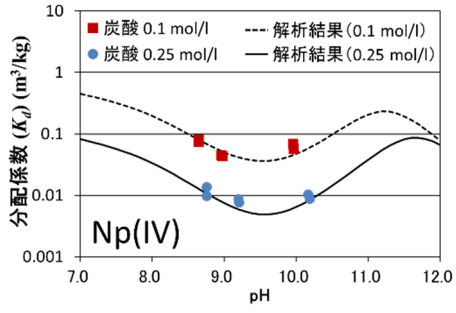


図 2 Np(IV)の K_d の炭酸濃度依存性

参考文献

[1] Bradbury M. H. and Baeyens B. (1997) *J. Cont. Hydrol.* **27**, 223–248. [2] Kitamura A. et al. (2019) JAEA-Data/Code 2018-018.

*Takamitsu Ishidera[1], Takafumi Hamamoto[2], Mitsuhiro Okazaki[3], Yoshihide Yamada[3] and Tsutomu Tomura[3]

[1]JAEA, [2]NUMO, [3]Inspection Development

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 505-2 Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[2C15-20] Migration/Sorption2

Chair:Takamitsu Ishidera(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:10 PM - 5:50 PM Room C (E1 Bildg.2F No.22)

[2C15] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Ryuta Matsubara[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Yaohiro Inagaki[2], Takahiro Ohkubo[3], Hajime Iwata[4] (1. NUMO, 2. Kyusyu University, 3. Chiba University, 4. JAEA)

4:10 PM - 4:25 PM

[2C16] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Ritsuki Egami[1], Yaohiro Inagaki[1], Noriyuki Yokoyama[1], Toshihiro Kimachi[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryuta Matsubara[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)

4:25 PM - 4:40 PM

[2C17] Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal

*Takahro Ohkubo[1], Ryuta Matsubara[2] (1. Chiba university, 2. NUMO)

4:40 PM - 4:55 PM

[2C18] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

*Yuki Nakai[1], Naoto Kume[1], Shuji Yamamoto[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. RWMC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2C19] Hydration state of Eu adsorbed in small pores

*Kento Murota[1,2], Noboru Aoyagi[3], Huiyang Mei[3], Takumi Saito[1] (1. UTokyo, 2. NRA, 3. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM

[2C20] Molecular dynamics study of cation migration pathways on the outer surface space in smectite-water system.

*Naoki Matsui[1], Takahiro Ohkubo[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2], Yuki Sugiura[2] (1. Chiba Univ., 2. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

地層処分におけるガラス固化体性能評価の信頼性向上に向けた取り組み （1）全体概要

Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal
(1) Overview

*松原 竜太[1]，石田 圭輔[1]，藤崎 淳[1]，石黒 勝彦[1]，稲垣 八穂広[2]，大窪 貴洋[3]，岩田 孟[4]
[1] NUMO，[2]九州大学，[3]千葉大学，[4]JAEA

地層処分場の閉鎖後長期の安全評価で実施するガラス固化体の性能評価の信頼性向上を目指して、地層処分の環境条件下でのガラスの長期溶解挙動を予測するモデル開発に取り組んでいる。本発表では、モデル開発の進め方とその取り組み状況を報告する。

キーワード：地層処分、ガラス固化体、性能評価

1. 緒言

核種移行解析において、ガラス固化体から地下水への核種の移行速度は地下水に対するガラスの溶解速度に基づき設定される。ガラスの溶解挙動は、温度や地下水水質といった環境条件の影響を受けるため、サイト選定段階における安全評価に向け、サイト特有の地質環境とそれに応じて設計した処分場の環境条件、その条件下で生じる現象理解に基づくガラス溶解モデルの開発を進めている。

2. 技術開発の概要

2-1. モデル開発の進め方

地下水が接触するガラス界面の状態（ガラス固化体の外表面、亀裂内部）の違いや、ニアフィールドの構成要素間での相互作用によりもたらされる環境条件の変化により、ガラス溶解挙動は有意な影響を受けることが想定される。したがって、ガラス固化体周辺の状態とその条件下で生じる現象理解に基づくガラス溶解挙動の予測モデルが必要である。まずは、ガラスの基本的な溶解・変質プロセスの把握を目指して、実験データに基づくガラス溶解挙動の液性・温度依存性の評価に加えて、変質層の形成によるガラス溶解挙動への影響要因を変質層の構造から分析することにより、液性・温度条件とガラスの溶解・変質挙動との相関性を裏付ける根拠情報を整備する。

2-2. 取り組み状況

これまでにガラス固化体周辺で生じるプロセスを考慮した概念モデル（下図）を作成した[1]。モデル開発に必要な知見拡充のため、ガラス固化体と人工バリア材料（オーバーパック）の共存条件を想定したガラス－鉄溶液系におけるガラス溶解挙動のデータ取得（JAEA 共研）、多様な環境条件を想定した溶存 Si 濃度・pH・温度を様々に組み合わせた条件でのガラス溶解挙動のデータ取得（九大共研）、変質層の構造を分子動力学計算でモデル化する手法構築（千葉大共研）に取り組んでいる。

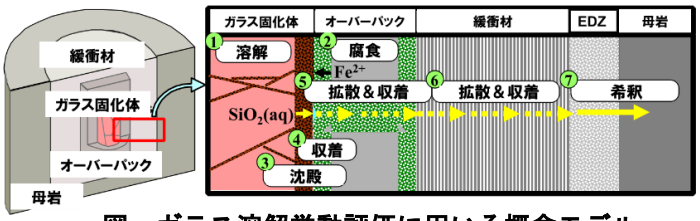


図　ガラス溶解挙動評価に用いる概念モデル

参考文献

[1]原子力発電環境整備機構（NUMO）：概要調査段階における設計・性能評価手法の高度化（その 3） －NUMO-JAEA 共同研究報告書（2013 年度）－，NUMO-TR-14-05（JAEA-Research 2014-030，日本原子力研究開発機構），2015.

---

*Ryuta Matsubara[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Yaohiro Inagaki[2], Takahiro Ohkubo[3], Hajime Iwata[4]
[1]NUMO, [2]Kyusyu University, [3]Chiba University, [4]JAEA

地層処分におけるガラス固化体性能評価の信頼性向上に向けた取り組み
（2）模擬ガラス固化体 P0798 の溶解速度評価：溶存 Si 濃度及び pH の影響

Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal
(2) Evaluation of dissolution rate for simulated waste glass P0798
: Effect of solution concentration of Si and pH

*江上 立樹[1], 稲垣 八穂広[1], 横山 礼幸[1], 来海 寿宏[1], 出光 一哉[1], 有馬 立身[1], 松原 竜太[2]
[1]九州大学, [2]NUMO

ガラス固化体の溶解挙動は環境条件(溶液組成, pH, 温度, 時間等)によって複雑に変化する。本研究では、ガラス試料として日本の標準模擬ガラス固化体 P0798、反応溶液として Si-29 濃縮シリカ溶液を用い、マイクロチャネル流水試験を実施して、反応溶液の溶存 Si 濃度及び pH がガラス溶解速度に与える影響を評価した。
キーワード： ガラス固化体、溶解速度、溶存 Si 濃度、Si 同位体、マイクロチャネル流水試験

1. 緒言

地層処分の性能評価の信頼向上において、ガラス固化体の溶解速度評価の信頼性向上は重要な因子となる。ガラスの溶解・変質挙動は環境条件によって複雑に変化するため、様々な環境条件におけるガラス溶解挙動の速度論的・体系的な評価が必要である。本研究では日本の標準模擬ガラス固化体 P0798 について液性一定条件での測定が可能なマイクロチャネル流水試験法を用い、反応溶液に Si-29 同位体を用いることで、溶存 Si 濃度と pH をパラメータとしてガラス溶解速度を測定・評価した。

2. 実験

ガラス試料はクーポン状の P0798、反応溶液は Si-29 濃縮シリカによって溶存 Si 濃度を調整した溶液を用い、マイクロチャネル流水試験法により温度 70℃の液性一定条件で溶解試験を行った。溶液 pH は 4, 7, 9 に、溶存 Si 濃度は 0 - 50 ppm の範囲に設定した。反応後溶液を適時サンプリングし、ガラスから溶出した各元素濃度(Si については Si-28,29)を ICP−MS により測定することでガラス溶解速度を算出した。

3. 結果

各 pH におけるガラス溶解速度(Si 規格化溶解速度 NR_{Si})の溶存 Si 濃度依存性を右図に示す。図より pH7,9 では溶存 Si 濃度増加に伴ってガラス溶解速度が低下するのに対し、pH4 では逆にガラス溶解速度が上昇する挙動を示した。これは、ガラス溶解速度が、溶存 Si 濃度とともに低下する化学親和力だけではなく、ガラス表面に形成される変質層の形成過程に支配される可能性を示唆している。pH4 では反応後溶液中の Si-29 濃度が反応前に比べ僅かに低下した事から、Si を消費する表面変質層の形成過程がガラス溶解速度を支配する可能性が示唆される。一方、pH7,9 の場合も Si を消費する表面変質層が生成すると考えられるが、その生成速度は遅く、また、表面変質層が物質移行を抑制する保護膜としての機能を発現する事でガラス溶解速度が低下する可能性が考えられる。pH は表面変質層の種類・特性・形成過程に影響を及ぼし、ガラス溶解機構及び溶解速度に大きな影響を及ぼす因子であると考えられる。

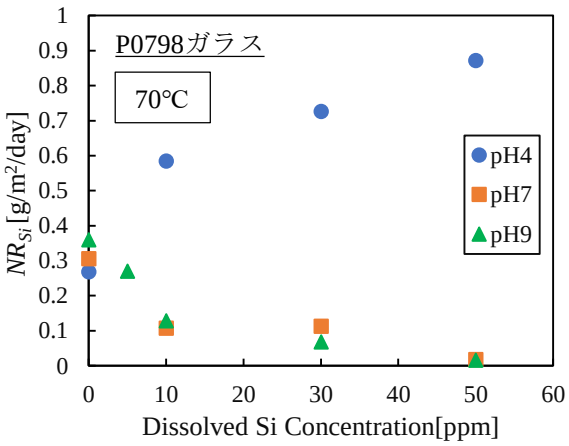


図 ガラス溶解速度の溶存 Si 濃度依存性

*Ritsuki Egami[1], Yaohiro Inagaki[1], Noriyuki Yokoyama[1], Kimachi Toshihiro[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryuta Matsubara[2] :[1]Kyushu University, [2]NUMO

地層処分におけるガラス固化体性能評価の信頼性向上に向けた取り組み （3）アルミノホウケイ酸塩ガラス溶解で生じるゲル層の原子構造の解明: 実験とシミュレーションによる研究

Study for improvement in reliability of performance assessment of vitrified waste in geological disposal (3) Elucidating the atomic structures of the gel layer formed during aluminoborosilicate glass dissolution: an integrated experimental and simulation study

*大窪 貴洋[1]，松原 竜太[2]
[1]千葉大学院工，[2]NUMO

放射性廃棄物ガラスの組成を単純化したガラスからモデル変質層を作製し、構造解析を行った。その結果、数 nm サイズからなる空隙構造や空隙表面での乱れた原子構造が明らかになった。

キーワード：ガラス変質層、分子動力学計算、高エネルギーX 線回折、固体 NMR

1. 緒言

放射性廃棄物ガラスの長期溶解挙動を支配するガラス表面の変質層は、ガラスから可溶性元素が選択的に溶出して形成される。実験的に得られるガラスの溶解・変質プロセスに関するデータの科学的根拠を与えるためには、変質層の精密な構造モデリングが必要である。本研究では、表面変質層の精密な構造解析を目的に、組成を単純化した放射性廃棄物ガラスからモデル変質相を作製し、分子動力学計算(MD)と高エネルギーX 線回折、固体 NMR により構造解析を行った。

2. 実験および計算方法

ガラスネットワーク構成元素についてガラス固化体と SiO_2, B_2O_3, Al_2O_3, Na_2O と同様な組成比となるガラスを作製した。テフロン容器にガラス試料 1 g と 1M HCl 10ml を加え、90℃の恒温槽に静置して変質ガラスを調製した。回収したガラスはイオン交換水で洗浄して 90℃で乾燥した後、固体 NMR および放射光 X 線回折実験用試料とした。MD 計算は反応力場[1]を用いて、実験的に求められた組成を満たすよう単位セル内に原子を配置して行った。平衡構造となる密度、温度をパラメータとし、電荷スケーリング法(段階的に原子の部分電荷を更新)で多様な空隙をもつ構造を多数作成した。作成した構造から、実験データをよく再現する構造を決定し、原子構造や空隙解析を実施した。

3. 結果

変質ガラスと未変質ガラスの固体 ^{29}Si NMR スペクトルを比較したところ変質ガラスの構造は、未変質ガラスと比較して Si の架橋度が増加していた。この結果は、溶液中に溶出した Si 原子が沈殿・析出することで架橋度の高い Si-O ネットワーク構造が形成されたと考えられる。構造因子は低角側に強度の強い散乱を示し、変質ガラス中にナノサイズの空隙が存在することを示唆した。MD 計算で決定した原子構造に基づいて、空隙を球形近似して空隙サイズ分布を調べた。その結果、2 から 10 Å の広いサイズ範囲の空隙が存在した。また数 10 Å からなる空隙の存在が確認された[2]。

参考文献

[1] J. Phys. Chem. B 123, 20, 4452–4461 (2019)
[2] J. Phys. Chem. C 126, 18, 7999–8015 (2022)

---

*Takahiro Ohkubo[1] and Ryuta Matsubara[2]
[1]Chiba Univ., [2]NUMO.

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価
(3)イメージングプレート法を用いた放射能分布測定

Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

(3)Measurement of a radioactive concentration distribution using imaging plate

*中居 勇樹[1]，久米 直人[1]，山本 修治[1]，山下 雄生[1]，桜木 智史[2]，植田 浩義[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]原環センター

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価を進めている。新たにイメージングプレートを用いた照射済みエンドピースの放射能濃度分布を実測した。得られた放射能濃度分布は、炉内における高さ依存性が見られ、他の放射能測定手法により得た傾向と同様であった。

キーワード：地層処分、ハル・エンドピース、イメージングプレート

1. 緒言

イメージングプレート（IP）法は非破壊かつ短時間で放射能強度の分布を測定できるため、IP 法による測定結果と、これまでのエンドピース中の核種分布に関する解析評価[1)]との比較検証を実施した。

2. 実験方法

試験ではエンドピース（BWR 下部タイプレート）を複数に切り分けて試料とし、試料中の主要核種である Co-60 などの分布を測定する目的で IP（BAS-MS シリーズ, Cytiva）を用いた。各試料片を IP に露光し、読み取り装置（Typhoon FLA7000, GE Healthcare）を用いて輝度情報を取得した。PHITS (ver. 3.24)[2)]を用いて、試料に含まれる放射能から IP の輝度情報への変換係数を求めた。この係数を元に、輝度情報を逆解析することで試料の放射能濃度分布を得た。

3. 結果と今後の課題

得られた放射能濃度の炉内における高さ依存性を図 1 に示す。IP 測定結果と、試料の一部を採取して Ge 半導体検出器で分析した Co-60 の放射能濃度を比較した結果、同様に上部ほど高くなる傾向が得られた。この傾向は、これまでの解析結果[1)]と一致する。今回、平板化した試料については、IP 測定による放射能濃度分布評価が可能な見通しが得られた。一方で、高線量率の複雑形状物に対する IP の設置方法と露光管理が今後の課題である。

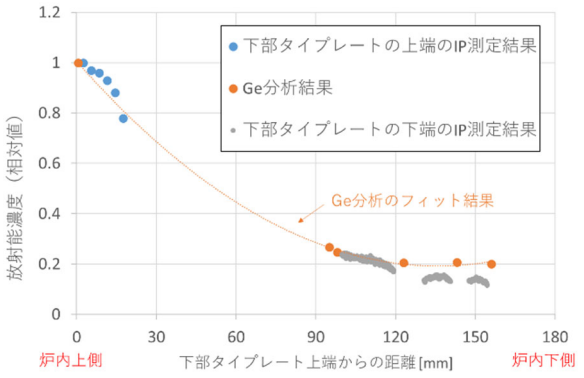


図 1 放射能濃度の高さ依存性

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（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) 杉田 宰 他, 「地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価 －(2) 照射済みエンドピースの核種インベントリ評価－」, 2019 年日本原子力学会 秋の大会

2) Tatsuhiko Sato et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02” J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

---

*Yuki Nakai[1], Naoto Kume[1], Shuji Yamamoto[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2] and Hiroyoshi Ueda[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

微小な空隙内に吸着した Eu の水和状態に関する研究

Hydration state of Eu adsorbed in small pores

*室田 健人[1,2]，青柳 登[3]，Huiyang Mei[3]，斉藤 拓巳[1]

[1]東京大学，[2]原子力規制庁，[3]日本原子力研究開発機構

異なる径の空隙を持つメソポーラスシリカ及び内部空隙を持たないシリカに対し、軽水の割合を変えて Eu^{3+} を吸着させた試料を TRLFS で分析し、空隙サイズが Eu^{3+}の水和状態を含む吸着構造に与える影響を調べた。

キーワード：吸着、時間分解型レーザー蛍光分光、Eu、メソポーラスシリカ、水和

1. 緒言

放射性廃棄物から溶出した放射性核種の地下環境中の動態においては、移行の過程での岩石や緩衝材内部のナノメートルオーダーの微小な空隙への吸着機構が重要である。前回大会において、メソポーラスシリカに吸着した Eu^{3+}を時間分解型レーザー蛍光分光（TRLFS）で分析した結果、空隙サイズの減少に伴い Eu^{3+}の配位環境の非対称性が増加することを報告した[1]。メソポーラスシリカに吸着した Eu^{3+}の吸着状態をより詳細に調べるため、重水と軽水の比率を変えた溶液中でメソポーラスシリカに吸着させた Eu^{3+}を TRLFS で分析し、その蛍光寿命を比較した。加えて、空隙を持たないシリカに吸着させた Eu^{3+}についても同様の分析を行い、微小な空隙における吸着状態の差異を明確にした。

2. 手法

吸着試験では、メソポーラスシリカ及び空隙を持たないシリカを、NaOH で pH を、$NaNO_3$ でイオン強度を、重水で水全体における軽水の割合を調整した溶液中に分散させ、5 日後に $Eu(NO_3)_3$ を 0.1 mM になるように加え、一定期間後に液相の pH を測定し、その後遠心分離によって固液分離した。これらの試験はアルゴン雰囲気下で実施した。液相中の Eu^{3+}濃度を ICP-MS で測定することで Eu^{3+}吸着量を求めた。固相は測定セルに充填し、Nd:YAG レーザー光を非線形光学素子によって変換した 394 nm の単波長光を照射し、試料の蛍光スペクトル及びその時間変化を測定した。得られた蛍光スペクトルは、磁気双極子遷移に由来する吸着状態の影響を受けない 592 nm 付近のピーク面積で規格化することで、異なる試料での結果を比較した。

3. 結果

右図に、軽水割合の異なるイオン強度 50 mM、pH7.5 の溶液でメソポア径 3.4 nm の MCM-41 に吸着した Eu^{3+}の減衰定数 k（蛍光寿命の逆数）とその線形近似直線を示した。励起した Eu^{3+}は主に軽水の OH 伸縮振動によって無放射遷移することで消光する。重水は軽水に比べ無放射遷移に寄与しないため、水全体における軽水の割合が減少するにつれ蛍光寿命が長くなる。近似直線の傾きから Eu^{3+}の消光に対する水和水の寄与の大きさの情報が得られ、近似直線の切片から、シリカへのエネルギー移動の大きさの情報が得られる。発表では、それらの値を異なる試料間で比較した結果を報告する。

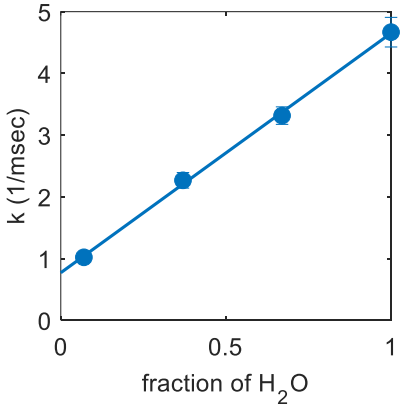


図　Eu^{3+}の減衰定数 k の軽水割合依存性

参考文献

[1] 室田他、日本原子力学会 2022 年春の大会、2022

* Kento Murota [1,2], Noboru Aoyagi [3], Huiyang Mei [3], Takumi Saito [1]

[1]The University of Tokyo, [2]Nuclear Regulation Authority (NRA), [3]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

分子動力学計算によるスメクタイト外表面でのカチオン移行経路解析

Molecular dynamics study of cation migration pathways
on the outer surface space in smectite-water system.

*松井 直樹[1], 大窪 貴洋[1], 舘 幸男[2], 四辻健治[2], 杉浦佑樹[2]
[1]千葉大学, [2]JAEA

スメクタイトの粒子間空隙(ナノポア)での Cs と水の移行挙動を解明するため古典分子動力学計算を用いたシミュレーションで自由エネルギーマップを評価した。

キーワード：スメクタイト、自由エネルギー、分子動力学計算

1. 緒言

スメクタイトは負電荷をもつ層によって構成される層状化合物である。含水した飽和状態では、層間空隙および粒子間空隙(外表面)でカチオンを含む水溶液と接触している。^{137}Cs 等の放射性核種はそれら空隙内の水溶液中を拡散により移行する。スメクタイトの basal 面に近い領域では層の負電荷に由来する電気二重層の影響でカチオンの移行挙動は複雑化しており、その移行メカニズムは不明な点が多い。そこで、本研究では分子動力学(MD)計算を用いてスメクタイトの外表面におけるカチオンの自由エネルギーを計算し、得られた自由エネルギーマップからカチオンごとの移行経路を考察した。

2. MD 計算による解析手法

水で飽和および四面体シートを同形置換したスメクタイトを Figure 1 のように作成した。次に作成したモデルを NPT アンサンブル(293 K、1 atm)の条件で 0.5 ns 間、平衡計算を行った。その後 NVT アンサンブル(293 K)の条件でアンブレラサンプリング法を用い、外表面に平行な面での自由エネルギーの計算を行った。外表面に平行な面は外表面の高さを基準として徐々に外表面から遠ざけ、それぞれの高さで自由エネルギーの計算を行った。以上の計算を K、Na、Cs および Ca の 4 種類のカチオンについて行い、カチオンごとの違いを明らかにした。

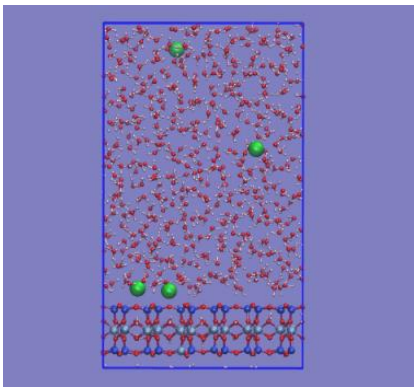


Figure 1：スメクタイト外表面モデルの一例。緑色の球がカチオンを表す。

3. 結論

4 種類のカチオンについて自由エネルギーを求めた結果、どのカチオンについても四面体シートの同形置換サイトの近傍で自由エネルギーが小さくなっていることが確認できた。Cs や K の自由エネルギーマップでは六員環の中央を極小値として Figure 2 のようにエネルギーが分布した。一方 Na では六員環の中央だけでなく、六員環中央から見て四面体カチオンの方向にもエネルギーが安定化されていた。そして、この四面体カチオン方向でのエネルギー安定化により Cs や K の場合と比較して四面体シートの同形置換サイトの近傍の領域とのエネルギー的な結びつきがより強くなっていた。この自由エネルギーマップの違いはイオン半径に依存していると考えられ、比較的イオン半径の小さな Na が六員環上において Cs などと比べ平面方向に運動しやすいためと考えられる。そして、この六員環上でのイオン半径に依存した動きやすさの違いが自由エネルギーマップ上に見られるカチオンの移行経路の安定性を変化させたと考えた。

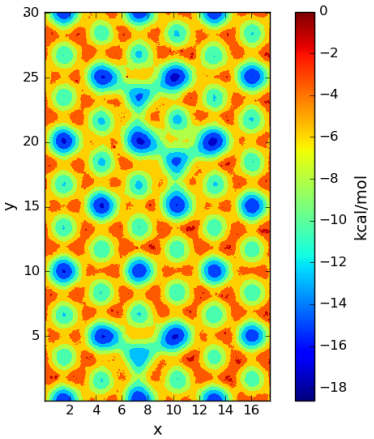


Figure 2：外表面からの距離が 2.5 Å のときの Cs の自由エネルギーマップを示す。青色ほど自由エネルギーが低くなっている。

*Naoki Matsui[1], Takahiro Ohkubo[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2] and Yuki Sugiura[2]
[1]Chiba Univ., [2]JAEA.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D01-05] ATF, Irradiation Behavior of Water Reactor Fuel

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D01] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR' s Core

*Ryo Ishibashi[1], Kazuma Hirosaka[1], Masatoshi Shibata[1], Masana Sasaki[1], Akiyuki Tsuchiya[1], Yoshiyuki Nemoto[2] (1. HGNE, 2. JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[2D02] Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

*Nozomu Murakami[1], Masaaki Yamato[1], Daiki Sato[2], Yuji Okada[2] (1. MHI, 2. MNF)

3:00 PM - 3:15 PM

[2D03] Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR

*Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Nozomu Murakami[2], Yasunari Shinohara[3], Koichi Ogata[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC)

3:15 PM - 3:30 PM

[2D04] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

[2D05] Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1], Takeshi Sonoda[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
（9）事故時を想定した SiC 円管端栓接合部の強度評価（2）

R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(9) Joint Strength Evaluation of End-plug Joints in SiC Tubes at A Sumilated Severe Accident (2)

*石橋 良[1]，廣坂 和馬[1]，柴田 昌利[1]，佐々木 政名[1]，土屋 暁之[1]，根本 義之[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ケイ素（SiC）製燃料被覆管には事故時に高い耐熱性を期待している。強度上の課題となりうる端栓接合部に対して事故時を想定した高温荷重に対する健全性の評価を目的に、端栓接合部での耐荷重を内圧負荷により評価する試験方法とともに、解析により荷重負荷時の端栓接合部での変形挙動を検討した。

キーワード：事故耐性燃料，炭化ケイ素，端栓接合，過酷事故，高温強度

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度および水蒸気酸化の反応熱が低い SiC は事故耐性燃料材料として有望だが、SiC を燃料被覆管に実際に適用するにあたって多くの課題がある。その一つが端栓接合である[1]。燃料棒の端栓接合部には、気密性、強度などが要求され、溶接のできない SiC 被覆管に対して様々な方法が検討されている。その中で、少なくとも最終接合部は局所的な加熱プロセスが必要であることから、ロウ付け法を検討してきた[2]。耐熱性の優れる SiC 被覆管を適用して燃料棒の事故耐性を向上させるにあたって、事故時における温度と内圧の上昇に対する端栓接合部の健全性も重要である。そこで、事故時を想定した端栓接合部の強度評価を目的に、燃料棒内の圧力および温度を評価、試作した接合試験片に対して高温引張試験を実施して、少なくとも軸方向の荷重に対して強度が十分であることを確認した[3]。さらに、本研究では、事故時と同様の内圧負荷により端栓接合部の健全性を評価する試験方法とともに、端栓接合部の詳細構造に対して解析することにより荷重負荷時の変形挙動を検討した。

2. 検討方法

2-1. 端栓接合試験片の高温内圧負荷試験

外径約 10 mm の SiC 円管に SiC 端栓をロウ付け法により接合した試験片を作製した。この試験片を締結用部材を介して水冷気密治具に締結し、この治具に接続した細管を通じて外部から Ar ガスによって円管内に内圧を負荷できるようにした。次に、原子力機構設備の光学式加熱炉を用いて Ar ガス雰囲気中で試験片の接合部を所定の温度に加熱した。内圧変化は Ar ガス導入のための細管に取り付けた圧力計により測定した。今回は設備の制約により初期内圧を 5 MPa まで上昇させた後、圧力計のガス供給側を閉止し、試験片の加熱により上昇した圧力を測定した。

2-2. 端栓接合部の変形解析

端栓接合部に対する高温引張試験では、試験片の破損前に接合部での滑りが原因と推定される荷重と変位の変化が確認された[3]。この滑りの起点として接合材料の塑性に着目し、接合部の詳細構造に対し有限要素法による静解析を用い、接合材料領域での応力状態を調査した。引張試験での挙動を再現する滑り開始の指標と接合材料の強度条件を検討し、次に同じ指標と条件で内圧負荷に対する応力状態を評価した。

3. 結果と考察

接合部付近の外面温度を室温から 1250℃付近に上昇させ 1 h 保持した時、内圧は有意な低下なく 5 MPa から 6.6 MPa まで上昇した。この内圧は現行 BWR 燃料棒の寿命末期の内圧以上であることから、通常運転時の接合部の気密性を期待できる。保守的な条件での解析結果[3]と比較して高い接合部温度で試験しており、事故時を想定した温度と内圧の上昇に対する接合部の健全性を本試験法により評価できる見込みが得られた。

端栓接合部を解析した結果、円管内面と端栓の差し込み胴部外面との間隙にある接合材料の領域では、荷重が大きくなるとせん断応力が降伏条件に至る領域が増加することがわかった。接合材料領域全体が降伏条件に至った時を接合部の滑りが開始する指標とし、引張試験の結果と対応する接合材料の強度条件を求めた。この強度条件の解析モデルを使って内圧負荷に対して評価したところ、接合部の滑りが開始する内圧は事故時の内外圧差を上回った。このことから、接合部の健全性の維持が可能であることが示された。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).
[2] 石橋, 池側, 柴田, 佐々木, 近藤, 日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集, 1E02, (2020).
[3] 石橋, 廣坂, 山名, 柴田, 佐々木, 近藤, 日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集, 2D05, (2021).

*Ryo Ishibashi[1], Kazuma Hirosaka[1], Masatoshi Shibata[1], Masana Sasaki[1], Akiyuki Tsuchiya[1] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency

早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発 (1) 安全性への影響評価の現状と今後の開発計画

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
(1) Intermediate review on a reactor safety evaluation and updated development road map

*村上 望[1]，大和 正明[1]，佐藤 大樹[2]，岡田 裕史[2]
[1]三菱重工業，[2]三菱原子燃料

2030 年代の PWR 実機適用を目標に事故耐性燃料被覆管（Cr コーティング被覆管）の開発を実施しており、これまでの試験結果を踏まえた性能見通しや実機適用に向けた今後の開発計画を報告する。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、LOCA

1. 緒言

表面に Cr 膜（約 10μm）をコーティングした Zr 基合金被覆管について、これまでの試験結果から事故時（LOCA 時）の耐クエンチ性能や Zr-水反応の抑制、並びに通常運転時耐食性向上が確認され、安全性向上に繋がる技術と評価している。ここでは現状の性能見通しをまとめ、今後の実機適用に向けた計画を報告する。

2. 性能見通し

2-1. 事故時性能

i) 耐クエンチ性能： LOCA 模擬試験から「非常用炉心冷却系の性能評価指針」での現行被覆管に対する制限値 1200℃・15%ECR を超える 1350℃・30%超 ECR（Baker-Just 式換算）の熱負荷を経験した後にも非折損の結果が得られており[1]、制限値見直しや評価余裕の拡大が期待できる。

ii) 高温酸化（Zr-水反応）性能：1200℃までの高温酸化（片面酸化）試験結果より、Cr コーティング被覆管表面の酸化速度は Zr より 1 桁小さく Zr 反応熱や水素発生量が低減する効果が期待される。

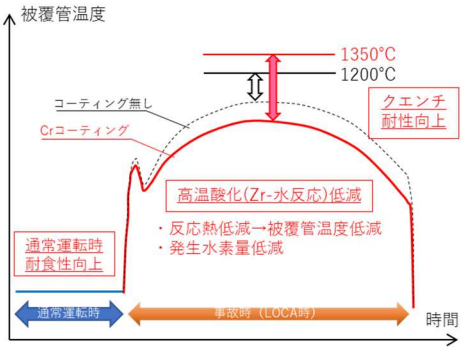


図 1 性能見通し（模式図）

2-2. 通常運転時性能：耐食性

PWR 冷却材模擬条件(360℃)腐食試験より、コーティング被覆管の表面腐食が大幅に低減する結果を得ている。炉心運用高度化（長サイクル運転、高燃焼度化等）における通常運転時の課題である被覆管表面腐食量抑制への対策として大きな効果が見込まれる。

3. 実機適用に向けた計画

Cr 膜の照射による影響確認に向け米国研究炉照射試験について 2022 年度中に開始を予定している。またプラント安全性への影響評価も進めており 2020 年代中頃の実機での試験照射に向けた検討を進めている。

4. 結論

Cr コーティング被覆管は、安全性の向上及びプラント運用高度化に資する技術として有望であり、引き続き照射影響を含めデータの拡充等、開発・検討を進めていく。なお、本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁令和３年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の成果である。

[1] 村上他、日本原子力学会 2021 年秋の大会 2D07

---

*Nozomu Murakami[1], Masaaki Yamato[1], Daiki sato[2] and Yuji Okada[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Mitsubishi Nuclear Fuel, Co. Ltd.

早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発 （2）高温酸化及び腐食挙動

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
(2) High temperature oxidation and corrosion behaviour

*岡田 裕史[1]，佐藤 大樹[1]，村上 望[2]，篠原 靖周[3]，小方 宏一[3]
[1]三菱原子燃料，[2]MHI，[3]NDC

事故耐性燃料被覆管として開発を進めている Cr コーティング被覆管の高温酸化試験及び腐食試験を実施し、LOCA 時の耐酸化性能及び通常運転時の耐食性を確認した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、耐食性

1. 緒言

当社は､事故耐性燃料被覆管として Zr 基合金被覆管を基材とする Cr コーティング被覆管の開発している。Cr コーティング被覆管には、LOCA 時の耐酸化性能及び通常運転時の耐食性の向上が期待される。これらの特性を確認するため、Cr コーティング被覆管の高温酸化試験及び腐食試験を実施した。

2. 試験及び結果

2-1. 試験手法

Zr 基合金（MDA）被覆管を基材とし、その外表面に、スパッタリング法により、厚さ 10 μm の Cr 被膜を成膜した Cr コーティング被覆管を作製し､高温酸化試験（片面（外表面）酸化体系､酸化温度：1150～1200℃、酸化時間：～7500 秒）と腐食試験（両面腐食体系、温度：360℃、圧力/水質：PWR 模擬）を実施した。

2-2. 試験結果

高温酸化試験の結果を図 1 に示す。同図に示すように、Cr コーティング被覆管は､1150℃では 7500 秒まで､1200℃では 3000～4500 秒の酸化時間において､基材の酸化に伴う重量増加は認められなかった。よって、Cr コーティングにより、LOCA 時の耐酸化性能が向上することを確認した。

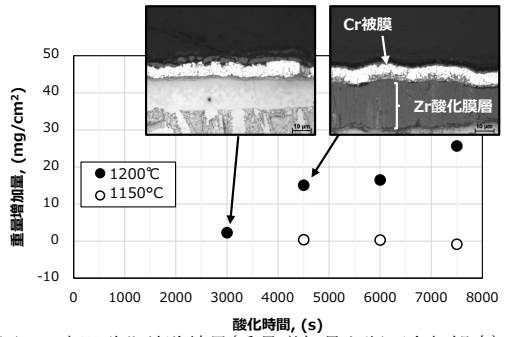


図 1　高温酸化試験結果(重量増加量と断面金相観察)

腐食試験の結果を図 2 に示す。同図に示すように、Cr コーティング被覆管の腐食増量は、コーティングなし被覆管の凡そ半分となっていた。また､コーティングを施した外表面で､基材は腐食されなかった。よって､Cr コーティング被覆管の腐食増量は、主にコーティングを施していない内面側の腐食に起因しており､Cr コーティングにより、通常運転時の耐食性が向上することを確認した。

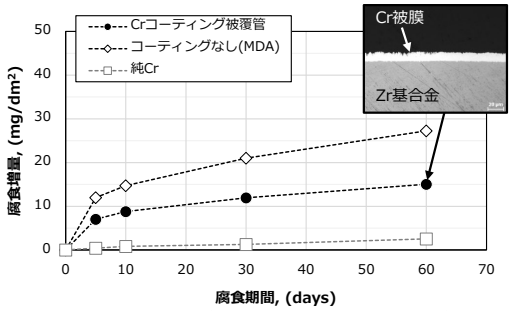


図 2　腐食試験結果(腐食増量と断面金相観察)

3. 結論

Cr コーティング被覆管の高温酸化試験及び腐食試験により、Cr コーティングによって、LOCA 時の耐高温酸化性能及び通常運転時の耐食性が向上することを確認した。なお、本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁による令和 3 年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の成果である。

---

* Yuji Okada[1], Daiki Sato[1], Nozomu Murakami[2], Yasunari Shinohara[3] and Koichi Ogata[3]
[1] MNF, [2] MHI, [3] NDC

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響
（5）Zr イオン照射 Zr-0.5Nb モデル合金中の析出物の元素濃度に及ぼす照射温度の影響

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(5) Effect of temperature on element concentration in SPPs of Zr-0.5Nb model alloy under Zr ion irradiation

*澤部 孝史[1]，中森 文博[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

Zr-0.5Nb モデル合金の微細組織へのイオン照射温度の違いによる影響を調査した。400℃照射と比較して350℃照射では、比較的低い損傷量において析出物中の Fe の割合が大きく低下した。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、析出物、TEM-EDS 分析

1. 緒言

国内外の PWR で使用される Nb 添加 Zr 合金被覆管は、従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られる。この現象の科学的理解を深め、照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では、Zr イオン照射した Zr-0.5Nb モデル合金について、主に析出物の元素濃度変化に及ぼす照射温度の影響を TEM-EDS 分析結果より比較した。

2. 実験と結果

2-1. 試料とイオン照射

ボタン溶融により作製した Zr-0.5Nb モデル合金の板材を機械研磨および化学研磨し、3mm 径のディスク型試料に打ち抜いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて実施し、ディスク試料へ 12MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 350℃（前回：400℃[1]）とし、最大損傷量が 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. TEM-EDS 分析方法

TEM 観察用試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、イオン照射材の試料表面から TEM 試料を採取し、Ga イオンにより薄片化した。TEM-EDS 分析には ARM-300F（日本電子）を用い、試料表面から深さ 2-3 μm の最大損傷量領域を含む範囲を観察した。EDS 元素分析では、主成分の Zr、Nb に加えて、Zr 基材に不純物として含まれる Fe、Cr を評価対象とした。

2-3. イオン照射後の微細組織と照射温度の影響

未照射材の母相には Nb, Fe, Cr を含む析出物が存在する[1]。350℃照射後、析出物での Fe/Nb 比および Cr/Nb 比は低下した。右図に示す 400℃照射の結果[1]との比較から、10dpa 照射後の Fe/Nb 比の低下は 350℃照射において大きいが、20dpa 照射後では Fe/Nb 比は同程度となった。一方、Cr/Nb 比の変化には、350℃照射と 400℃照射において有意な違いは認められなかった。Zr-0.5Nb モデル合金において、イオン照射下での Fe 分布への照射温度の影響は、比較的低い損傷量で現れることが示唆される。

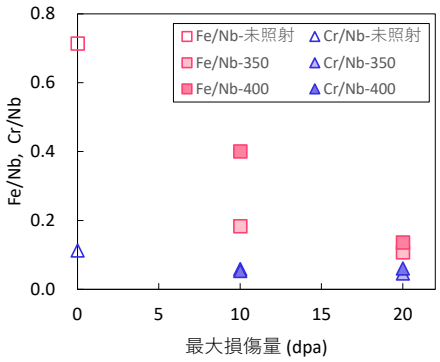


図 析出物中の Fe/Nb, Cr/Nb 比の照射による変化

参考文献 [1] 澤部孝史、中森文博、園田健、日本原子力学会 2021 秋の大会,2D01, 2021 年 9 月.
謝辞 イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI.

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響
（6）Zr イオン照射 Zr-0.5Nb モデル合金の母相中の元素濃度に及ぼす照射温度の影響

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(6) Effect of irradiation temperature on element concentration in a matrix of Zr-0.5Nb model alloy under Zr ion irradiation

*中森 文博[1]，澤部 孝史[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

Zr-0.5Nb モデル合金の微細組織へのイオン照射温度の違いによる影響を調査した。アトムプローブ（APT）分析の結果、350 ℃照射材における母相の Nb の固溶濃度は、400 ℃照射材と同程度であった。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、アトムプローブ

1. 緒言

国内外の PWR で使用される Nb 添加 Zr 合金被覆管は、従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られる。この現象の科学的理解を深め、照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では、Zr イオン照射した Zr-0.5Nb モデル合金について、主に母相の元素濃度変化に及ぼす照射温度の影響を APT 結果より比較した。

2. 実験と結果

2-1. 試料とイオン照射

ボタン溶融により作製した Zr-0.5Nb モデル合金の板材を機械研磨および化学研磨し、3 mm 径のディスク型試料に打ち抜いた。イオン照射は高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて実施し、ディスク試料へ 12 MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 350 ℃（前回 : 400 ℃[1]）とし、最大損傷量が 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. APT 分析

APT 試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、イオン照射材の試料表面から微小片を採取し、Ga イオンにより針状試料に加工した。損傷ピーク位置付近の領域を観察するために、針状試料の先端が試料表面から深さ約 2 μm の位置となるように加工した。分析には LEAP5000XR（CAMECA）を用いて、レーザーパルスモードで実施した。

2-3. 母相中の元素濃度に及ぼす照射温度の影響

母相の Nb の固溶濃度は、400 ℃での Zr イオン照射によって Nb ナノクラスターが形成されることで減少する[1]。350 ℃照射材でも Nb ナノクラスターが形成され、Nb の固溶濃度の減少が認められた（右図）。10 dpa および 20 dpa 照射後の Nb の固溶濃度は同程度であった。また、350 ℃照射材と 400 ℃照射材の Nb の固溶濃度には、有意な差は認められなかった。発表では Fe, Cr 分布の照射温度の影響についても報告する。

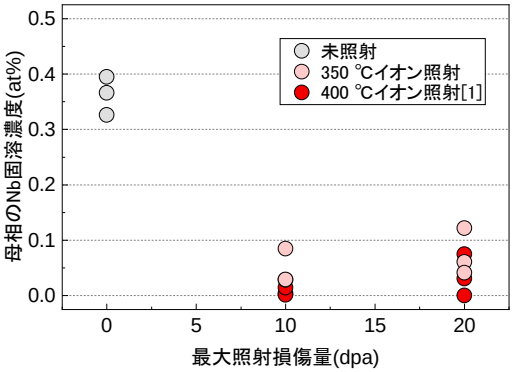


図　母相の Nb の固溶濃度と照射損傷量との関係

参考文献　[1] 中森文博, 澤部孝史, 園田健, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2D02, 2021 年 9 月.
謝辞　イオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構殿の施設共用制度を利用した。

*Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D06-08] Fuel Behavior in Accident, Nitride Fuel

Chair:Fumihiro Nakamori(CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2022 4:05 PM - 4:55 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D06] Study on the failure behavior of high-burnup fuels under reactivity initiated accident conditions

*Yoshinori Taniguchi[1], Takeshi Mihara[1], Kazuo Kakiuchi[1], Shun Hakamatsuka[1], Takuya Yoshida[1], Yutaka Udagawa[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2D07] Chemical interaction of CsOH vapor with UO_2 and Fe-Zr melts

*Kunihisa Nakajima[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2D08] Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with additives

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1], Nozomu Murakami[2] (1. MHI Nuclear Development Corporation, 2. MHI)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高燃焼度燃料の反応度事故時破損挙動に関する研究
PWR-MOX 燃料で観察された破損モード変化の分析と発生条件の解析

Study on the failure behavior of high-burnup fuels under reactivity initiated accident conditions

Analyses of the failure mode change observed on a PWR-MOX fuel and its occurrence condition

*谷口 良徳[1]，三原 武[1]，垣内 一雄[1]，袴塚 駿[1]，吉田 拓矢[1]，宇田川 豊[1]

[1]原子力機構

高燃焼度 MOX 燃料を対象とした最近の反応度事故（RIA）模擬実験で、従来見られなかった高温破裂の発生が確認された。解析から、応力絶対値とひずみ硬化率の比が破裂発生予測の指標として有効と考えられた。

キーワード：RIA，軽水炉燃料，MOX 燃料，NSRR，高温破裂，燃料挙動解析コード，RANNS

1. 緒言

高燃焼度 M5™ 被覆 PWR-MOX 燃料を対象とした最近の RIA 模擬実験（CN-1 実験）[1]において、高燃焼度燃料で支配的な破損モードとして知られるペレット－被覆管機械的相互作用（PCMI）とは異なる破損モードが観察された。外観上の特徴から、高温破裂が生じたと考えられている。この破損モード変化の分析及び発生条件の特定に向け、事故時燃料挙動解析コード RANNS を用いて RIA 供試燃料の高温時挙動を調べた。

表 1：CN-1、TK-1、BZ-3 実験結果のまとめ[1, 2]

実験 ID	CN-1	TK-1	BZ-3
燃料タイプ	PWR 17×17 型 MOX	PWR 17×17 型 UO_2	PWR 14×14 型 MOX
被覆管材料	M5™	Zry-4	Zry-4
燃焼度 [GWd/tU]	64	38	59
初期冷却水条件	~20 ℃ 0.1 MPa	~20 ℃ 0.1 MPa	281 ℃ 6.6 MPa
ピーク燃料エンタルピ増分 [J/g]	670	753	528※
過渡 FP ガス放出率 [%]	未測定	20.0	39.4
被覆管最大表面温度 [℃]	~790	~590	~830
破損/非破損	破損	非破損	非破損

※初期燃料エンタルピ 70 [J/g]

2. 解析方法及び条件

照射済燃料を供した RIA 模擬実験のうち、非破損ケースではあったものの、高温破裂に近い条件に達していたと考えられた TK-1[2]及び BZ-3 実験[2]を CN-1 実験の比較対象とし（表 1）、RANNS を用いて、高温破裂の発生予測に有効な指標を検討した。CN-1 実験の過渡 FP ガス放出率（FGR）については、より低燃焼度のケースである TK-1 は上回った可能性が高いことから、~20%となるようモデルを調整した。各ケースの被覆管温度については、実験中計測された被覆管最大表面温度（表 1）を概ね再現するよう被覆管表面熱伝達モデルを調整した。

3. 結果及び考察

被覆管温度及び周方向応力をパラメータに取る既存の高温破裂モデル[3]と各実験ケースの解析値を比較した（図 1（a））。実験解析値は 500 ℃付近で同モデル予測値を上回り、全ケースが破裂と判定された上、高温域での CN-1 応力値は非破損ケースと同等か下回っており、応力ベースのモデルは予測に適さない。次に、塑性不安定状態の発生予測に用いられる応力（σ）とひずみ硬化率（$d\sigma/d\varepsilon$）の比[4]（本解析では相当応力と相当ひずみ硬化率の比）を比較した（図 1（b））ところ、破裂発生の有無に比較的よく対応し、破裂予測の指標として有効と考えられた。同指標によれば、CN-1 は金属層表面温度約 530 ℃で非破損ケース（TK-1）の最大値を上回っており、破裂発生は同温度到達時刻以降と考えられた。

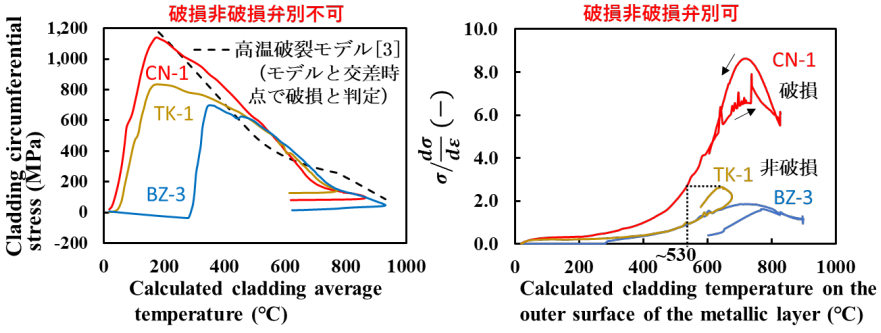


図 1：RIA 時被覆管平均周方向応力（a）及び被覆管金属層表面における相当応力と相当ひずみ硬化率の比（b）の比較（RANNS 解析値）

本研究は原子力規制庁の令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業として行われたものである。

参考文献 [1] Taniguchi Y. et al., TopFuel2019, p551-558. [2] Udagawa Y. et al., JNST 56-12, p1063-1072 (2019). [3] Hagrman D. L., EGG-CDAP-5379 (1981). [4] 林豊，塑性と加工 22-244, p425-432 (1981).

*Yoshinori Taniguchi[1], Takeshi Mihara[1], Kazuo Kakiuchi[1], Shun Hakamatsuka[1], Takuya Yoshida[1] and Yutaka Udagawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

UO_2 および Fe-Zr 融体と CsOH 蒸気との化学的相互作用

Chemical interaction of CsOH vapor with UO_2 and Fe-Zr melts

*中島 邦久[1]，高野公秀[1]

[1]JAEA

1F では、相当量の Cs が炉内にまだ残っていると推定されているため、炉心領域で想定される Cs 蒸気と UO_2 あるいは Fe-Zr 融体との化学的な相互作用の有無を調べた。その結果、Cs_2UO_4 や Cs_2ZrO_3 の生成が確認され、燃料から放出された Cs が UO_2 燃料や Fe-Zr 融体と化学的な相互作用により付着する可能性があることが分かった。

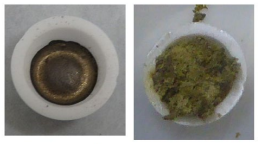
キーワード：セシウム、ウラン、ジルコニウム、化学吸着

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、シビアアクシデント解析コードを用いた解析[1]や汚染水からの逆解析[2]の結果などから相当量のセシウム（Cs）が炉内にまだ残っていると推定されている。一方、Cs はウラン（U）やジルコニウム（Zr）と安定な化合物を形成することから、化学的な相互作用により燃料から放出された Cs が再び UO_2 燃料や Zr が用いられている被覆管などに付着する可能性がある。そこで、これまで着目していなかった炉心領域でのこのような Cs の付着（以下、化学吸着）挙動解明のため、水酸化セシウム（CsOH）蒸気と UO_2 あるいは鉄（Fe）と Zr との共晶反応によって生成する Fe-Zr 融体との化学吸着実験を実施することにした。

実験前　約1273 K　約873 K

(a)UO_2ペレット



実験前　約1273 K

(b)Fe-Zr融体

図 1　化学吸着実験前後試料の外観

2. 実験方法

UO_2 の化学吸着実験では、アルゴン（Ar）-水素（H_2）-水蒸気（H_2O）雰囲気下、約 923 K で CsOH を上流側で蒸発させ、下流側の約 1273K および約 873 K の領域に密度が理論密度の約 95%の UO_2 ペレットを設置し、3 時間加熱した。一方、Fe-Zr 融体の化学吸着実験では、Ar-H_2 雰囲気下、約 1073 K で CsOH を上流側で蒸発させ、下流側の約 1273 K の領域に、あらかじめモル比 Zr：Fe＝5：1 の割合の Zr スポンジ（Nilaco, 99.6%）と Fe シート（Nilaco, 99.99%）を 1373K で溶融させて調製した Fe-Zr 融体を設置し、1 時間加熱した。加熱後試料の Cs 化合物の同定には、X 線回折（XRD）装置を用いた。

3. 結果

化学吸着実験前後試料の外観及び XRD パターンを、それぞれ、図 1 及び図 2 に示す。UO_2 ペレットについては、特に、低温側の試料で Cs が多く吸着し、Cs 化合物である Cs_2UO_4 が同定された。一方、Fe-Zr 融体については、還元雰囲気であったにもかかわらず、Cs 化合物である Cs_2ZrO_3 が同定され、外観からも大きな体積変化が起こることが分かった。したがって、1F の炉心領域でも Cs が溶け残った UO_2 燃料や Fe-Zr 融体に化学吸着し、炉外に放出されずに留まっている可能性があることが分かった。

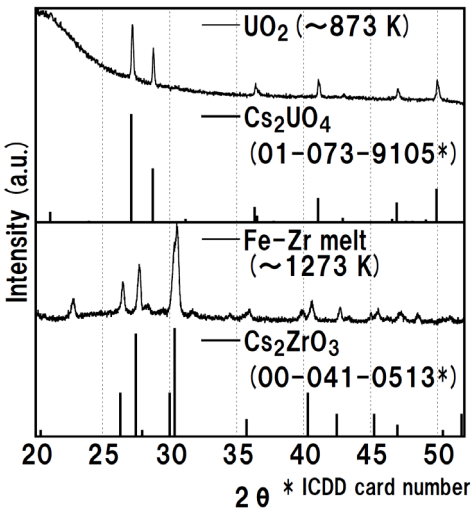


図 2 化学吸着実験後 UO_2 ペレット（～873 K）及び Fe-Zr 融体（～1273 K）の XRD パターン

参考文献

[1] 例えば L.E. Herranz, et al., Nucl. Eng. Des., 369, 110849 (2020). [2] A. Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53, 1933 (2016).

* Kunihisa Nakajima[1], Masahide Takano[1]　[1]JAEA.

添加物入り窒化ウラン燃料の水蒸気反応試験

Steam oxidation tests of uranium nitride fuels with additives

*柴﨑 京介[1]，榑松 繁[1]，村上 望[2]
[1]MHI 原子力研究開発，[2]MHI

軽水炉への適用に際して水蒸気との高い反応性が課題である窒化ウラン燃料の反応性を抑制すべく、添加物入り窒化ウラン試料を試作し、水蒸気反応試験に供試した。その結果、無添加試料と比較して炭素添加試料にて水蒸気との反応性が抑制される傾向を確認した。

キーワード：窒化ウラン，核燃料，　水蒸気酸化，添加物

1. 緒言

窒化ウラン燃料は、現在の軽水炉に用いられている二酸化ウラン燃料と比較して、ウラン密度や熱伝導率が高く核燃料として優れた特性を有することから、将来の原子炉燃料の候補として検討されている。一方で、水蒸気と 250℃程度以上で反応する特性があり[1]、軽水炉での適用に際しては、燃料リーク時に水分との反応による燃料の酸化・細粒化の発生が課題となる。本研究では、水蒸気酸化抑制を指向して種々の添加物を混合した窒化ウラン試料を試作し、水蒸気反応試験に供試した。

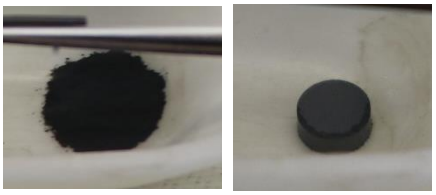


図 1　350℃90 分試験後試料例
(左)無添加　粉体化
(右)炭素添加　表面黒色化

2. 試験

2-1. 試料作製

原料である金属 U 塊を UH_3 粉末とし、窒化処理により U_2N_3 を経由し UN 粉末の調製を行った。UN 粉末に C 粉末または UO_2 粉末もしくは両方を混合、ならびに無添加の試料を成形し、Ar 気流中にて焼結を行った。

2-2. 試験装置・条件

電気炉内で石英管を加熱・保温しながら、石英管入口側からフラスコにて沸騰させた純水を導入した。石英管内にはアルミナ製試料ボートを配置し、そのボート上にて試料を水蒸気と反応させた。水蒸気の導入、電気炉の昇温により石英管内試料近傍温度が所定温度に達した時点を試験開始時間とし、所定時間に達するまで水蒸気を導入、電気炉内温度を所定温度に保った。

2-3. 結果

図 1 に試験後試料の例を示す。無添加試料においては 350℃に到達後 90 分の時点で試料近傍の温度上昇及び試料の粉体化を確認した。一方で、炭素 C 添加試料においては 350℃到達後 90 分の時点にて試料表面が黒色化したものの、寸法形状を維持しており、重量変化からも反応はほとんど確認されなかった。また、UO_2 添加試料においては 350℃に到達後 45 分の時点で試料近傍の温度上昇及び粉体化を確認した。

3. まとめ

炭素添加試料においては、無添加試料の酸化・粉体化反応が生じた条件においても反応が微小であり、炭素添加により試料の水蒸気との反応性が抑制される傾向にあると考えられる。一方で酸素添加試料においては、無添加試料よりも短時間で酸化・粉体化が完了しており、酸素添加により反応性が促進される傾向にあると考えられる。

参考文献

[1] S. Sugihara, S. Imoto, Hydrolysis of Uranium Nitrides, J. Nucl. Sci. Technol. 6(5)(1969)237-242

---

*Kyosuke Shibasaki[1], Shigeru Kurematsu[1] and Nozomu Murakami[2]
[1]MHI Nuclear Development Corp., [2]MHI

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 501-2 Nuclear Fuel and the Irradiation Behavior

[2D09-11] Aging Properties of Fuel Debris

Chair:Kunihisa Nakajima(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:55 PM - 5:45 PM Room D (E1 Bildg.2F No.23)

[2D09] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Shohei Kawano[1], Yoshiyuki Kawaharada[1], Shinya Miyamoto[1], Akihiro Suzuki[2], Yusuke Miura[2]
（1. TOSHIBA ESS, 2. NFD）

4:55 PM - 5:10 PM

[2D10] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Akihiro Suzuki[1], Norio Kawashima[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shohei Kawano[2]（1. NFD, 2. Toshiba ESS）

5:10 PM - 5:25 PM

[2D11] Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shinya Miyamoto[2], Shohei Kawano[2]
（1. NFD, 2. Toshiba ESS）

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
（1）化学的経年変化による放射性微粒子の発生挙動に関する研究計画の概要

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(1) Research plan focusing on the radioactive microparticle generation by the chemical aging

*川野 昌平[1]，川原田 義幸[1]，宮本 真哉[1]，鈴木 晶大[2]，三浦 祐典[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]NFD

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業に向けて、燃料デブリの長期的な経年変化挙動を推定するために実施した研究について、全体概要を報告する。

キーワード：燃料デブリ，化学的経年変化，放射性微粒子，加速試験

1. 緒言

1F の廃炉作業では、燃料デブリの取り出し時や取り出し後の保管時における長期間の経年変化の把握が重要である。本研究ではチェルノブイリの燃料デブリで見られる微粒子化の知見等から 1F 燃料デブリの経年変化要因を設定し、模擬燃料デブリを用いた気中及び水中での加速試験を立案実施した。その結果、微粒子化が生じる燃料デブリの材料条件と環境条件の組合せが存在する事を確認した。

2.研究計画の概要

本研究は、1F 燃料デブリが今後長期間置かれる環境における経年変化の有無を明らかにし、その様態や変化を推定することを目的とした。チェルノブイリ原子力発電所の事故で生じた燃料デブリ(FCM)の一部は、時間経過とともに微粒子の発生が報告されており、管理上の課題となっている。そこで、1F 燃料デブリの放射性微粒子の発生が廃炉工程に影響を及ぼすと考え、化学的経年変化による微粒子発生を評価対象とした。

1F で想定される燃料デブリには、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機の事故で見られたような、U, Zr, O を主成分とする酸化物主体の燃料デブリのほか、1、3 号機のペデスタル床面下部にはコンクリートと溶融燃料が反応したチェルノブイリ燃料デブリと類似するガラス状燃料デブリが考えられている[1]。

これらの燃料デブリは、現在 PCV 内で窒素封入された環境中に存在すると考えられ、今後の取出し時や取出し後の移送保管時に酸素濃度が上昇した環境に置かれる可能性がある。そこで今後の廃炉工程における酸素濃度の上昇を想定し、経年変化による 1F 燃料デブリの微粒子発生要因を次のように設定した。

① 燃料デブリに含まれる介在物や析出物の酸化に伴う体積変化で生じる微小な割れ等に起因する微粒子化。
② 燃料デブリ母相の溶出による体積変化で生じる微小な割れ等に起因する微粒子化。

本研究では、上述の経年変化要因を有する模擬燃料デブリを複数種類作製し、実環境をふまえて設定した気中及び水中環境での加速試験を行い、微粒子化の有無を評価した。微粒子化が見られた模擬燃料デブリについて、材料条件や環境条件の影響を実験的に評価するとともに、試験後サンプルの観察により微粒子発生メカニズムを検討した。また、微粒子化の経時変化の定式化を試みた。本講演では研究計画の概要を説明し、後に続く２件のシリーズ発表で微粒子化発生の有無を評価した第 1 段階の試験方法と結果について報告する。

参考文献 [1] 国際廃炉研究開発機構「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）」平成 29 年度成果報告, https://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 29,30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発））』において、2019～2020 年度に実施した研究成果です。

---

* Shohei Kawano[1], Yoshiyuki Kawaharada [1], Shinya Miyamoto [1], Akihiro Suzuki[2], Yusuke Miura[2],
[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]NFD

燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発
（2）微粒子化要因を有する模擬燃料デブリの製作

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris
(2) Fabrication of the simulant fuel debris with the chemical factor generating microparticles

*鈴木 晶大[1]、川島 範夫[1]、三浦 祐典[1]、大内 敦[1]、川原田 義幸[2]、川野 昌平[2]
[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所(1F)の燃料デブリの一部は、今後の廃炉作業にて空気下等に長期間置かれた場合に微粒子化を発生することが懸念される。これらの挙動を検討するため、微粒子化要因を検討し、微粒子化が懸念される 1F 燃料デブリの模擬材として、酸化が十分に進んでいない 4 価の U 酸化物、Zr(O)、Fe や FeO、また事故炉心雰囲気である水素水蒸気下で作製したガラス質を含んだ模擬燃料デブリを 9 種類作製した。

キーワード：放射性微粒子、燃料デブリ性状、酸化要因、加熱炉

1. 緒言　1F の今後の廃炉工程にて、燃料デブリが酸素濃度の高い雰囲気に晒された場合、酸化しやすいミクロ相が分布する燃料デブリは、ミクロ相の一部が酸化膨張し亀裂を生成して微粒子を発生する可能性がある。本報告では、炉内に存在すると考えられる、酸化要因となるミクロ相の分布する燃料デブリの模擬試料を作製しそのミクロ相を確認した。

2.微粒子化要因を有する模擬燃料デブリの製作　事故時炉内の水素水蒸気下で生成し PCV 封入用の窒素下で維持され、今後空気雰囲気下で体積変化を発生するミクロ相として、Zr、UO_2、Fe、FeO(酸化膨張)及び水素水蒸気雰囲気下で生成したガラス相(収縮もしくは膨張)を考えた。高温で水素水蒸気比が小さい際に生ずる①$(U,Zr)O_2$+$(Zr,U)O_2$ ミクロ分離相を持つ酸化物模擬燃料デブリは、UO_2 と ZrO_2 を Ar 雰囲気の高周波加熱炉にて融点近傍の 2450℃まで昇温して作製した。高温で水素水蒸気比が大きい際に生ずる②Zr(O)+$(U,Zr)O_2$ のミクロ分離相を持つ酸化物模擬燃料デブリは、UO_2 と Zr を Ar 雰囲気の高周波加熱炉にて Zr の融点を超える 2100℃に昇温して固体の UO_2 を浸食させることで形成させた。一方、ガラス状模擬燃料デブリは、1F コンクリート平均組成を参考とした Si：Al：Ca 比とし、海水等由来物質として Na を若干含み、ガラス中の固溶限に近い U、Zr を含むものと考えて SiO_2、UO_2、ZrO_2、FeO、CaO、Al_2O_3、Na_2O_3 混合粉末を調整した。それを、水素水蒸気雰囲気下でガラス粘度が十分に低下する約 1400℃に加熱して作製し、③析出物のないガラス状模擬燃料デブリを得た。また、このガラス組成に、溶解度を超える UO_2、ZrO_2、Fe、FeO、$(U,Zr)O_2$ 等の粉末を加えることで、④$(U,Zr)O_2$ 析出ガラス状模擬燃料デブリ、⑤$(Zr,U)O_2$ 析出ガラス状模擬燃料デブリ、⑥Fe 析出ガラス状模擬燃料デブリ、⑦FeO 析出ガラス状模擬燃料デブリ、⑧$(U,Zr)O_2$ 及び$(Zr,U)O_2$ 介在ガラス状模擬燃料デブリを作製した。さらに、H_3BO_3 粉末を加えることで⑨B 含有ガラス状模擬燃料デブリを作製した。

作製した試料に対し SEM-EDS 観察を実施したところ、いずれの試料においても、微粒子化要因となるミクロ相を有する模擬燃料デブリを作製することができた。図 1 に生成したミクロ相の例を示す。

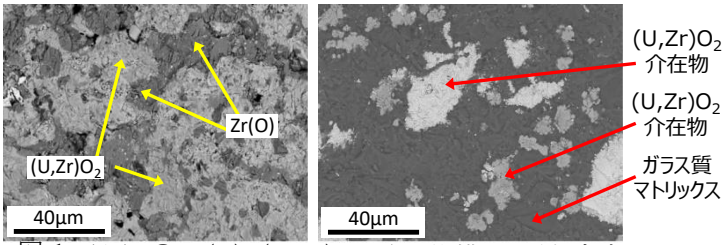


図 1（左）②Zr(O)+$(U,Zr)O_2$ 酸化物模擬燃料デブリの SEM(BSE)像
（右）⑧$(U,Zr)O_2$ 及び$(Zr,U)O_2$ 介在ガラス状模擬燃料デブリの SEM(BSE)像

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 29,30 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発））』にて、2019～2020 年度に実施した研究成果です。

*Akihiro Suzuki[1], Norio Kawashima[1], Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shohei Kawano[2],
[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ分析の経年変化特性の推定技術開発
（3）模擬燃料デブリの気中及び水中経年変化加速試験

Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris

(3) Accelerated water-sintering and air-oxidizing testing on the chemical aging of simulated fuel debris.

*三浦 祐典[1]、鈴木 晶大[1]、川原田 義幸[2]、宮本 真哉[2]、川野 昌平[2]

[1]NFD、[2]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所（1F）における燃料デブリの長期間の経年変化を把握するため、微粒子化の発生の有無とその挙動を調査している。微粒子化する燃料デブリの組成を把握するため、経年変化要因を有する組成をもつ模擬燃料デブリを用いて水中浸漬試験もしくは大気曝露試験を実施したところ、Zr(0) + (U,Zr)O_2 模擬燃料デブリおよび(U,Zr)O_2 介在ガラス状模擬燃料デブリで数 μm 以下のウランを含む微粒子が発生することを確認した。

キーワード：放射性微粒子、加速試験、大気曝露試験、水中浸漬試験

1. 緒言　燃料デブリが長期間おかれる環境下における経年変化（微粒子化）の発生の有無及びその挙動を明らかにすることを目的として研究を進めており、本報告では、本シリーズ発表(2)で作製した 9 種類の模擬燃料デブリに対し取出し中及び取出し後の環境を模擬して、水中浸漬試験もしくは大気曝露試験を実施し、発生する微粒子の性状を確認した。

2. 実施方法　水中浸漬試験では、空気平衡水中の加速試験として、模擬燃料デブリを試験温度 80 ℃もしくは 90 ℃で 100 h 加熱した。大気曝露試験では、空気雰囲気中での加速試験として、模擬燃料デブリを試験温度 110 ℃で 100 h 加熱した。試験終了後、試験によって発生した微粒子を回収し、SEM 観察及び EDS 分析により成分や粒径を確認した。

3. 結果　9 種類の模擬燃料デブリの内、Zr(0) + (U,Zr)O_2 模擬燃料デブリの大気曝露試験及び(U,Zr)O_2 介在ガラス状模擬燃料デブリの水中浸漬試験で顕著な微粒子化が発生した。大気曝露試験で発生した微粒子の SEM 像の例を図 1 に示す。EDS 分析の結果、どちらの模擬燃料デブリからもウランを含む微粒子が発生していることが確認された。また、微粒子の粒径分布を調べたところ、数 μm 以下の微粒子も確認された（図 2）。ウランを含む数 μm 以下の微粒子は、今後の廃炉工程における被ばく低減に影響を及ぼす可能性があるため、今後、微粒子化挙動を系統的に調べ、長期にわたる微粒子発生の経時変化を定式化していく必要がある。

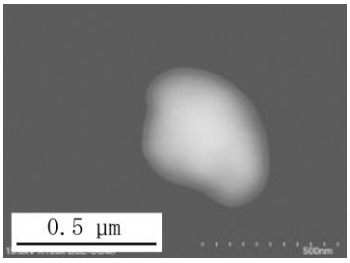


図 1　Zr(0) + (U,Zr)O_2 模擬燃料デブリで観察された微粒子例

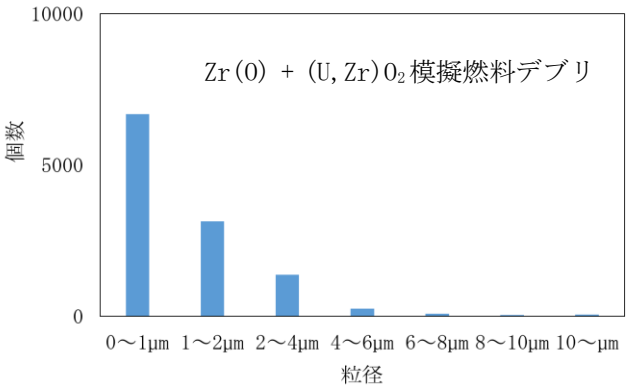


図 2 大気曝露試験で発生した微粒子の粒度分布

謝辞　本件は、資源エネルギー庁『平成 29,30 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発））』にて、2019～2020 年度に実施した研究成果です。

*Yusuke Miura[1], Akihiro Suzuki[1], Yoshiyuki Kawaharada[2], Shinya Miyamoto[2], Shohei Kawano[2]

[1]NFD, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E01-06] Irradiation Effect

Chair:Naoyuki Hashimoto(Hokkaido Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 9:45 AM - 11:25 AM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E01] Investigating the Impact of Non-normalized Atom Probe Tomography Measurements and its Standardization

*Daoyu Pan[1], Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo)

9:45 AM - 10:00 AM

[2E02] Ion-irradiation Effects on Microstructures in RPV Model Alloys with Higher Mn-Ni-Si Concentrations

*XINRUN CHEN[1], NGUYEN Ba Vu Chinh[1], Kenta Murakami[2] (1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo)

10:00 AM - 10:15 AM

[2E03] Statistical analysis of Ni and Si co-clustering in stainless steels irradiated to low dose

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Kenji Dohi[2], Kenji Nishida[2], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo, 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM

[2E04] Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature

*Hisashi Takamizawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2E05] Influence of radiation-induced segregation and formation of cavities on grain boundary fracture of stainless steels

*Terumitsu Miura[1], Kenta Murakami[2], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. The University of Tokyo)

10:45 AM - 11:00 AM

[2E06] Irradiation Induced Defects Analysis in the Heat Affected Zone of a Reactor Pressure Vessel Steel by Transmission Electron Microscopy

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Hitoshi Seto[2], Jinya Katsuyama[1] (1. JAEA, 2. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Investigating the Impact of Non-normalized Atom Probe Tomography Measurements and its Standardization

*Daoyu PAN, Kenta MURAKAMI, Dongyue CHEN, Naoto SEKIMURA
The Univ. of Tokyo

Abstract: Non-normalized APT measurements may bring data uncertainties when assessing the ageing condition of nuclear materials. In this work, the non-uniform density distribution was examined in some high-detection-efficiency APT data. The simulation of low-detection-efficiency APT data was performed by simplistic reduction of atomic density, to compare the effects of different detection efficiency on the result of cluster analysis.

Keywords: Atom probe tomography, Detection efficiency, Reactor pressure vessel steels, Irradiation embrittlement, Solute clusters, Maximum Separation Method

1. Introduction

In spite of the increasing sophistication of Atom Probe Tomography (APT) instruments, the methods for measurement and analysis of APT are still not standardized internationally. During the experiment process, there exist differences such as different instruments, detection parameters and specimen preparation. Subsequently, in post-analysis there are differences such as different cluster analysis algorithm and parameters. The analysis results are highly sensitive to differences above, making it difficult to simply compare data acquired from different institutions, or between past and present. In the area of research related to nuclear safety, the lack of standardization in APT measurements hinders the operational experience sharing between nuclear power plants, and the utilization of operational database built in the past. Moreover, unknown risks or data uncertainties may exist due to the non-normalized measurement procedures. Therefore, in the view of nuclear safety, it is important to apply standardization to address the uncertain differences between non-normalized APT measurements.

2. Methodology

Among various differences between non-normalized APT measurements, the difference of detection efficiency between APT machines is a key source of the difference between APT results. However, the destructive nature of the APT technique makes it impossible to compare the APT result of the same specimen under different detection efficiency. Therefore, we use LEAP 3000 XSi for APT analysis, and set the detection efficiency to be higher than the detection efficiency for ordinary LEAP 3000 series (37%), so that thereafter, the effects of different detection efficiency can be discussed by reducing atom density.

3. Results

In the whole atom map, the density distribution is non-uniform. High- and low-density regions along poles and zone lines are probably originated from trajectory aberrations during atom evaporation. The APT data produced under high detection efficiency presents atomic density higher than the theoretical atomic density for APT data from ordinary LEAP 3000 series. To simulate low-detection-efficiency APT data, with the concentration of Cu kept unchanged, 37.6% atoms were removed randomly, which evidently affects the result of Maximum Separation Method (MSM) cluster analysis: the rate of atoms clustered, the size and number of clusters, the chemical composition of clusters.

References

[1] Murakami, K. (2020). Influence of copper precipitates on clustering behavior of alloying elements observed in Japanese reactor pressure vessel surveillance materials using atom probe tomography. Journal of Nuclear Materials 542.

[2] Gault, Baptiste, et al. Atom probe microscopy. Vol. 160. Springer Science & Business Media, 2012.

Ion-irradiation Effects on Microstructures in RPV Model Alloys with Higher Mn-Ni-Si Concentrations

*Xinrun CHEN[1], Ba Vu Chinh NGUYEN[1], Kenta Murakami[2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]The University of Tokyo

To investigate the details of Mn-Ni-Si clusters evolution in reactor pressure vessel (RPV) steels, Fe-4.6wt.%Ni -1.7wt.%Mn-0.7wt.%Si alloys were irradiated by 2.8 MeV Fe ions at 573K up to 0.3 and 0.9 dpa at the dose rate of 10-4 dpa/s. There are no large secondary phases precipitates (below 10nm) observed by instant TEM. Heterogeneity of MNS distribution, that looks like a decomposition and/or columned precipitates were observed in the dosage of 0.9dpa by atom probe tomography(APT). More information of other specimens is expected in the future.

Keywords: High Mn-Ni-Si RPV model alloys, Ion Irradiation, MNS precipitates

1. Introduction

It is known that, embrittlement and hardening of reactor pressure vessel (RPV) steels could be caused by radiation-enhanced nano-scale clusters of solute Ni,Mn and Si generally called Mn-Ni-Si (MNS) clusters. Although the G phase ($Mn_6Ni_{17}Si_7$) was identified as one candidate of these cluster, the detail information of evolution process is insufficient because of the small size of the clusters. The objective of this study is to form larger size of MNS clusters in RPV model steels and to investigate the details of evolution of MNS precipitation. Hence, high Mn-Ni-Si concentration RPV model alloys were designed for ion irradiation at operation temperature. Then, the ion-irradiation effects in microstructures were discussed combining TEM and APT analysis.

2. Experimental

To investigate the details of mechanism of Mn-Ni-Si clusters evolution in ferric steels, Fe-4.6wt.%Ni- 1.7wt.% Mn-0.7wt.%Si (named hereafter S1) and Fe-9.52wt.%Ni-3.91wt.%Mn-1.87wt.%Si (named hereafter S2) alloys were fabricated using vacuum induced melting(VIM) under Ar gas atmosphere. The proportion of each element of Mn, Ni and Si was set similar to the stoichiometric proportion of G phase and the concentration ratio of them was set significantly higher than which is in the real RPV steels to easily form this type of clusters in steels. Specimens were annealed at 873K for 30mins and water quenched for well dissolution of all solutes in Fe matrix. Solute concentration and structure of specimens were observed by SEM-EDS and XRD, respectively. Then, specimens were irradiated by 2.8 MeV Fe ion irradiation at 573±2K in the dosage of 0.3 and 0.9dpa at the dosage ate of 10^{-4} dpa/s. Then, APT specimens were prepared with a focused ion beam (FIB). Small micron triangle pieces were retrieved from the bulk samples and then mounted on a microtip coupon. They were carved into needle shape optimized for filed-evaporation with 30-keV Ga ions, and finished with 5-keV for minimizing the milling damage at the surface. APT tests were conducted by CAMECA LEAP 4000X-HR equipped with a UV laser for enhancing filed-evaporation and an energy-compensating reflection lens improving mass resolution. The 3-dimentional atom maps were reconstructed with Integrated Visualization and Analysis Software(IVAS 3.8.0). The clusters of solute elements were first searched by envelop method and the cluster composition was evaluated by the erosion method. The TEM specimens were prepared by FIB , and thinned by electro-polishing in a solution of 3 vol% perchloric acid plus 97 vol% methanol at 233K. The microscope used for diffraction contrast imaging was a JEOL JEM-2000FX operated at 200kV.

3. Results

There are no large secondary phases precipitates (below 10nm) observed by instant TEM. Heterogeneity of MNS distribution, that looks like a decomposition and/or columned precipitates were observed inside of the S1 specimens in the dosage of 0.9dpa by APT. More information of other specimens is expected in the future.

Statistical Analysis of Ni and Si Co-clustering in Stainless Steels Irradiated to Low Dose

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[1], Kenji DOHI[2], Kenji NISHIDA[2], Naoto SEKIMURA[1]
1 The University of Tokyo, 2 Central Research Institute of Electric Power Industry

Abstract: Ni and Si clustering in stainless steel may begin at doses much lower than traditional expectation. In this study, method was developed to statistically investigate the possible co-clustering phenomenon of Ni and Si in stainless steel at the low dose of 0.8 dpa. The role of Ni and Si in precipitate nucleation was discussed.

Keywords: solute cluster, atom probe tomography, stainless steel, early stage.

1. Introduction

The results of atom probe tomography (APT) indicated that the solute clustering of Ni and Si in stainless steel may begin at doses much lower than traditional expectation. For example, the trace of Si clustering was found at the dose as low as 0.5 dpa [1]. The detailed investigation of early clustering phenomena will shed light on the mechanism of precipitate nucleation. However, due to the limitations of the maximum separation method and the possible artifacts in APT, it is difficult to define the tiny solute clusters at low dose. In this study, method was developed and verified to analyze the possible early co-clustering behavior of Ni and Si, and the role of Ni and Si in precipitate nucleation.

2. Methodology

Generally, the clustering analysis methods in APT can be divided into two types: 1) density/distance based (atom/nm^3); 2) concentration based (%). The latter is selected as it is more robust to the local density variation in atom maps and the high Ni concentration in the matrix. The local solute concentration was calculated in the vicinity of each solute atom, and the results were plotted as huge histograms [2, 3]. The histograms contain the information of Ni-Ni, Ni-Si and Si-Si clustering.

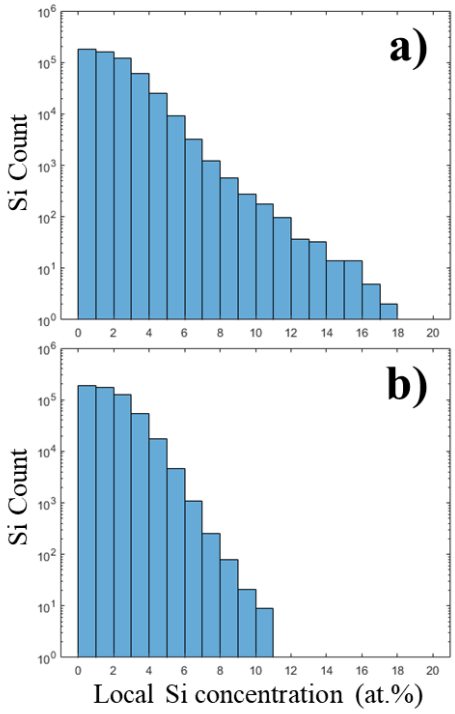


Fig. 1 Histogram of local Si concentration in the vicinity of Si atoms in a) an atom map of stainless steel (0.95 wt.% Si) irradiated to 0.8 dpa at 290 °C, b) a randomized atom map of the same alloy composition.

3. Results

The methodology was first applied on large late-stage clusters in a stainless steel irradiated to 5 dpa for method verification. When visualizing all the Si atoms with local Si concentration larger than 10 at.% in an atom map, the position and shape of the resultant large Si clusters matched well with that obtained from Si iso-surface map. Then, a model alloy of 316L stainless steel (0.95 wt.% Si) irradiated to 0.8 dpa at 290 °C was selected as an example of early-stage clustering, and the analysis results is shown in Fig. 1. It was obvious that the shape of histogram was different between the real atom map (Fig.1 (a)) and the randomized atom map (Fig. 1(b)). Si atoms with local Si concentration larger than 11 at.% was found in the real atom map but not in the randomized atom map, indicating that Si-Si clustering existed at this low irradiation dose. Possible Ni-Si, Ni-Ni clustering and the location of solute clustering will also be discussed.

References

[1] A. Etienne, B. Radiguet, P. Pareige, J Nucl Mater, 406 (2010) 251-256.

[2] Y.M. Chen, P.H. Chou, E.A. Marquis, J Nucl Mater 451(1-3) (2014) 130-136.

[3] Y. Dong, A. Etienne, A. Frolov, S. Fedotova, K. Fujii, K. Fukuya, et al., Microsc Microanal 25(2) (2019) 356-366.

シャルピー延性脆性遷移温度の不確かさ評価

Uncertainty evaluation of Charpy ductile-to-brittle transition temperature

*髙見澤　悠，西山　裕孝

日本原子力研究開発機構　安全研究センター

国内及び米国の原子炉圧力容器（RPV）鋼のシャルピー延性脆性遷移温度（T_{41J}）について、シャルピー吸収エネルギの温度依存性モデルを精緻化して解析し、中性子照射によって T_{41J} の不確かさはほとんど変わらないことを明らかにした。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、シャルピー衝撃試験、延性脆性遷移温度、不確かさ評価

1. 緒言

RPV の健全性評価では、監視試験で実施されるシャルピー衝撃試験で得られる T_{41J} に基づく脆化予測が必要である。脆化予測におけるマージンの設定にあたっては、T_{41J} の不確かさを把握することが重要である。先行研究[1]では、材料の非均質性に依存したばらつき、試験数、試験温度を考慮した上で T_{41J} の不確かさを評価できる手法を整備した。本研究では、過去の国プロジェクトや米国の監視試験等で取得された T_{41J} のデータを対象としてシャルピー吸収エネルギの温度依存性のモデルを精緻化し、これらのデータを用いて T_{41J} の不確かさを解析した。

2. 解析方法

RPV 鋼の未照射材及び中性子照射材のシャルピー衝撃試験データ合計約 1900 セット（データ点は約 25000）を対象に解析した。各データセットについて、（1）式に示す双曲線関数を用いて最小自乗フィッティングを行い、吸収エネルギの実測値との差について分析した。

$$吸収エネルギー[J] = (a+b)/2 - (a-b)/2 \cdot tanh\{(T-T_o)/C\} \quad (1)$$

a、b は下部棚及び上部棚吸収エネルギ、T は試験温度、T_o、C はフィッティングパラメータである。各データセットは、T_o 及び上部棚吸収エネルギ（USE）を用いて規格化した。図 1 に、吸収エネルギのばらつきを表す四分位範囲と試験温度の関係を示す。図 1 の結果に基づいてモデル化した吸収エネルギのばらつきの温度依存性を用いて、吸収エネルギの実測値と（1）式による計算値の対数尤度を目的関数としてマルコフ連鎖モンテカルロで係数サンプリングを行い、延性脆性遷移曲線の不確かさから T_{41J} の不確かさを評価した。

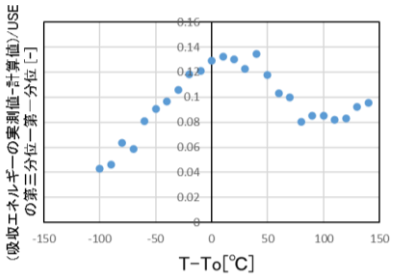


図 1 吸収エネルギのばらつきの試験温度依存性

3. 結果

図 2 に、上述のデータセットのうち A533B 鋼（圧延材）について、照射材及び未照射材における T_{41J} の不確かさと試験数の関係を示す。中性子照射により、T_{41J} の不確かさの試験数依存性はほとんど変わらないことが分かる。発表では、国内材と米国材における T_{41J} の不確かさの試験数依存性の違い等について分析した結果についても報告する。

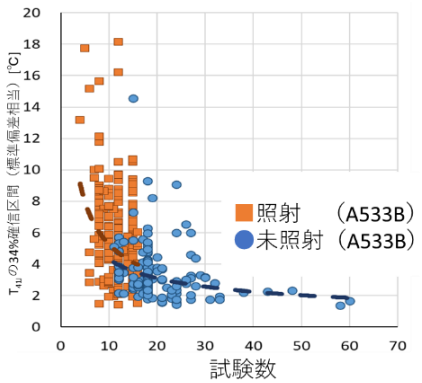


図 2 T_{41J} の不確かさの試験数依存性(照射,未照射)

謝辞：本研究で分析したデータの一部は原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」において調査したものである。

参考文献

[1]日本原子力学会 2020 年春の年会, 2M11 (2020)

*Hisashi Takamizawa and Yutaka Nishiyama, Japan Atomic Energy Agency

ステンレス鋼の粒界破壊に及ぼす照射誘起偏析とキャビティ形成の影響

Influence of radiation-induced segregation and formation of cavities on grain boundary fracture of stainless steels

*三浦 照光[1]，村上 健太[2]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所，[2]東京大学

Fe イオン照射と He イオン照射で粒界に偏析とキャビティを生じさせたステンレス鋼とそのモデル合金の粒界部を室温で超微小引張試験し、偏析のない He イオン照射材と比較した結果、照射誘起偏析と粒界キャビティの形成が重畳することで粒界キャビティ単独よりも粒界破壊が促進されることが示唆された。

キーワード：照射誘起応力腐食割れ、イオン照射、ステンレス鋼、照射誘起偏析、超微小引張試験

1. 緒言

中性子照射されたステンレス鋼では粒界に偏析やキャビティが生じ、粒界強度が低下して照射誘起応力腐食割れの発生要因になると考えられる。粒界キャビティの形成が粒界強度を低下させることはこれまでの研究[1]により明らかになっているが、照射誘起偏析の影響は明らかではない。本研究では、Fe イオン照射で偏析を、He イオン照射で粒界キャビティを生じさせたステンレス鋼とそのモデル合金の粒界部を室温で超微小引張試験し、照射誘起偏析とキャビティ形成が重畳する場合の粒界部の引張破壊挙動を調べた。

2. 試験

ステンレス鋼（SUS316 鋼）の 15%冷間加工材とそのモデル合金（Fe-16Cr-10Ni、Fe-16Cr-32Ni）に、東京大学重照射研究設備のタンデトロン加速器を用いて 2.8 MeV Fe^{2+}イオンを 500°C で照射した後、長岡技術科学大学の静電加速器を用いて 220 keV と 320 keV の He^{2+}イオンを室温で照射した。照射量は表面から深さ 1 μm までの平均値で 5 dpa であり、He 濃度は深さ 500～800 nm での平均値で 20,000 appm とした。硬さと粒界偏析を調べた後、ランダム粒界 1 個を含む 8×4×2 μm の引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製し、FIB-SEM 装置内で室温にて引張試験した。なお、粒界は試験片中央かつ引張軸に対して垂直に配した。破面を SEM と TEM で観察し、破壊挙動を調べた。

3. 結果

照射による硬化と粒界偏析を全ての材料で確認した。SUS316 鋼を引張試験した結果、破面の一部に粒界破面が確認された（粒界破面率 3%）。粒界の単位面積当たりのキャビティの数で定義した粒界キャビティの面密度と粒界破面率の関係を図に示す。図中には中性子照射材と He イオン照射材の試験結果[2]も合わせて示した。本研究の結果は中性子照射材の結果と類似し、粒界キャビティの面密度が He イオン照射材より一桁低くとも粒界破壊が生じた。照射誘起偏析が粒界キャビティの形成に重畳すると、粒界キャビティ単独よりも粒界破壊が促進されることが示唆された。また、Fe-16Cr-10Ni では Fe-16Cr-32Ni よりも粒界破面率が高くなった。Fe-Cr-Ni 合金では照射誘起偏析に伴う組成比の変化により粒界近傍の剛性率が変化することが報告されており[3]、Cr 減少と Ni 増加により剛性率は低下する傾向にある。Fe-16Cr-10Ni では Fe-16Cr-32Ni よりも粒界近傍の剛性率の低下が大きく、偏析による粒界近傍の剛性率低下が粒界破壊の促進に関係している可能性が示唆された。

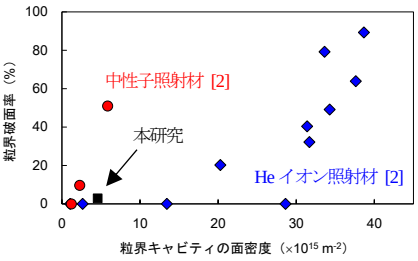


図　粒界破面率と粒界キャビティの面密度の関係（SUS316 鋼）

参考文献

[1] T. Miura et al., JNM 457 (2015) 279. [2] T. Miura et al., JNST (2022). *doi:10.1080/00223131.2022.2041125*. [3] T. Allen et al., JNM 342 (2005) 90.

*Terumitsu Miura[1], Kenta Murakami[2], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1]
[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]The University of Tokyo

透過型電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器溶接熱影響部の照射欠陥分析

Irradiation Induced Defects Analysis in the Heat Affected Zone of a Reactor Pressure Vessel Steel by Transmission Electron Microscopy

*下平　昌樹[1]，河　侑成[1]，髙見澤　悠[1]，瀬戸　仁史[2]，勝山　仁哉[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本核燃料開発株式会社

原子炉圧力容器（RPV）の溶接熱影響部と母材における照射脆化機構の相違の有無を調べるため、ステンレスオーバーレイクラッド及び溶接継手部を有する RPV 鋼の中性子照射材に対し、透過型電子顕微鏡を用いた微細組織分析を実施し、転位ループや溶質原子クラスタの性状に顕著な違いがないことを明らかにした。

キーワード：原子炉圧力容器、溶接熱影響部、照射脆化、透過型電子顕微鏡

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）の中性子照射脆化に関して、国内脆化予測法[1]は、シャルピー衝撃試験で取得された延性脆性遷移温度移行量や微細組織分析結果に基づいて策定されている。RPV にはステンレスオーバーレイクラッド（クラッド）溶接や継手溶接施工に伴う入熱により母材と異なる金属組織を有する溶接熱影響部（HAZ）が形成されることが知られているが、HAZ に対しても同じ脆化予測法を適用することとしている。

本研究では、国内脆化予測法を HAZ に適用することの妥当性確認に資するため、中性子照射後の RPV 鋼の HAZ 及び母材部を対象に、照射脆化メカニズムの相違の有無を調べることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、LVR-15 で 9.8×10^{19} n/cm^2 まで照射されたクラッド及び溶接継手部を有する RPV 鋼である。この RPV 鋼から、図 1 に示すように、クラッドと母材の境界から 10 mm（位置①母材）、0.5 mm（位置②クラッド下 HAZ）、4.5 mm（位置③クラッド下 HAZ）及び継手溶接と母材の境界から 1 mm（位置④継手 HAZ）の 4 箇所から集束イオンビームを用いて薄膜試験片を採取した。これらの試験片に対して、透過型電子顕微鏡を用いたウィークビーム暗視野（WBDF）法による転位ループ観察を行った。また、走査透過型電子顕微鏡を用いたエネルギー分散型 X 線分光法（STEM-EDS）による溶質元素分布の分析を行った。

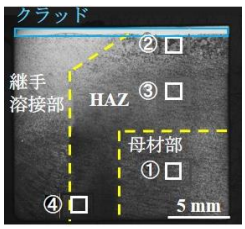


図 1　供試材外観と薄膜試験片採取位置

3. 実験結果

WBDF 法及び STEM-EDS によって、全ての試験片採取位置で転位ループ及び Cu を中心とした溶質原子クラスタ（SC）が観察された。これら照射欠陥の数密度は、母材部と HAZ の代表的な位置において顕著な違いがなかった。また、位置①から採取した母材部試験片の明視野像及びそれに対応する視野で取得した Cu 元素分布を図 2 に示す。SC が転位線に沿って形成されている様子が見られた。講演では、位置②から④で採取した HAZ 試験片に対して格子欠陥と SC の位置関係を調べた結果も報告する。

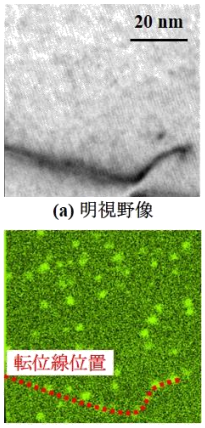


図 2　母材部で観察された転位線と SC の位置の比較

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本電気協会、”原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013 年追補版]”（2013）.

*Masaki Shimodaira[1], Yoosung Ha[1], Hisashi Takamizawa[1], Hitoshi Seto[2] and Jinya Katsuyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E07-08] Corrosion

Chair:Chikashi Suzuki(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 11:25 AM - 12:00 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E07] Time dependence on corrosion of irradiated austenitic stainless steel weld metals in simulated PWR primary water

*Katsuhiko Fujii[1], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

11:25 AM - 11:40 AM

[2E08] SCC initiation test of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Arioka[1] (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, 2. The Kansai Electric Power Company, Incorporated)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

照射ステンレス鋼溶接金属の PWR1 次系模擬水中腐食の時間依存性

Time dependence on corrosion of irradiated austenitic stainless steel weld metals in simulated PWR primary water

*藤井 克彦[1], 山田 卓陽[1], 國谷 耕平[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

Fe イオン照射したステンレス鋼溶接金属のフェライト/オーステナイトの相境界について PWR1 次冷却水模擬環境中の腐食の時間変化を調べた結果、照射により偏析が生じた相境界では比較的短時間で選択酸化が生じるが、酸化深さには飽和傾向があることが確認された。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射、照射誘起偏析、相境界選択酸化

1. 緒言

オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属においては、PWR 1 次冷却水模擬環境の高温 B-LiOH 溶液環境では SCC 進展は認められていない。しかし、PWR1 次冷却水環境での腐食特性への熱時効と中性子照射の影響、さらにそれらの重畳影響はほとんど調べられていない。そこで、熱時効とイオン照射で相境界に偏析を生じさせた試料を腐食試験した結果、オーステナイト相が主に酸化されることは非照射材と変わらないが、相境界に沿った選択的な酸化の進行が生じることが確認された。本研究では、Fe イオン照射したステンレス鋼溶接金属のフェライト/オーステナイトの相境界について PWR1 次冷却水模擬環境中の腐食の時間変化を調べ、ステンレス鋼溶接金属の腐食特性への照射の影響を検討した。

2. 方法

400℃で 10,000 時間時効した 316L 溶接金属ならびにその未時効材を供試材として用いた。試験片表面を 0.04 μm のコロイダルシリカで仕上げた後、6.4 MeV の Fe イオンを 300℃で照射した。表面での損傷量は 1.5 dpa であり、損傷深さは最大 2 μm である。320˚C の PWR1 次冷却水模擬環境（500 ppmB + 2 ppmLi + 30 cc/kg·H_2O）中で 100 時間、400 時間、1,000 時間の浸漬後、酸化膜を断面から SEM で観察した。

3. 結論

熱時効後に照射した 316L 溶接金属について、腐食試験時間によるフェライト/オーステナイトの相境界部の酸化を SEM で断面観察して比較した結果を図 1 に示す。オーステナイト相が主に酸化されることとその酸化厚さは非照射材と同じであったが、照射した試料で相境界に沿った選択的な酸化の進行が確認された。ただし、100 時間の腐食で 200nm の酸化が生じており、1000 時間の腐食でもわずかに酸化が進むのみであった。SCC の進展経路であるフェライト/オーステナイトの相境界の組成の変化により、熱時効では生じない相境界の耐食性の低下が照射により生じるが、短時間で酸化は飽和する傾向があることがわかった。

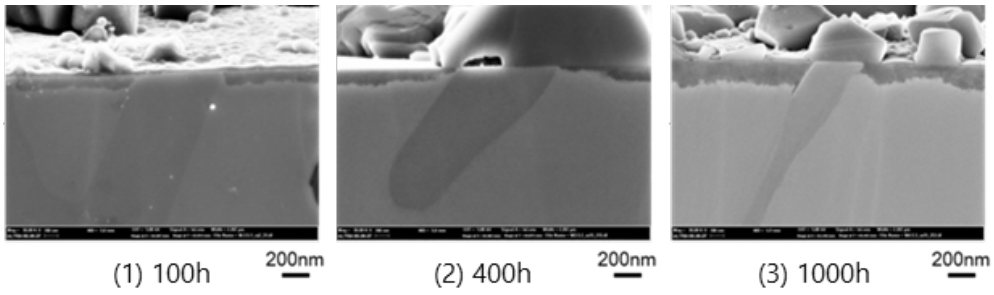


図 1　熱時効後に照射した 316L 溶接金属の相境界部の断面 SEM 観察

*Katsuhiko Fujii[1], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Fukuya[1]　[1] Institute of Nuclear Safety System

TT690 合金冷間加工材における PWR1 次系模擬水中 SCC 発生試験
—キャビティ生成処理後の亀裂発生挙動—

SCC initiation test of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water
- Crack initiation of cavity induced specimens prior to SCC initiation test -

*大厩 徹[1], 寺地 巧[2], 山田 卓陽[1], 國谷 耕平[1], 有岡 孝司[1]
[1]INSS, [2]INSS(現関西電力)

冷間加工 TT690 合金に対して、高温大気中で粒界にキャビティを生じさせた（キャビティ生成処理）ブラントノッチ（BN）CT 試験片を用いて PWR1 次系模擬水中で SCC 発生試験を実施した。450℃、220h のキャビティ生成処理後に 360℃で SCC 発生試験を行ない、2,269h でノッチ先端に微小亀裂が確認された。これはキャビティ生成処理を行なわなかった場合の 360℃、40,635h よりも早かったことから、キャビティ生成処理により SCC 発生の前駆段階が促進されたと評価された。

キーワード：TT690 合金，SCC 発生試験，PWR1 次系模擬水，冷間加工材，粒界キャビティ

1. 緒言

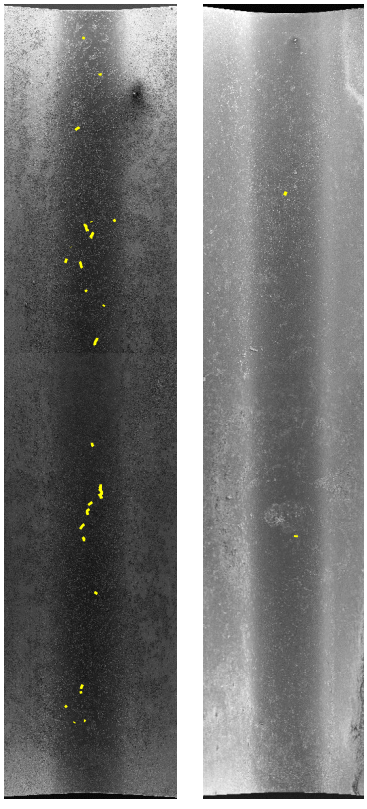
TT690 合金は、加圧水型軽水炉（PWR）の 1 次系における SCC への対策材として採用が進んでおり、現在まで実機プラントにおける SCC 発生の報告はない。しかし、強い冷間加工を加えることにより SCC 進展感受性を示す[1]と共に、360℃で変動荷重を付与した促進条件の SCC 発生試験では、粒界にキャビティを伴った微小亀裂が認められた[2]。本研究では、SCC 発生の前駆段階の促進を目的として、高温大気中で短時間定荷重を付与しキャビティ生成処理を行なった試験片を用いて PWR1 次冷却材模擬水環境中で SCC 発生試験を行ない、TT690 合金における粒界キャビティ生成型の SCC 発生の可能性を検討した。

2. 実験

TT690 合金に 20%の冷間加工を加え、T-L 方位から BNCT 試験片を製作した。450℃大気中で 220h 及び 200h キャビティ生成処理を行なった後、360℃及び 320℃の PWR 1 次系模擬水中（500ppm B＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O）で SCC 発生試験をそれぞれ 18,037h 及び 15,661h 行ない、SEM でノッチ先端表面の変化を観察した。荷重はノッチ先端を亀裂先端と見なした場合の K 値で 40MPa$\sqrt{m}$に相当するように設定した。

3. 結果・考察

ノッチ先端の SEM 像を図 1 に示す。360℃の SCC 発生試験では、2,269h で明瞭な微小亀裂が認められ、以降試験を継続した結果、図中の黄色でマーキングした 24 箇所で微小亀裂が認められた。320℃の SCC 発生試験では、明瞭な微小亀裂は確認されず 2 箇所のみで微小な開口が認められた。キャビティ生成処理を行なっていない場合には、360℃では 40,635h で微小亀裂が認められたことから[3]、キャビティ生成処理により SCC 発生の前駆段階が促進されたことが示唆された。また、微小亀裂の発生時間を試験温度で比較すると、360℃では 2,269h で微小亀裂が認められたのに対して、320℃では 15,661h で 2 箇所の開口が認められたのみであり、アレニウス型の温度依存性により微小亀裂の発生が抑制されたことが示唆された。



(a) 360°C, 18,037h 試験後　(b) 320°C, 15,661h 試験後

図 1 ノッチ先端の SEM 観察結果

[1] P.L. Andresen et al., Proc. 13th Environmental Degradation conf., (2007)
[2] Z. Zhai et al., Corrosion Vol.73, No.10, (2017)
[3] 寺地ら, INSS Journal Vol.26, (2019)

*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System(INSS), [2]INSS (Present:KEPCO)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E09-12] Cladding Materials

Chair:Hiroaki ABE(UTokyo)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E09] Irradiation Effect on Fracture Properties of LPS and CVD SiC

*Baopu WANG[1], Yansong ZHONG[1], Yina DU[1], Bo HUANG, Kanjiro KAWASAKI[1], Fujio SHINODA[1], Yasunori HAYASHI[1], Tatsuya HINOKI[1] (1. Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

[2E10] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (1)

*Luwei Xue[1], Katsuhito Takahashi[1], Hideo Watanabe[1] (1. KYUSHU UNIVERSITY)

3:00 PM - 3:15 PM

[2E11] Effect of irradiation induced swelling on fiber/matrix residual stress of liquid phase sintering SiC composites

*Yansong Zhong[1], Baopu Wang[1], Yina Du[1], Bo huang, Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yasunori Hayashi[1], Hinoki Tatsuya[1] (1. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2E12] Ballooning and burst behavior of pre-hydrided Zirconium alloy fuel cladding tube during loss of coolant accident at spent fuel pool

*Kinya Nakamura[1], Kenta Inagaki[1], Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Irradiation Effect on Fracture Properties of LPS and CVD SiC

*Baopu Wang, Yansong Zhong, Yina Du, Bo Huang, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, Yasunori Hayashi and Tatsuya Hinoki
Kyoto Univ.

In order to understand ion irradiation effects on fracture properties of CVD-SiC and LPS-SiC, indentation techniques were used and crack length, hardness and elastic modulus were evaluated considering the residual stress. The increase of fracture toughness was found in both CVD-SiC and LPS-SiC after irradiation. Compared with CVD-SiC, LPS-SiC showed higher fracture toughness before and after irradiation.

Keywords: SiC, Ion irradiation, Fracture toughness

1. Introduction

Numerous advantages of SiC and SiC/SiC composites make them appropriate for nuclear environment. However, neutron irradiation may affect the mechanical properties, which is one of the issues to be solved or proven to realize the application of SiC and SiC/SiC composites as nuclear materials. As a pivotal property in brittle materials to help design against sudden catastrophic failure, fracture property of matrix is one of the key parameters to determine mechanical properties of SiC/SiC composites. Therefore, to study the evolution of mechanical properties under irradiation, ion irradiation was used to introduce irradiation damages and fracture toughness was investigated by micro-indentation test techniques. Moreover, as calculation parameters of fracture toughness, crack length, hardness and elastic modulus were evaluated considering the surface residual stress.

2. Experiments

2 kinds of materials, chemical vapor deposition SiC (CVD-SiC) and liquid-phase sintering SiC (LPS-SiC) specimens, as reference matrix materials for the SiC/SiC composites were irradiated by 5.1MeV Si ions at 800 ℃ at different doses (0.1/1/3/10 dpa). The indentation and cracks were introduced by the Vickers indenter, and the depth was controlled to be less than or about equal to the irradiation depth. Crack length and indentation depth were measured by laser and optical microscopes. Hardness and elastic modulus were extracted by nano-indentation. The depth of each nano-indentation was controlled close to and less than 200 nm, which was less than 1/10 of the irradiation depth. The above parameters (hardness, elastic modulus and crack length) were used to calculate the fracture toughness. The evolution of residual stress distribution was analyzed by EBSD and Cross Court 4 software.

3. Results and analysis

Compared with the unirradiated regions, the fracture toughness of both CVD-SiC and LPS-SiC increased after irradiation. In the calculation parameters of fracture toughness, the crack length in unirradiated region was significantly higher than that in the irradiated region, while the ratio of elastic modulus to hardness didn't change significantly. This indicates that the changes of fracture toughness can be mainly attributed to the crack length.

Irradiation induced surface residual stress and defects were observed. Therefore, the possible reason for increment of the fracture toughness is that defects and the extrusion of surface lateral stress limited the crack propagation. Contribution of different limiting factors to the increase of fracture toughness will be discussed in future.

Moreover, LPS-SiC shows higher fracture toughness and surface residual stress than CVD-SiC before and after irradiation. Pores, different phases, smaller grain size and more irregular grain shape were observed in LPS-SiC, which can be the possible factors of the higher fracture toughness.

Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (1)

*Luwei Xue[1], Katsuhito Takahashi[1] and Hideo Watanabe[2]
[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.,
[2]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

Abstract: The formation of dislocation loops in Zircaloy-2 irradiated with 3.2 MeV Ni^{3+} ion at 300 °C were saturated after 0.6 dpa, while the hardness reached a maximum. Applied stress dependence of radiation-induced hardness due to ion irradiation at different temperatures are started.

Keywords: Zirconium alloy, applied stress, ion irradiation, radiation hardening, dislocation loop

1. Introduction

Zircaloy-2 is located closest to the fuel in boiled water reactors as the fuel cladding tube, which has caused important phenomena, including dimensional changes, increased hardness, delayed hydride cracking, and irradiation embrittlement. During reactor operation, dislocation loops were formed at relatively low neutron fluences, which leads to significant radiation induced hardening. On the other hand, fuel cladding tubes are also affected by the stress due to UO_2 pellet-cladding interactions. To elucidate the effects of stress on radiation-induced hardening of the material at low neutron fluences, Ni^{3+} ion irradiation was performed.

2. Experimental

Zircaloy-2 was used with an alloy composition of 1.38 Sn, 0.15 Fe, 0.09 Cr, and 0.05 Ni in wt.%. The specimens were annealed at 630℃ for 2 h, followed by air cooling and then irradiated with 3.2 MeV Ni^{3+} ion under applied stresses at RT and 300℃ below 3 dpa. Figure 1 shows the tensile sample stage used in this study. With this apparatus, the tensile samples could be irradiated under defined temperature and load. The nanoindentation tests were conducted before and after irradiation. Thin foils for transmission electron microscopy (TEM) were prepared with the twin-jet and focused ion beam to observe the microstructure before and after irradiation.

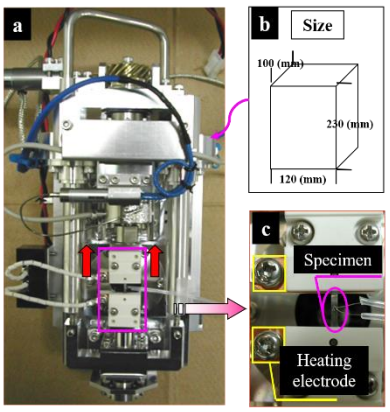


Fig.1 Tensile sample stage used for irradiation

3. Results

Nanoindentation results show that hardening occurred by the beginning of ion irradiation at 300℃ and hardness saturated at approximately 0.8 dpa. TEM observation shows that high-density of dislocation loops with an average diameter below 12 nm nucleate and saturate at 0.6 dpa. The average dislocation number density is about 3.85×10^{21} m^{-3}. As the irradiation dose increases, tangled dislocation structures were observed.

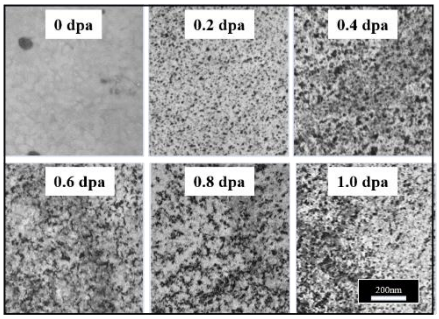


Fig.2 Dislocation loop formation following ion irradiation up to 1 dpa at 300℃

Effect of Irradiation Induced Swelling on Fiber/Matrix Residual Stress of Liquid Phase Sintering SiC Composites

*Y. Zhong[1], B. Wang[1], Y. Du[1], B. Huang[1], K. Kawasaki[1], F. Shinoda[1], Y. Hayashi[1] and T. Hinoki[1]
[1]Kyoto University

The liquid phase sintering SiC, a potential matrix material for nuclear grade SiC_f/SiC composites, was irradiated at 800℃. Irradiation induced swelling and coefficient of thermal expansion were measured to evaluate the residual stress. Microstructural research revealed that YAG, BN and SiC didn't get amorphous at 800℃, while YAG got amorphous and SiC, BN kept crystallized at 300℃ in previous research.

Keywords: SiC, CTE, swelling, amorphization, point defect

1. Introduction

SiC/SiC composites possess a series of excellent properties, such as high heat flux resistance and radiation damage tolerance, which make them potential structural materials in nuclear reactors. Composites easily get oxidized because of its interface between matrix and fiber. BN/C dispersed liquid phase sintering (LPS) SiC composites with great oxidation resistance without the interface were developed, which also exhibited better fatigue resistance. The coefficient of thermal expansion (CTE) mismatch between fiber and matrix leads to residual stress and affects mechanical properties of composites. In addition, different irradiation induced swellings of fiber and matrix affects in a similar way. The objective of this work is to understand the irradiation effect on mechanical properties of the composites by evaluation of the irradiation swelling and CTE of C/BN dispersed LPS SiC matrix and compare them with the those of fiber.

2. Method

20vol%BN and 20vol%C dispersed LPS SiC were fabricated by hot press, respectively. 12wt% Al_2O_3 and Y_2O_3 as sintering additive were added excluding BN/C. The specimens were polished then irradiated to 0.1/1/3/10 dpa by 5.1MeV Si^{2+} ions at 800℃ in the DuET facility, Kyoto University. TEM observation was applied to analyze the microstructural evolution. CTE was measured using Thermal dilatometer TD5000SA Series. The irradiation induced swelling was obtained by AFM surface morphology analysis and calculation.

3. Result

According to TEM images, microstructural evolution of each phase of BN or C dispersed LPS SiC was revealed. Point defects as black dots could be observed in the SiC grains. Besides, dislocation loop couldn't be found in both LPS SiCs grain. The diffraction image showed that no amorphization happened in the YAG, SiC and BN grains, only point defects appear in the irradiation progress. Amorphization of YAG was observed in previous research in which irradiation temperature was 300℃, this variation indicates the irradiation induced amorphization threshold of YAG is between 300℃ and 800℃. The actual threshold will be confirmed in future research. CTE of both LPS SiC was also measured and compared with the CTE of SiC fiber. The details will be displayed in the presentation.

使用済燃料プールの冷却材喪失事故時における水素添加ジルコニウム合金被覆管の破裂挙動

Ballooning and burst behavior of pre-hydrided Zirconium alloy fuel cladding tube during loss of coolant accident at spent fuel pool

*中村 勤也[1], 稲垣 健太[1], 宇井 淳[1]
[1]電中研

使用済燃料プールの冷却材喪失事故を想定した環境条件で、水素添加ジルコニウム合金燃料被覆管の膨れ破裂試験を実施した結果、水素添加濃度と破裂挙動に相関が見られる一方、酸化膜/基材界面に ZrN 結晶粒の形成が破裂挙動に及ぼす影響は軽微であることが示唆された。
キーワード：使用済燃料プール、冷却材喪失事故、ジルコニウム合金、燃料被覆管、破裂

1. 緒言

原子力発電事業者は、使用済燃料プール／ピット（SFP）の冷却機能や冷却材の喪失事故（LOCA）等に備えて、代替注水機能の強化等の緩和策を講じている。緩和策の有効性を評価するため、SFP の LOCA 時に、常設型または可搬型スプレイ設備により燃料被覆管が膨れ破裂し原子炉建屋に核分裂生成ガスが放出されることなく燃料冷却に至る性能を把握しておくことが重要である。本研究では、SFP の LOCA 時にスプレイ冷却なしに燃料被覆管が破裂する評価モデルの開発に向けて[1-3]、予め水素を添加した模擬高燃焼度ジルコニウム合金燃料被覆管を用いて事故を想定した環境条件で破裂試験を実施し、破裂挙動を整理した。

2. 試験方法

予め所定量の水素を添加した模擬高燃焼度 Zircaloy-2（直径 11mm、長さ 235mm）および Zircaloy-4（直径 9.5mm、長さ 235mm）被覆管に、中空 Al_2O_3 ペレットと誘導加熱用 W サセプタ棒を挿入し、He ガスを充填した密封管を試験体とした。この試験体と 8 本のヒーターロッド（Al_2O_3 被覆 W 棒）から構成される 3×3 型バンドルを、高周波誘導加熱装置 DEGREE[2]に配置した。試験体の表面温度が 490℃以下で定常状態を保った後、試験体が膨れ破裂するまで等速昇温した。試験体の水素添加濃度、冷温時燃料棒の内圧、昇温速度（0.0004～0.04 ℃/s）、および、空気・水蒸気混合雰囲気中の空気割合を試験パラメータとした。破裂後は、速やかに加熱電源を遮断して Ar 雰囲気に切り替えて炉冷した。試験体から放出される He 充填ガスを検知するとともに試験体内圧の変化から、破裂時刻を決定した。破裂後の試験体について、周方向ひずみ、破裂開口部形状、横断面の微細組織および軸方向水素濃度分布を測定した。

3. 試験結果

原子炉内の LOCA 事象に比べ、SFP の LOCA 事象は昇温速度が数桁小さいと評価されている。昇温速度が 0.004℃/s の時の破裂挙動の結果を図 1 に示す。Zircaloy-2 および Zircaloy-4 いずれも、使用済燃料被覆管に含まれる標準的な水素濃度範囲（約 300ppm 以下）では、破裂温度は概ね一定と見なすことができる一方、約 300ppm を上回る場合には、水素濃度の増加とともに破裂温度が低下する傾向が認められた。また、破裂温度が約 800℃を超える場合には、試験体表面の酸化膜と Zr 基材の界面に、腐食を促進する ZrN 結晶粒を形成したものの、周方向ひずみや破裂開口部形状、破裂温度等に及ぼす影響は有意ではないことから、ZrN 結晶粒の初期形成が破裂挙動に及ぼす影響は小さいと推定された。

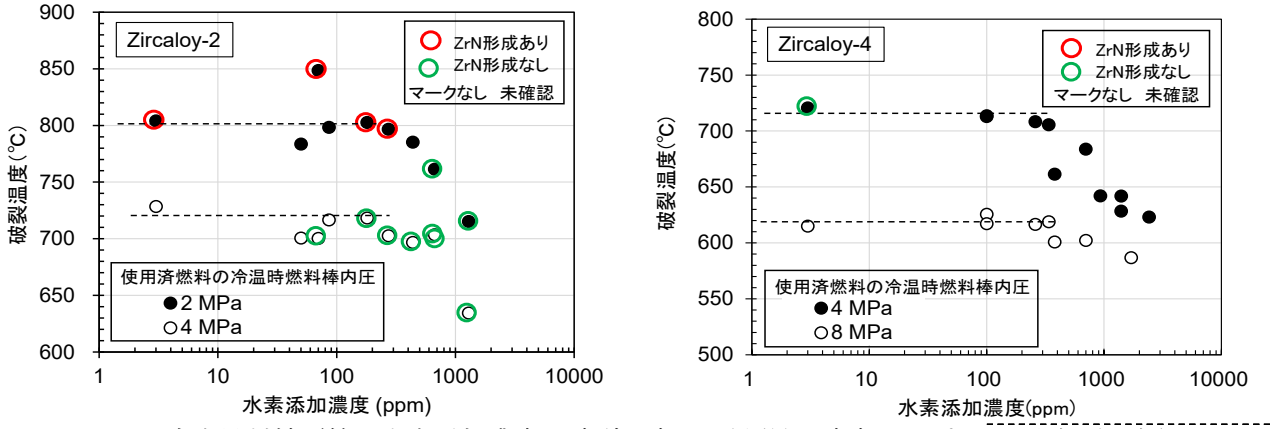


図 1 Zr 合金燃料被覆管の水素添加濃度と破裂温度の関係（昇温速度 0.004℃/s、空気雰囲気）

参考文献
[1] 中村ら, 2020 春の年会, 2M06. [2] K. Nakamura et al., Top Fuel 2021. [3] K. Inagaki et al., 2022 秋の大会, .

*Kinya NAKAMURA[1], Kenta INAGAKI[1], Atsushi UI[1], [1]CRIEPI

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E13-14] Analytical Technique

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 3:55 PM - 4:30 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E13] Quantification of local plastic strain by EBSD

*masayuki kamaya[1], Naoko Maekawa[1] （1. INSS）

3:55 PM - 4:10 PM

[2E14] Quantification of local plastic strain by EBSD

*Naoko Maekawa[1], Masayuki Kamaya[1] （1. Institute of Nuclear Safety System, Inc.）

4:10 PM - 4:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

EBSD による局所塑性ひずみ定量化への取り組み
（1）局所方位差同定誤差の影響と低減方法

Quantification of local plastic strain by EBSD

(1) Influence of measurement accuracy on strain estimation

*釜谷 昌幸[1]，前川 直子[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法を用いて塑性ひずみを推定する取り組みが多くなされている。一方で、方位同定誤差の影響により異なる装置や条件で測定した結果を比較することは難しい。そこで、局所方位差における誤差を定量化し、それを低減する方策について検討した。

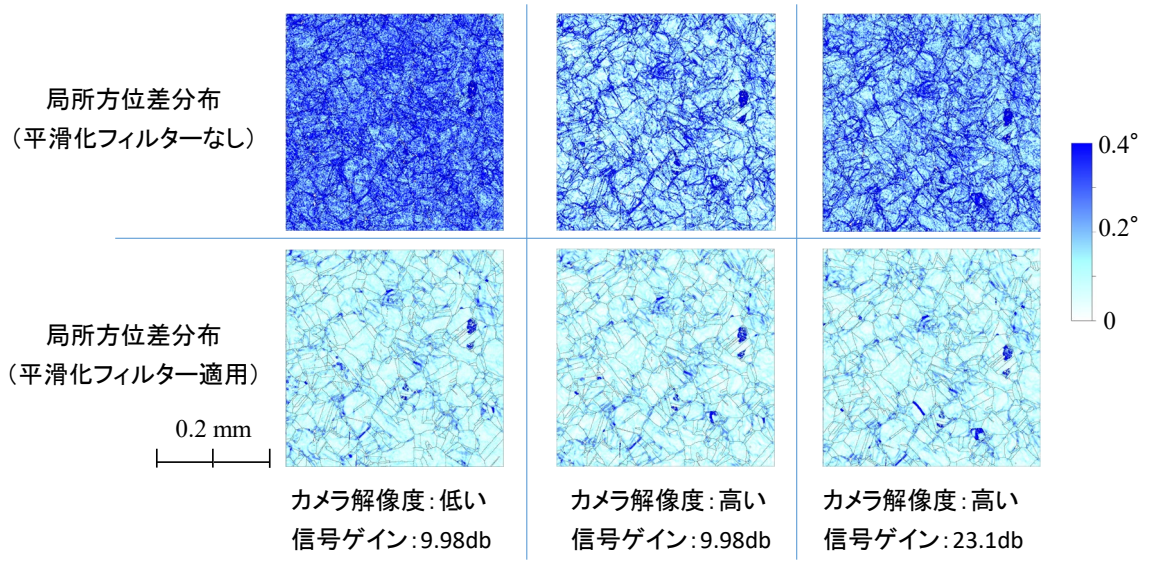
キーワード：EBSD，方位差，塑性ひずみ，局所ひずみ，局所方位差

1. 緒言

EBSD 法によって取得した結晶方位分布から同定される局所方位差が、塑性ひずみや疲労損傷量と相関を有することが報告されている。しかし、隣接測定点間の方位差に相当する局所方位差の絶対値は小さく誤差の影響を受けやすい。そのため、同じ試料を測定した場合でも測定装置や測定条件、さらには測定者によって値が異なることが知られている。異なる測定の比較を行うためには、誤差の影響を補正するか、誤差の程度が同じになるような工夫が必要になる。

2. 誤差の影響と平滑化フィルターの適用

溶体化 SUS316 鋼に 2%の塑性ひずみを導入した試料を準備した。試料表面の 0.4×0.4 mm^2 の領域を 2 μm 間隔で結晶方位を測定した。CCD カメラで取得した回折パターンから結晶方位を同定する。カメラの解像度と、取得画像の信号強度を上げるためのゲインを変化させた 3 通りの測定から同定した局所方位差を下図に示す。同じ位置を測定しても局所方位差に差異が生じる。これに対し、結晶方位の移動平均をとる平滑化フィルターを適用すると、測定時の誤差が小さくなり、測定条件による局所方位差の差異を小さくできる。



*Masayuki Kamaya[1] and Naoko Maekawah[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

EBSD による局所塑性ひずみ定量化への取り組み
（2）結晶粒径の塑性ひずみ同定に及ぼす影響

Quantification of local plastic strain by EBSD

(2) Influence of grain size on quantification of plastic strain

*前川 直子[1]，釜谷 昌幸[1]

[1] ㈱原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）法を用いて同定される局所方位差と塑性ひずみとの直線的な相関を利用して、塑性ひずみを推定する取り組みが多くなされている。局所方位差と塑性ひずみの関係は結晶粒径に依存することから、結晶粒径の異なる材料の比較を行うための補正方法について検討した。

キーワード：EBSD，方位差，塑性ひずみ，局所ひずみ，局所方位差

1. 緒言

EBSD 法で同定される局所方位差と塑性ひずみは直線的な相関を有することから、局所方位差から塑性ひずみの局所的な分布を推定できる。しかし、その相関は結晶粒径に依存するので、定量評価のためには局所方位差の粒径依存性を補正する必要がある。本研究では、塑性ひずみを導入した 4 種の SUS316 ステンレス鋼を用いて局所方位差の粒径依存性を明らかにするとともに、その補正方法を検討した。

2. 塑性ひずみと局所方位差の関係

図 1 に 4 種（MT、PT、TS 及び RR）の塑性ひずみを付与した SUS316 鋼の局所方位差 M_L（一般的には KAM と呼ばれる）の領域平均 M_{ave} を示す。M_{ave} は塑性ひずみに対して線形に増加するが、その傾きは材料によって異なり、RR 材が相対的に小さくなった。図 2 に塑性ひずみを付与した試料の M_L の分布を示す。塑性ひずみの大きさは 5%でほぼ同じであるが、M_L は PT 材の方が大きい。RR 材は相対的に結晶粒径が大きく、局所方位差が結晶粒径に依存していることがわかる。本研究では、粒内方位差に対する結晶粒径の影響が小さいことを利用して、局所方位差に対する粒径の影響を補正する方法を提案した。

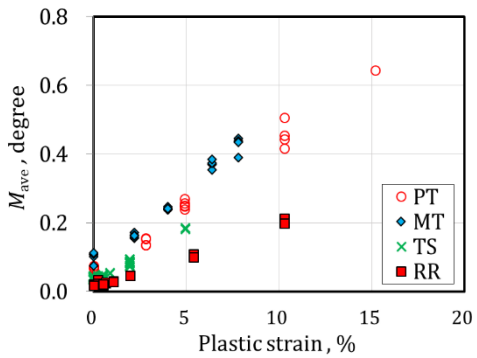
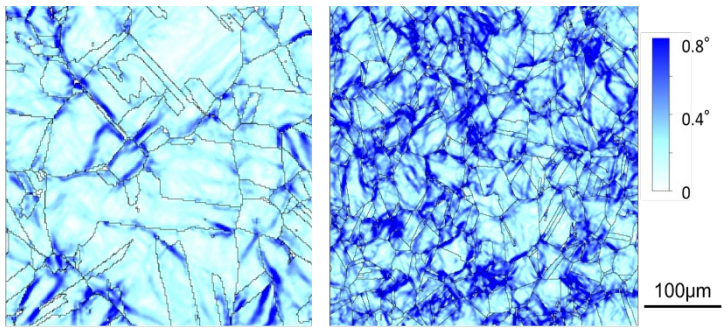


図 1　局所方位差領域平均（4 種）



RR 材　　PT 材

図 2　局所方位差（M_L）分布（塑性ひずみ 5%）

*Naoko Maekawa[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 502-1 Nuclear Materials, Degradation, Radiation Effects, and Related Technology

[2E15-19] High Entropy Alloys

Chair:Sho Kano(UTokyo)

Thu. Sep 8, 2022 4:30 PM - 5:55 PM Room E (E1 Bildg.2F No.24)

[2E15] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing methodII

*Naoyuki Hashimoto[1], Mikito Ueda[1], Shigenari Hayashi[1], Shigehito Isobe[1], Hiroshi Oka[1], Shinichiro Yamashita[2], Mitsuhiro Itakura[2], Tomohito Tsuru[2] （1. Hokkaido University, 2. JAEA）

4:30 PM - 4:45 PM

[2E16] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II

*Hiroshi Oka[1], Motoki Sato[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Shigenari Hayashi[1], Mikito Ueda[1], Shinichiro Yamashita[2] （1. Hokkaido Univ., 2. JAEA）

4:45 PM - 5:00 PM

[2E17] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing methodII

*Shinichiro Yamashita[1], Ikuo Ioka[1], Yosuke Abe[1], Hiroshi Oka[2], Shigehito Isobe[2], Naoyuki Hashimoto[2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Hokkaido Univ.）

5:00 PM - 5:15 PM

[2E18] Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II

*Mitsuhiro Itakura[1], Tomohito Tsuru[1], Shin-ichiro Yamashita[1], Naoyuki Hashimoto[2] （1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.）

5:15 PM - 5:30 PM

[2E19] Characterization of Iron-Based High-Entropy Alloy

*Eiichi Wakai[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyuki Noto[3], Takashi Wakui[1] （1. JAEA, 2. Hokkaido Univ., 3. NIFS）

5:30 PM - 5:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製Ⅱ （1）全体概要

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II (1) Outline

*橋本直幸[1]，礒部繁人[1]，岡弘[1]，林重成[1]，上田幹人[1]，山下真一郎[2]，都留智仁[2]，板倉充洋[2]
[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020～2021 年度末まで原子力システム研究開発事業において研究開発を進めた。本シリーズ発表では、成果報告(2)として 4 件のシリーズ発表を行う予定であり、本発表では研究の全体概要を紹介する。

キーワード: 積層造形法, 耐照射性, マイクロリアクター

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、原子力産業では過渡事象に対応可能な新型原子炉の形態として、小型原子炉（SR）或いは小型モジュール炉（SMR）をコンセプトとした技術開発が特に民間を中心として進められており、これに対応した技術革新として積層造型（AM）法による炉構造材料の作製が注目されている。本研究では、材料創製に革新技術をもたらす金属積層造形法を用いて、マイクロリアクターを含む次世代エネルギー炉に応用可能な、高温で耐照射性に優れる新規構造材料として低放射化ハイエントロピー材料（HEA）の創製を試みた。本講演ではその概要と成果の一部を説明する。

2. 成果の概要

本研究では、低放射化元素で構成される高温で高強度を有する HEA を基盤材料とし、耐照射性が最大限に発揮される構成元素の組み合わせと各元素濃度の最適化を行うため、溶解法による HEA の作製と材料の諸特性評価を行った。溶解法により作製した HEA の引張特性、積層欠陥エネルギー（SFE）値、耐照射特性について評価した結果、引張強度と SFE は Ni 及び Mn 濃度に強く依存し、いずれも Ni 及び Mn 濃度の上昇とともに増加する傾向が示された。続いて AM により成形した 316L 鋼の諸特性を評価した結果、引張強度は構造材料として十分な特性を有しており、適切な条件での熱処理により強度異方性も低減可能である。また、HEA と 316L 鋼の高温水蒸気腐食特性及び水溶液腐食特性を調査した結果、高温水蒸気環境では HEA 表面における Al_2O_3、Cr_2O_3 及び Fe_3O_4 の形成が、また、NaCl 水溶液中では Cr_2O_3 過不働態皮膜の形成が見られたが、総じて HEA（特に $Al_{0.3}FeCrNiCo$）は 316L 鋼と比較して極めて優れた耐酸化性及び耐食性を示すことが明らかとなった。さらに、AM 成形及びアーク溶解で作製した HEA に対する 500 ℃でのイオン照射試験データを取得した結果、本研究で開発した Co フリーHEA は、高温・高照射量条件において 316L 鋼をはるかに凌ぐ十分な耐スエリング性を有することが確認された。計算科学的評価では、面心立方（FCC）鉄ベースの HEA の第一原理計算による物性評価を目標とし、課題となっている合金の効果と磁性の効果について検討した。また、合金の効果については、HEA の格子ひずみや短距離秩序構造（SRO）、及び照射欠陥や力学特性の基礎となる SFE について第一原理計算を用いて評価する枠組みを構築した。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

---

*Naoyuki Hashimoto[1], S. Isobe[1], H. Oka[1], S. Hayashi[1], M. Ueda[1], S. Yamashita[2], T. Tsuru[2], M. Itakura[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製Ⅱ （2）積層造形材の材料特性

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II
(2) Material property of additively manufactured alloys

*岡　弘[1]，佐藤幹[1]，橋本直幸[1]，礒部繁人[1]，林重成[1]，上田幹人[1]，山下真一郎[2]
[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー合金の創製を目指し、2020～2021 年度末まで原子力システム研究開発事業において研究開発を進めた。本発表ではシリーズ発表の 2 番目として、積層造形法により作製した造形体の機械的特性、微細組織及び腐食特性に関する成果を報告する。

キーワード：積層造形法，耐照射性，マイクロリアクター

1. 緒言

金属積層造形技術の利点は、いわゆるニアネットシェイプ製造を可能にする点であり、原子炉設計の自由度が向上すると期待される。積層造形法の原子炉構造材料への適用可能性を検討するためには、同法によって形成される材料組織や強度特性を、既存方法（溶解法）による試料と比較検討する必要がある。本研究では、低放射化ハイエントロピー合金（HEA）及び代表的な FCC 構造材料である 316 鋼について、粉末レーザ積層法（SLM）及び電子ビーム造形法（EBM）によってバルク体を作製し、各種材料特性を調査した。

2. 方法

低放射化 HEA（$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ 及び $Al_{0.4}Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$）及び 316L を SLM 法、EBM 法及び溶解法にて作製した。SLM には EOS 社製 M290 を、EBM には Arcam 社製 A2X を用いた。得られたバルク体に対して、SEM-EBSD、TEM 及び単軸引張試験（SS-J）による微細組織調査及び機械的特性調査を実施した。また、造形後に溶体化処理（1150 °C × 1.5 h）を施し、材料特性に及ぼす当該熱処理の影響を評価した。さらに、HEA と 316 鋼の高温水蒸気腐食特性及び水溶液腐食特性について調査した。

3. 結果

SLM 法及び EBM 法により、低放射化 HEA の緻密なバルク体を製作することに成功した。SLM 法で作製した HEA は、造形方向に細長く伸びた柱状粒組織を形成し、粒内には多量の小傾角粒界及び転位セル組織が存在する複雑な階層構造を有していた。一方、造形後の溶体化熱処理によって組織は再結晶化し、複雑構造は解消され、溶解材に類似した微細組織となった。他方、EBM 法で作製した HEA は、SLM 材と大きく異なり著しく粗大な柱状結晶粒かつ低転位密度の組織を呈した。強度試験の結果、SLM 材は溶解材よりも高い強度を示し、前述の微細組織に由来する粒界強化及び転位強化によるものと推察される。一方、EBM 材は造形ままでも溶解材と同様の強度特性を示し、粗大結晶粒かつ低転位密度であることに起因していると考えられる。上述した HEA 造形材の組織及び強度の特徴は 316L 造形材と同様であったことから、積層造形適用性の観点では HEA は 316L と概ね類似のものであると理解できる。また、600℃での高温水蒸気腐食試験の結果、低放射化 HEA の質量変化量は 316 鋼に比べて小さく、同合金の優れた耐腐食性が示された。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

*Hiroshi Oka[1], Motoki Sato[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Shigenari Hayashi[1], Mikito Ueda[1], and Shinichiro Yamashita[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製 II
（3）照射特性

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method II
(3) Radiation property

*山下　真一郎[1]，井岡 郁夫[1]，阿部 陽介[1]，岡 弘[2]，礒部 繁人[2]，橋本 直幸[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]北海道大学

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020 年より 2021 年度末まで原子力システム研究開発事業において研究開発を進めた。成果報告は 4 件のシリーズ発表を行う予定であり、本発表ではシリーズ発表の 3 番目として照射特性について成果概要を紹介する。

キーワード：積層造形法，耐照射性，マイクロリアクター

1. 緒言

ハイエントロピー合金（HEA）は、熱的安定性、硬度、高温強度、疲労強度、耐食性等の諸特性に優れ、様々な産業分野への適用が検討されている。近年では、原子力分野への利用に適した構成元素の組み合わせ最適化が図られつつ、照射試験を通じた HEA 構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性、高温での照射損傷に対する優位性等が報告されている[1]。一方、原子力材料への 3D プリンティング技術の適用を目指した照射研究も幾つか報告[2]されており、3D プリンティングを用いた原子力用低放射化 HEA の実現に大きな期待が寄せられている。

2. 研究方法

粉末レーザ積層法（SLM）及びアーク溶解法で作製した、面心立方晶系の低放射化（RA）HEA（$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$）と比較参照用 SUS316L に対して、500℃で Au イオン照射（最大照射量：～300dpa）を行い、照射後の断面組織観察や組成分析等から、欠陥クラスターの分布状況や析出物の形成状況を比較した。

3. 結果

異なる製法で作製した RA_HEA と 316L に対して、500℃で Au イオンを 300dpa 超まで照射した時のボイド組織の比較を図 1 に示す。316L は、製法の違いによりボイドのサイズ分布に大きな違いがあることが明らかとなった。一方、RA_HEA では、非常に高い照射量までイオン照射された場合でも、微細なキャビティこそ形成するものの粗大化することはなく、製法の違いに依らず高い寸法安定性を有することが示された。シリーズ発表の講演では、欠陥クラスターの数密度や大きさ分布等を用いた定量的な結果や析出物の形成状況等についても紹介する。

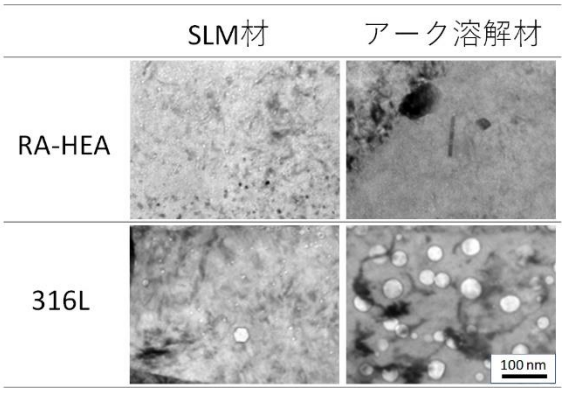


図 1 SLM 法及びアーク溶解法で作製した RA_HEA 及び 316L で観察されたボイド組織（照射条件：照射量 300dpa 超、照射温度 500℃）

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] N. A. P. K. Kumar et al., Acta Mater.113 (2016) 230-244.　[2] S. Li et al., Scripta Materialia 178 (2020) 245-250.

*S. Yamashita[1], I. Ioka[1], Y. Abe[1], H. Oka[2], S. Isobe[2], and N. Hashimoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hokkaido Univ.

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製 II
（4）積層欠陥エネルギーに及ぼす合金及び磁性の効果

Development of new reduced activation HEAs byadditive manufacturing method II
(4) Effect of alloying elements and magnetism onstacking fault energy

*板倉 充洋[1]，都留 智仁[1]，山下 真一郎[1]，橋本 直幸[2]
[1]原子力機構，[2]北海道大学

高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020 年～2021 年度末まで原子力システム研究開発事業において研究を進めた。本発表では積層欠陥エネルギーに及ぼす合金及び磁性の効果について成果を紹介する。

キーワード：積層造型法、第一原理計算

1. 緒言

ハイエントロピー合金では積層欠陥エネルギーを調整し照射欠陥クラスターの性質を制御し成長を抑制できる可能性があり、第一原理計算による物性値評価と材料設計を目標として研究を行った。合金の影響および磁性の影響を個別に評価する手法を確立するため、5 元素を 20%ずつ含む Cantor 合金と、純鉄の場合について磁性の影響を取り入れた計算手法を開発し、積層欠陥エネルギー(SFE)を評価した。

2. 計算結果

2-1. 純鉄

FCC 構造の鉄原子 96 個にランダムなスピンを設定し、SFE を評価した。積層欠陥を導入した場合には完全結晶と比べ初期のスピンの向きから反転するものが多く見られた。これは積層欠陥近傍では HCP 構造となっており、HCP 鉄では顕著な反強磁性秩序が見られること[1]に起因している。ただし FCC, HCP 鉄ともに磁性秩序の Neel 温度は低く室温ではどちらも常磁性状態である。第一原理計算は絶対零度での計算となり、秩序の影響をうけるため SFE は HCP 鉄が安定であることを示唆する-200 (mJ/m^2)程度の値が得られた。実際の FCC 鉄でも SFE は温度により変化し、絶対零度に外挿すると負の値になることが分かっている。

2-1. Cantor 合金

５種類の合金元素 CoCrFeNiMn がランダムに混合した原子配置を Special Quasirandom Structures（SQS）[2]を用いて模擬した。磁性状態についてはランダムなスピン配置を用いた。各原子の磁性モーメントの大きさは Mn と Fe が 2.0μ 程度で最も大きく、次いで Cr, Co の順となり Ni はモーメントが小さい。積層欠陥を一枚導入した系と完全結晶系のエネルギー評価により SFE を評価した結果、-30±50 (mJ/m^2)という値が得られた。一方で磁性を考慮しない非磁性のケースで評価した場合は-150±50 (mJ/m^2)という明確に負の値が得られた。

3. 結論

SFE の絶対値に関しては温度に依存し、絶対零度の計算である第一原理計算と実験結果を直接比較することは現状では難しい。ただし合金元素の組成を変化させた場合の影響など、相対的な評価については温度の影響をあまり受けないのであれば、絶対零度の計算でも定性的な傾向を把握できる可能性がある。

参考文献

[1] Steinle-Neumann, G., Stixrude, L., & Cohen, R. E. (2004). Proceedings of the National Academy of Sciences, 101(1), 33-36.
[2] Zunger, A., Wei, S. H., Ferreira, L. G., & Bernard, J. E. (1990). Physical review letters, 65(3), 353.

---

*Mitsuhiro Itakura[1], Tomohito Tsuru[1], Shin-ichiro Yamashita[1] and Naoyuki Hashimoto[2]
[1]JAEA, [2]Hokkaido University

鉄系ハイエントロピー合金の特性評価

Characterization of Iron-based high-entropy alloy

*若井 栄一[1]，柴山 環樹[2]，能登　裕之[3]，涌井　隆[1]
[1]JAEA，[2]北大、[3]核融合研

本研究では、原子炉や核融合炉及び、高エネルギー加速器標的等の新機能材料への適用を目指し、低放射化性の元素（Ni と Co を含まない）からなる鉄系ハイエントロピー合金(Fe-Mn-V-Cr-Al-C)を高周波溶解法によって試作を行い、その基本特性を評価した。

キーワード：ハイエントロピー合金、鉄系材料、透過電子顕微鏡、強度特性

1. 緒言

ハイエントロピー合金(HEA)は、強度が高いだけでなく、良好な延性を持つ特徴があるため、近年、様々な応用を目指し、様々な機関によって HEA の研究開発が進められている。本研究では、原子炉や核融合炉及び、高エネルギー加速器標的等の新機能材料への適用を目指し、低放射化性の元素（Ni と Co を含まない）からなる鉄系ハイエントロピー合金(Fe-Mn-V-Cr-Al-C)を高周波溶解法で試作を行い、その基本特性を評価した。

2. 手法

本研究では、Fe 系 HEA 材として、Fe-Mn-Cr-V-Al-C 合金の試作として、高周波真空溶解と鋳造処理を行った後、1150℃で 2 時間、熱処理（⇒WQ）を行い、800℃で 30 分の熱処理(⇒WQ)を施した。試料作製後、X 線回折法(XRD)で結晶構造を解析し、300 kV の収差補正走査透過型電子顕微鏡（STEM, FEI 製 TITAN3 G2 60-300）とエネルギー分散型特性 X 線分光法（EDS）等によって、微細組織の観察や元素分布の解析を行いつつ、微分位相コントラスト STEM 法によって、その物質の磁区構造を併せて調べた。また、ビッカース硬さ測定(0.5 N)やフェーズドアレイ超音波探傷器(M2M 製の GEKKO)で、5 kHz にて弾性波の縦波速度測定等によって強度特性を併せて評価した。

3. 結果と結言

本材料を XRD で解析結果、FCC の結晶構造は含まれておらず、BCC 単一結晶構造を持ち、その中にバナジウムカーバイド(VC)が析出していることが分かった。また、本材料は、磁性を持ち、微小な磁区構造を持つことが分かった。図 1 に示すように、結晶粒のサイズは、1150℃で均質化熱処理を施したにもかかわらず、比較的に微小な結晶粒（約 20-50 μm）が観察された。強度特性に関しては、ビッカース硬さ測定の結果から、通常の鉄合金に比べて非常に硬く、純タングステンを超える硬さであることが分かると共に、弾性波速度計測でも、鉄系材料よりも速く、ステンレス鋼よりも高い弾性率を持つことも分かった。その他の詳細に解析した結果等を併せて報告予定である。

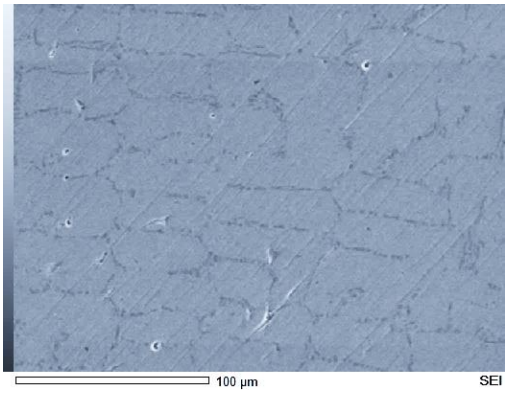


図１．Fe-Mn-Cr-V-Al-C のハイエントロピー合金の組織の様子.

なお、本研究は、JSPS 科研費 21H04668 と核融合科学研究所の一般共同研究、及び、MEXT のナノテクノロジー・プラットフォーム（JPMXP09A21HK0074.）の助成を受けたものです。

* Eiichi Wakai[1], Tamaki Shibayama[2], Hiroyuki Noto[3], Takashi Wakui[1],　[1]JAEA, [2] Hokkaido Univ., [3] NIFS

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

[2F01-03] Fast Reactor

Chair:MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA(MOSTECH)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:20 AM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F01] Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident

*Hirokazu Ohta[1], Kouji Kusumi[1], Hidemasa Yamano[2], Satoshi Futagami[2], Sadae Shimada[3], Yumi Yamada[3], Takanari Ogata[1] （1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. MFBR）

9:30 AM - 9:45 AM

[2F02] Development of core design optimization process towards design efficiency and reduction of excessive conservativeness -Setting of representative problem and investigation of core design optimization process-

*Erina HAMASE[1], Kazuki KUWAGAKI[1], Norihiro DODA[1], Kenji YOKOYAMA[1], Masaaki TANAKA[1] （1. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[2F03] Development of surrogate model for the evaluation of various quantities of fast reactors in the transition period

*Riko Okuyama[1], Go Chiba[1] （1. Hokkaido Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

金属燃料高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードの開発
(2) エクストルージョンおよび被覆管浸食モデルの詳細化

Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident
(2) Implementation of advanced analysis models on fuel extrusion and cladding corrosion

*太田宏一[1], 尾形 孝成[1], 楠見 紘司[1], 山野 秀将[2], 二神 敏[2], 島田 貞衣[3], 山田 由美[3]
[1]電中研, [2]JAEA, [3]MFBR

金属燃料炉心損傷解析コード CANIS の燃料破損までの解析モデルの詳細化を図った。燃料合金の溶融によって液相割合が 50%相当に達した時点でピン内移動（エクストルージョン）が開始されるとし、また被覆管浸食における径方向位置による温度変化を考慮することにより、TREAT 炉の過出力試験における反応度低下や試験後の被覆管浸食量が概ね再現された。
キーワード：金属燃料、高速炉、炉心安全、起因過程、エクストルージョン

1. 緒言：金属燃料炉心の炉心損傷事故（CDA）評価は、起因過程における即発臨界超過や事故後の再臨界を回避する観点から重要であり、溶融燃料のピン内移動（エクストルージョン）や燃料ピンの破損にともなう燃料の炉外排出による負の反応度投入を適切に反映した事象進展を解析する必要がある。電中研では国内唯一の金属燃料高速炉用 CDA 起因過程解析コード CANIS の開発を進めている。これまでに行われた米国アイダホ国立研究所の過渡試験炉（TREAT）における過出力試験解析の結果、過渡試験後の燃料溶融領域は概ね再現される一方で、被覆管浸食量の過大評価やエクストルージョンによる負の反応度の早期投入など、非安全側の評価結果となる場合があった[1]。

2. 試験解析：TREAT で行われた過出力型試験のうち、D9 被覆の照射済 U-19Pu-10Zr[wt%]燃料ピンを対象に行われた M6 試験（燃焼度=1.9 at%、5.3at.%）および M7 試験（燃焼度=9.8at.%）[2]の燃料破損に至る直前までを対象に解析を実施し、被覆管浸食量やエクストルージョン反応度の比較を行った。

3. モデルの詳細化：これまでの試験解析の結果[1]に基づき、CANIS 解析モデルに以下の改良を図った。

(1) 被覆管浸食にともなう固液界面位置の温度変化を図 1 に示すように被覆管内外面の初期位置温度の線形補完によって評価する。
(2) 燃料合金の溶融が進み、液相割合がある値に達した時点で溶融燃料が移動を開始するとして、エクストルージョンが生じるタイミングを設定する。

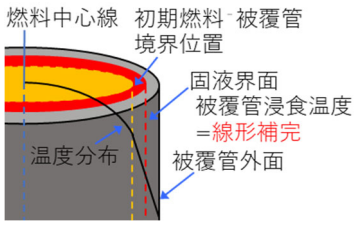
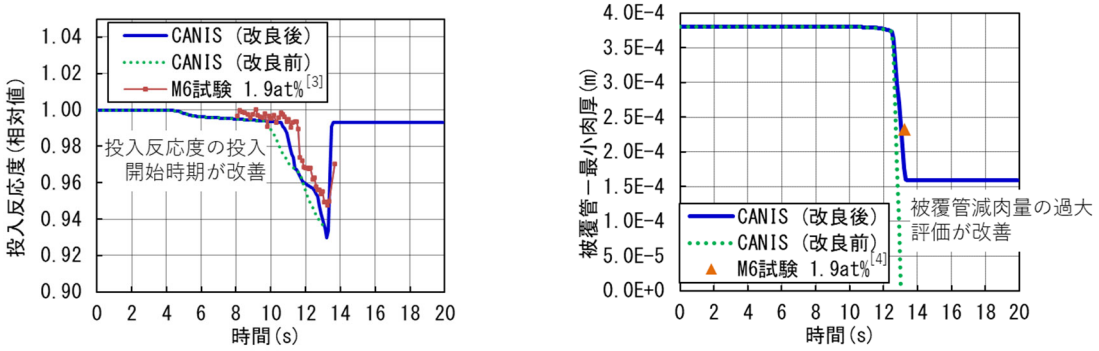


図 1 被覆管浸食温度の評価

4. 結果：上述の TREAT M6 および M7 試験を対象に、コード改良後の解析結果を改良前の結果[1]および試験結果[3,4]と比較した。(1) 被覆管浸食温度評価の詳細化によって、浸食量の過大評価が改善された（図 2-(1)）。また、(2) 溶融燃料の液相割合が 50%相当に達した時点でエクストルージョンが生じると仮定することで、反応度投入開始時期の再現性が向上した（図 2-(2)）。

5. 結言：金属燃料炉心損傷解析コード CANIS のエクストルージョンおよび被覆管浸食モデルの詳細化によって、TREAT 炉の過出力試験における燃料破損までの挙動が概ね再現された。引き続き、燃料ピン破損にともなう溶融燃料の冷却材流路へのピン外放出挙動の解析結果について検証を進める。



(1) 投入反応度解析結果　　(2) 被覆管最大浸食量
図 2 U-19Pu-10Zr 燃料ピンの過出力試験解析結果と試験結果の比較

[1] 太田他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会 3K09, [2] T.H.Bauer, et al., Nucl. Tech., #92, p325 (1990),
[3] E.A.Rhodes, et al., CONF-900804-5(1990), [4] A.Karahan, et al., IAEA-CN-245-57, Proc. of FR17 (2017).

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」によって得られたものである。

*Hirokazu Ohta[1], Takanari Ogata[1], Kouji Kusumi[1], Hidemasa Yamano[2], Satoshi Futagami[2], Sadae Shimada[3] and Yumi Yamada[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]MFBR

設計効率化及び過度な保守性低減に向けた炉心設計最適化プロセスの整備
－代表例題の設定と炉心設計最適化プロセスの具体化検討－

Development of core design optimization process
towards design efficiency and reduction of excessive conservativeness
－Setting of representative problem and investigation of core design optimization process－

*浜瀬 枝里菜[1]，桑垣 一紀[1]，堂田 哲広[1]，横山 賢治[1]，田中 正暁[1]
[1]JAEA

炉心設計解析とプラント動特性解析を連携し、ベイズ最適化を活用した炉心設計最適化プロセスを整備している。代表例題として、炉心性能及び系統熱負荷指標を目的関数とした炉心仕様最適化問題を設定し、まずは、単目的最適化問題に対して簡略的な最適化プロセス実行により最適解の存在を確認した結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心設計，核設計解析，プラント動特性解析，ベイズ最適化

1. 緒言　原子力機構では、炉心、炉構造、並びに保全分野（点検工程）における設計最適化支援ツール ARKADIA-Design[1]の整備を進めている。従来の炉心設計では、取合条件の下、核設計、熱流力設計、燃料健全性評価から成る炉心設計解析を個別に実施して仕様を決定した後に、安全評価のためのプラント動特性解析を行い、試行錯誤を繰り返して炉心仕様を調整していた。そのため、設計期間が長期化し、また、取合条件は過度の保守性を含みやすく、最適化の余地があるものの、最適解に近い炉心仕様の提示に留まっていた。そこで、設計効率化及び過度な保守性低減による炉心設計革新を目的に、まず、冷却材流量喪失事象（ULOF）時に炉心損傷を回避でき、炉心性能の高いナトリウム冷却高速炉の炉心設計仕様を最適化するプロセス整備を実施することとした。

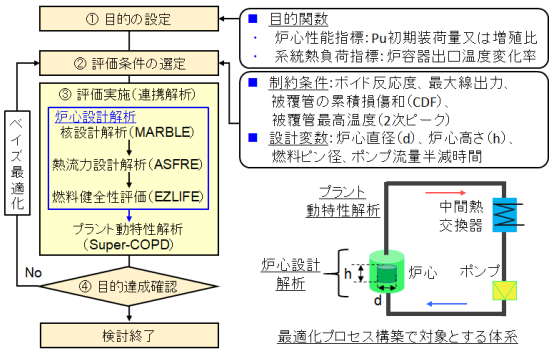


図 1 炉心設計最適化プロセス（代表例題）

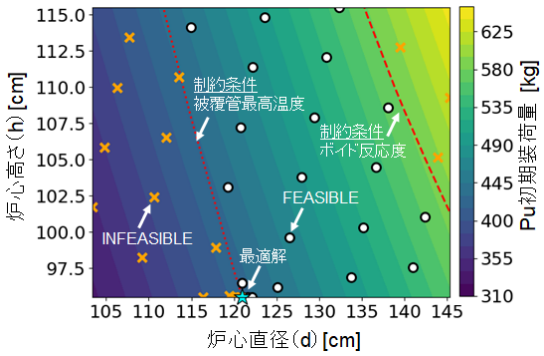


図 2 BO 手法による最適解の探索

2. 最適化プロセスの具体化検討　代表例題（図 1 参照）として、2 次元 RZ 円柱体系で模擬した炉心部を含む 1 次主循環系を簡略化した体系を対象に、炉心性能及び系統熱負荷指標を目的関数、安全性の観点から制約条件を考慮した炉心仕様最適化問題を設定した。最適化プロセスでは、炉心設計解析とプラント動特性解析を連携させ、予備検討[2]により適用性を確認した GPflowOpt[3]によるベイズ最適化（BO）手法を用いて、最適解を探索することとした。

3. 最適化プロセスの適用性検討　第一段階として、核設計解析とプラント動特性解析の連携解析に BO 手法を用いて、目的関数を炉心性能指標である Pu 初期装荷量、制約条件を被覆管最高温度（2 次ピーク時）、ボイド反応度、最大線出力、設計変数を炉心直径と炉心高さとした単目的最適化問題に対して最適化プロセス検討を実施した。図 2 に示すように、制約範囲内で Pu 初期装荷量を最小にする炉心仕様を求めることが可能となった。また、総当たり計算による参照解と良く一致したことから、本最適化プロセスが代表例題へ適用できる見込みを得た。

4. 結言　代表例題を設定し、炉心設計最適化プロセスの具体化検討を実施するとともに、本プロセスの適用見込みを確認した。代表例題に対し、一連評価に BO 手法を用いた最適化プロセス整備を進めていく。

参考文献 [1] 田中 他, 原学会 2022 年春, 1C06. [2] 桑垣 他, 原学会 2022 年春, 1C05. [3] N. Knudde, et al., arXiv preprint (2017).

*Erina Hamase[1], Kazuki Kuwagaki[1], Norihiro Doda[1], Kenji Yokoyama[1] and Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

移行期高速炉に関する諸量評価のための代理モデルの開発

Development of surrogate model for the evaluation of various quantities of fast reactors in the transition period

*奥山 莉子[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

核燃料サイクルにおける諸量評価を容易に、短時間で計算できるようにするため、クリギングの考え方を利用して、代理モデルを開発した。

キーワード：核燃料サイクル、高速炉、移行期、クリギング、回帰モデル

1. 背景　核燃料サイクルの技術開発においては、核燃料サイクルシステムにおける核物質や核廃棄物の流れを定量的に評価するための計算ツールを用いることが多いが、そのようなツールでは計算の高速化が求められている。本研究では、軽水炉取り出し燃料中の TRU 組成や高速炉の炉心・廃棄物特性を高速に計算する代理モデルを開発した。

2. 理論の概要　ある出力パラメータ$\boldsymbol{y}$を考え、それが複数の入力パラメータによって決まるものとする。そして、この入力パラメータをベクトル$\boldsymbol{x}$として定義したとき、本研究で開発した代理モデルでは、以下のように$\boldsymbol{y}$を$\boldsymbol{x}$に依存するJ個の回帰関数の線形和で近似させるものとする。

$$y \approx \sum_{j=1}^{J} \beta_j f_j(\boldsymbol{x}) \tag{1}$$

なお、(1)式における係数β_jは入出力パラメータがセットとなった教師データをもとに最小二乗法により決定する。入出力パラメータ数が多い場合には、主成分分析の手法を用い少数のパラメータ（直交基底成分）に変換して扱う。

3. 代理モデルの概要　移行期高速炉に関する諸量評価のため、軽水炉の燃料仕様・運転条件を入力すると、その使用済み燃料中の TRU を燃料として用いた場合の高速炉（JSFR-1500）の炉心・廃棄物特性を推定するモデルを開発した。代理モデルは、軽水炉の燃料仕様・運転条件の入力から使用済み燃料の TRU 組成を予測するモデル、高速炉に装荷する TRU 組成の入力から高速炉の炉心・廃棄物特性を予測するモデルからなる。軽水炉から燃料を取り出したのちに高速炉に装荷するまでの核種の数密度変動は、核種の崩壊計算によって容易に計算できることから、より複雑な入出力パラメータの関係性がある部分に対してのみ代理モデルの開発を行なった。これら 2 つのモデルに対し、想定されうる条件の中でランダムサンプリングを行い、教師データを取得した。

4. 解析例　ここでは UO_2 燃料を用いて軽水炉を運転した場合の取り出し燃料中の TRU 組成を予測するモデル作成時の想定条件と検証結果を示す。Np、Pu、Am、Cm 同位体 16 核種の TRU 組成割合（単位%）を予測する代理モデルを作成し、元データとの絶対誤差 0.1%以内を目標精度とした。U 濃縮度（3.0～4.1%（BWR）、3.4～4.7%（PWR））、燃焼度（20～45GWD/t）、H/HM 比率（ボイド率とピンピッチの変更により算出）の各パラメータについて、一様分布を仮定してランダムサンプリングを行い、条件を取得した。取得した条件について、ピンセルモデルを対象としてコードシステム CBZ で燃焼計算を行い、教師データを作成した。代理モデル作成時には、1000 ケースの教師データを使用し、回帰関数としては最大で 3 次までの多項式を用いた。また、教師データとは別にコードシステム CBZ を用いて取得した 1000 ケースの検証データと比較を行った。表 1 に Pu、Am の 8 核種について、絶対誤差 0.1%を超える数、最大誤差、平均誤差の結果を示す。1000 ケースの検証計算に対し、目標精度である 0.1%を超える計算結果となったのは最大で Pu-239 の 65 ケースであった。

表 1. UO_2 燃料で軽水炉を運転した時の TRU 組成を推定するモデルで検証計算を行った結果

	目標精度を超える数	最大誤差(%)	平均誤差(%)
Pu-238	0	0.089	0.011
Pu-239	65	0.286	0.040
Pu-240	29	0.190	0.028
Pu-241	9	0.231	0.029
Pu-242	7	0.175	0.019
Am-241	8	0.117	0.026
Am-242m	0	0.002	0.001
Am-243	0	0.063	0.014

*Riko Okuyama[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

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

[2F04-09] Sodium-cooled Fast Reactor

Chair:Kenichi Kurisaka(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 10:20 AM - 12:00 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F04] Economic competitiveness of a pool type SFR

*Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2] （1. JAEA, 2. JAPC）

10:20 AM - 10:35 AM

[2F05] Development of Three-Dimensional Seismic Isolation System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Tomohiko Yamamoto[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Takayuki Miyagawa[2], Masato Uchita[2], Shinobu Yokoi[3], Takahiro Somaki[4] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Japan Atomic Power Company, 3. Mitsubishi FBR Systems Inc., 4. Obayashi Corporation）

10:35 AM - 10:50 AM

[2F06] A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor adopting Three-dimensional seismic isolation system

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Ren Shimada[2], Tetsuji Suzuno[2] （1. JAPC, 2. MFBR）

10:50 AM - 11:05 AM

[2F07] Study of plant layout in Pool type SFR

*Hiroyuki Hara[1], Shogo Tamura[1], Tomohiko Yamamoto[2] （1. Mitsubishi FBR Systems, Inc., 2. Japan Atomic Energy Agency (JAEA)）

11:05 AM - 11:20 AM

[2F08] Investigation on daily load following operation in sodium cooled fast reactor

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kyoichi Morohoshi[2], Koji Kubo[2], Masato Uchita[3] （1. JAEA, 2. MFBR, 3. JAPC）

11:20 AM - 11:35 AM

[2F09] Debris-bed Cooling Evaluation Using a Three-Dimensional CFD Code Coupled with One-Dimensional Debris-bed Evaluation Module

*Hironori Nakamura[1], Akihiro Shibata[1], Satoshi Hayakawa[1], Hidemasa Yamano[2], Shigenobu Kubo[2] （1. MFBR, 2. JAEA）

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

タンク型ナトリウム冷却炉の経済性評価

Economic competitiveness of a pool type SFR

*加藤　篤志[1]，内田　昌人[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]日本原子力発電

650MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉（以下、タンク型 SFR）について、プラント概念検討から得られる詳細なプラント物量を基に建設費を評価した。本稿では、タンク型 SFR の特徴と建設費の関係を分析し、2021 年の発電コスト検証ワーキンググループにおける軽水炉の発電原価との比較を試みる。

キーワード：ナトリウム冷却炉、タンク型炉、経済性、建設費、発電コスト検証ワーキンググループ

1. 緒言

国際協力を活用した開発の合理化に資するため、日仏の得意な技術分野を基にタンク型 SFR のプラント技術仕様の共通化を図っている。タンク型 SFR(MOX 燃料：電気出力 65 万 kWe)の冷却系は、1 次系主循環ポンプ 3 基、中間熱交換器 4 基、崩壊熱除去システム 2 系統等を原子炉容器上部から収容する構成となっており、ループ型炉の構成とは大きく異なる。1 次系機器を炉容器に内包することから、炉内に多量の遮蔽体を配置する。蒸気発生器は、実績の多い単管ヘリカルコイル型を採用している。BOP 設備では炉外燃料貯蔵槽が無いことが特徴である。日本国内の何れの立地点でも対応可能にするため、3 次元免震装置による建屋免震を採用している。

2. 評価

プラント概念検討に基づいて数百に及ぶ詳細なプラント物量（機器・部材毎の重量、容量、除熱量、口径など）を算定する。プラント物量を基に JAEA が開発した SCALLE コード※1 を用いて建設費（億円）を評価する。発電原価（円/kWh）の評価では 2019 年 1 月の日本原子力学会誌※2 の条件を踏襲すると共に、2021 年の発電コスト検証ワーキンググループの条件を反映して評価を行った。

3. 結論

図 1 に建設費割合を示す。3 次元免震装置は、水平免震装置の厚肉積層ゴムに加えて皿ばねや上下オイルダンパを組み合わせたユニット構成となっており建設費に占める割合が相対的に大きい(21 科目)。図 2 に発電原価を示す。65 万 kWe の初号基タンク炉では軽水炉の 120 万 kWe の習熟基に比肩することは難しいものの、同程度の出力の習熟基では軽水炉に比肩する経済性を有する見込みを得ている。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和３年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」の検討成果を含みます。

※1　A. Kato, et. al, NED, 2014、280:586-597、　※2　向井田ら、ATOMO Σ Vol.61, 2019

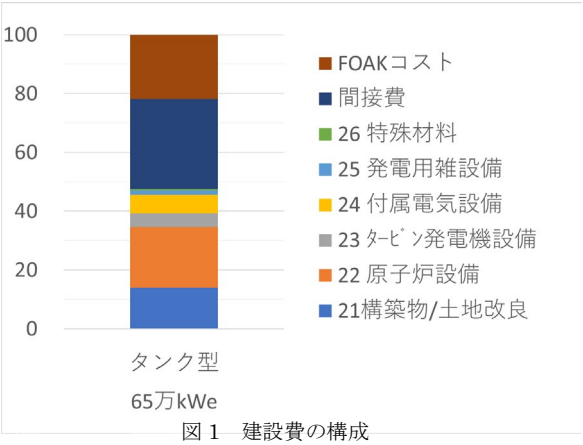


図 1　建設費の構成

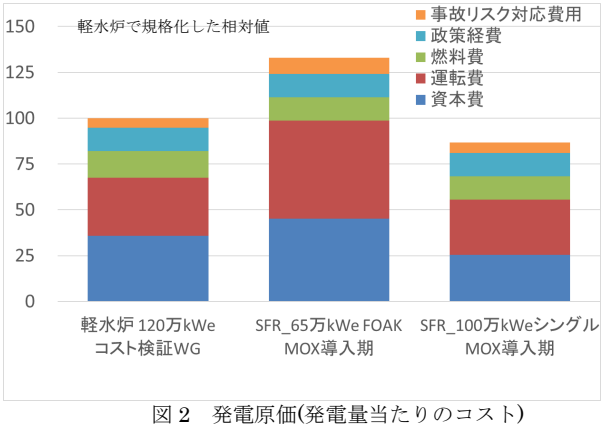


図 2　発電原価(発電量当たりのコスト)

*Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company

ナトリウム冷却高速炉に適用する 3 次元免震装置の開発

Development of Three-Dimensional Seismic Isolation System for Sodium-cooled Fast Reactor

*山本 智彦[1]、宮崎 真之[1]、渡壁 智祥[1]、宮川 高行[2]、内田 昌人[2]、横井 忍[3]、杣木 孝裕[4]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]日本原子力発電、[3]三菱 FBR システムズ、[4]大林組

ナトリウム冷却高速炉の耐震性向上の観点から、積層ゴムを用いた水平免震装置の開発を進めてきた。昨今においては、地震動の増大や大口径の容器の耐震性を向上させるために、水平のみならず上下方向の地震動にも対応するため、3 次元免震装置の開発を進めている。本報では、水平及び上下方向の免震機能を一体化させたユニット型 3 次元免震装置の開発概要について述べる。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉、3 次元免震装置、積層ゴム、皿ばね、オイルダンパ

1. 緒言

大口径の容器を有するタンク型ナトリウム冷却高速炉の耐震性向上の観点から、水平免震だけではなく、上下免震による地震力の低減が必要となっている。そこで、原子炉建屋下部の配置性も考慮した水平上下免震機能を一体化させたユニット型 3 次元免震装置の開発を実施している。本稿では、3 次元免震装置の各要素の試験結果の概要と、組合せ試験結果及び水平オイルダンパの試験結果について報告する。

2. これまでの成果

ユニット型 3 次元免震装置の実現に向けて、3 次元免震装置に適用する各要素の特性試験を実施し、さらに各要素をユニット化した 3 次元免震装置の 1/2 縮尺試験体（図 1）を用いて、基準地震動相当の地震荷重を想定した静的載荷試験による各要素の荷重-変位関係を評価した。試験の結果、水平方向の載荷においては、積層ゴムは要素試験で得られた水平方向の荷重-変位関係と同等であり水平免震機能を損なうことなく荷重伝達することを確認した。また、上下方向の載荷では、積層ゴムは要素試験で得られた上下方向の荷重-変位関係を保持し、また皿ばねユニット 4 基の荷重の合計が載荷荷重と良好に一致し、上下方向の荷重は積層ゴムを介して損失なく皿ばねユニットへ直接伝達することを確認した。また、水平方向の地震動に対応すべく市販品の 2 倍相当の高速型オイルダンパ（図 2）を製作し、正弦波の固有周期と振幅を変数として、最大速度 2.7 m/s（現有の試験設備で実現可能な最大速度）までの加振試験を行った。その結果、荷重－速度関係は高速度領域の 2.7 m/s まで線形特性が得られ、かつ安定した減衰力特性であることを確認した。

3.今後の開発課題

ユニット型 3 次元免震装置については、今後より大きな地震荷重を入力する静的試験に加え、動的試験などを実施し性能評価を継続していく。また、本装置の型式認定等の規格化を目指すべく、各構成要素について長期信頼性評価にかかる試験などを実施していく予定である。

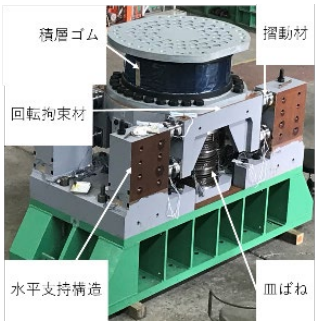


図 1：1/2 縮尺 3 次元免震装置試験体

図 2：水平オイルダンパ試験体

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」および「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」の一環として実施した成果である。）

* Tomohiko Yamamoto[1], Masashi Miyazaki[1], Tomoyoshi Watakabe[1], Takayuki Miyagawa[2], Masato Uchita[2], Shinobu Yokoi[3], Takahiro Somaki[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Atomic Power Company, [3] Mitsubishi FBR Systems, Inc., [4] Obayashi Corporation

3 次元免震装置を適用したタンク型 SFR の原子炉構造概念の検討
-大型原子炉構造の検討-

A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor adopting Three-dimensional seismic isolation system
－A Study on Large-sized Reactor Structures－

*内田 昌人[1], 宮川 高行[1], 嶋田 廉[2], 鈴野 哲司[2]
[1]日本原子力発電, [2]三菱 FBR システムズ

大型化したタンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉建屋に 3 次元免震装置を適用した場合の原子炉構造概念の耐震設計の見通しを明らかにした。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉、3 次元免震装置、大型原子炉構造、耐震設計

1. 緒言

これまでの検討[1]において、電気出力 60 万 kWe 級のタンク型 SFR（以下、「60 万 kWe 級概念」という）の原子炉建屋に 3 次元免震装置を適用した場合における原子炉構造概念の耐震性が示された。一方、プラント大型化に伴い原子炉構造概念の耐震性が厳しくなることが予想される。そこで、本検討では、電気出力 100 万 kWe 級のタンク型 SFR（以下、「100 万 kWe 級概念」という）の原子炉構造概念について、耐震設計の見通しを明らかにした。

2. 100 万 kWe 級概念

原子炉構造概念は、1 次系ポンプ 3 基と中間熱交換器 6 基の容器内配置によって容器径を最小化している。原子炉建屋に適用する 3 次元免震装置は、水平/鉛直方向の免震要素として積層ゴム/皿ばねに各々オイルダンパを加えた構成で、1/2 縮尺試験等による機能検証が進められている[2]。3 次元免震装置を適用した 100 万 kWe 級概念を図 1 に示す。

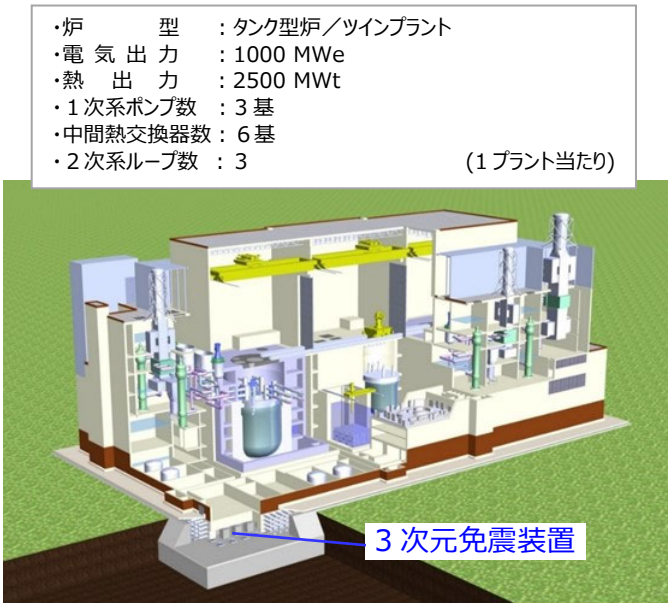


図 1　3 次元免震装置を適用した 100 万 kWe 級概念

3. 大型原子炉構造の耐震性検討

検討に用いる床応答曲線は 60 万 kWe 級概念の解析評価にて代替し、簡易的に設計成立性を見通すこととした。原子炉構造の耐震設計のクライテリアは、容器円筒胴の座屈の防止、下部鏡部の過大な塑性変形の防止、炉心構成要素の跳び上がり防止とし、主要な構造（容器円筒胴及び下部鏡部、ストロングバック（炉心支持構造）等）の厚さ等を検討した。

100 万 kWe 級概念の原子炉容器径は約 19m と大きく、60 万 kWe 級概念より剛性確保が必要となる。ストロングバックの厚さ等により剛性を確保することで、円筒胴と下部鏡の厚さを過大に増加させることなく耐震性を確保できる見通しを得た（表 1）。

表 1　原子炉構造主要部位の剛性確保に必要な厚さ

部位	**60 万 kWe 級概念** 容器径：約 16m	**100 万 kWe 級概念** 容器径：約 19m
原子炉容器 ・円筒胴 ・下部鏡	50 ㎜程度※ 120 ㎜程度	55 ㎜程度 120 ㎜程度
ストロングバック ・半径/周方向ウェブ、円筒胴、リブ等	40～60 ㎜程度	60～80 ㎜程度

※：耐震評価上必要な厚さは 35 ㎜程度であるが、溶融炉心による機械的エネルギーによる荷重対応により、円筒胴は 50 ㎜程度としている。

〈参考文献〉
【1】内田ら,「3 次元免震装置を適用したタンク型 SFR の原子炉構造概念の検討」,日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集
【2】宮川他,「3 次元免震装置の研究開発（その 33）」, 2021 年日本建築学会大会梗概集

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Ren Shimada[2], Tetsuji Suzuno[2]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc.

タンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）における建屋配置概念の検討

Study of plant layout Pool type SFR

*原 裕之[1]，田村 省吾[1]，山本 智彦[2]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構

実証施設検討では、国内外の検討を基に研究開発の合理化を図るタンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）に関する検討が進行中である。本誌は、原子炉建屋の配置概念に関する取り組み状況について紹介する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、タンク型炉、原子炉建屋、原子炉格納容器

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉（SFR）のタンク型炉は、これまで研究開発を行ってきた実証施設の概念をベースに建屋物量の合理化等による経済性向上を図る原子炉建屋の配置概念を検討している。ここでは、プラント基本仕様が異なる 2 つのプラント概念についてその特徴とともに、近年の想定地震力の増大に伴う建屋剛性向上対策について紹介する。

2. プラント概念の特徴

表 1 にプラント概念①と、プラント概念②の主要なプラント基本仕様を示す。両概念は「㋐使用済燃料減衰待ち貯蔵方式」及び「㋑原子炉格納容器（CV）の仕様」が異なり、プラント概念①は炉外燃料貯蔵槽（EVST）を有することで燃料交換時間の短縮及び炉内異常時等での燃料早期全炉心退避が可能となるとともに、小型 CV が屋外に晒されていないため CV への外部事象への対策が不要になる。プラント概念②は EVST 及びコンファインメントエリア（CV 外周部に設置される負圧領域）が削除されたことで建屋全体物量が低減され合理的な配置となる。

表 1　プラント基本仕様

項目	プラント概念①	プラント概念②
原子炉熱出力	1500MW[t]	
2 次主冷却系ループ数	4 ループ	
崩壊熱除去系（DHRS）	自然循環式浸漬型 DRACS×1 系統、自然循環式 IRACS×4 系統、 強制循環式貫通型 DRACS×1 系統	
㋐ 使用済燃料減衰待ち貯蔵方式	炉外貯蔵（EVS）	炉内貯蔵（IVS）
㋑ 原子炉格納容器（CV）の仕様	矩形鋼板コンクリート製の小型 CV （コンファインメントエリア有）	矩形鋼板コンクリート製の大型 CV （コンファインメントエリア無）

3. 地震力増大に対する建屋剛性向上策

近年の想定地震力の増大に対応するため、建屋剛性向上策として、図 1 に示す 5 つの対策を施した。その対策により、建屋の地震挙動が安定し、建屋構造の耐震性が向上する効果を確認した。

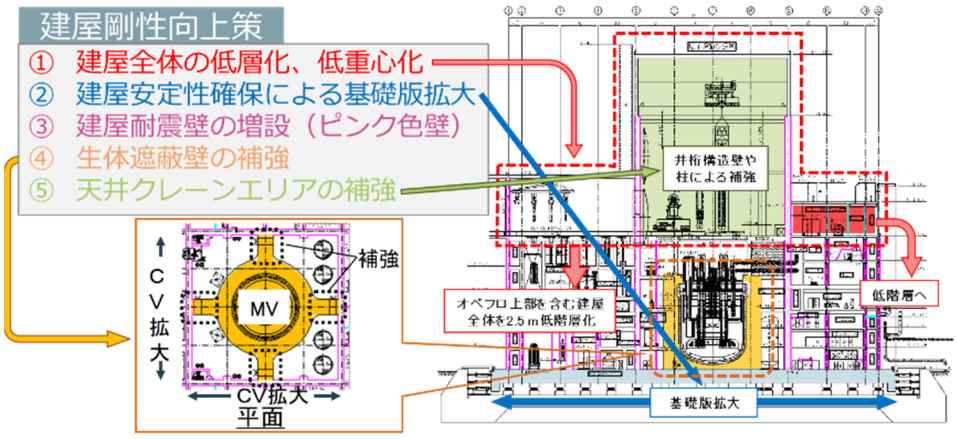


図 1　建屋剛性向上策

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」、「平成 29 年度～令和元年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」及び「令和 2 年度及び令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

*Hiroyuki Hara[1], Shogo Tamura[1], Tomohiko Yamamoto[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却炉における日負荷追従運転の検討

Investigation on daily load following operation in sodium cooled fast reactor

*相澤 康介[1]，近澤 佳隆[1]，諸星 恭一[2]，久保 幸士[2]，内田 昌人[3]

[1]JAEA，[2]MFBR，[3]日本原電

ナトリウム冷却炉において、再生エネルギーとの共存を考慮した効率的なエネルギー供給に係る検討として、日負荷追従運転を適用した場合の構造健全性評価を実施し、当該運転に対応可能なポテンシャルを有することを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、再生エネルギーとの共存、日負荷追従運転

1. 緒言

ナトリウム冷却炉において、再生エネルギーとの共存を考慮した効率的なエネルギー供給の達成には、日負荷追従運転が有効である。本研究では、電気出力 60 万 kWe のタンク型ナトリウム冷却炉[1]を対象として、構造健全性の観点で日負荷追従運転の成立範囲を評価した。

2. 評価結果

ナトリウム冷却炉における日負荷追従運転では、出力変動に伴うナトリウムの液位及び温度変化が設計成立性の支配因子となる。本研究では、図 1 に示す原子炉構造概念のうちホットプールとコールドプール間に設置され出力変動の熱影響が及ぶプレナム仕切円筒を対象に、日負荷追従運転時の低出力時の電気出力、出力変動時間、日負荷追従運転回数等をパラメータとして凡その成立範囲を評価した。具体的には、日負荷追従運転で生じる温度変動及び液位変動を入力条件として、商用解析コード ABAQUS を用いた非定常温度解析及び熱応力解析によりプレナム仕切円筒のクリープ疲労損傷評価を実施した。評価手法は、文献[2]に記載の手法に対して合理化を図った手法を用いた。評価の一例として、低出力時の電気出力 50%、出力変動時間 3 時間、回数を約 17000 回に制限した場合に構造健全性評価を満足する見通しが得られた。これにより日負荷追従運転に対応可能なポテンシャルを有することを確認した。

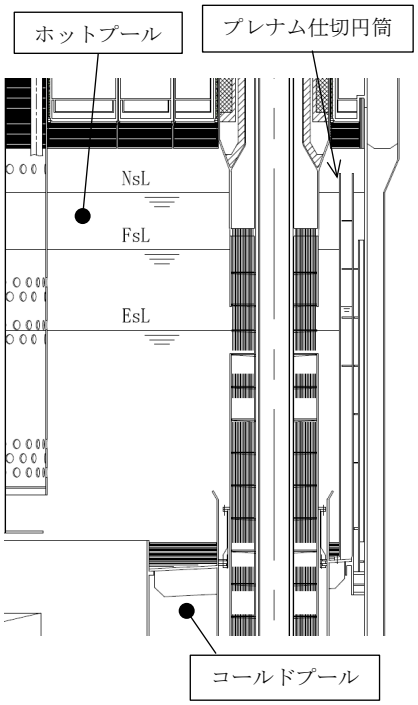


図 1　プレナム仕切円筒の構造概念

3. 結言

ナトリウム冷却炉への日負荷追従運転の適用を想定し、構造健全性の観点から低出力時の電気出力、出力変動時間、許容回数等の凡その成立範囲を評価し、対応可能なポテンシャルを有することを確認した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] G. Rodriguez, et al., EPJ Nuclear Sciences & Technologies, 7, 15 (2021)

[2] 日本溶接協会 FME 小委員会, “明日のエネルギーの礎に-高速炉新材料の実用化に向けて-”, (1999)

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[2], Kyoichi Morohoshi[2], Koji Kubo[2] and Masato Uchita[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR systems, INC, [3]Japan Atomic Power Company

3 次元 CFD コードと 1 次元デブリベッド評価モジュールとの結合手法によるデブリベッド冷却性評価

Debris-bed Cooling Evaluation Using a Three-Dimensional CFD Code Coupled with One-Dimensional Debris-bed Evaluation Module

*中村　博紀[1]，柴田　明裕[1]，早川　教[1]，山野　秀将[2]，久保　重信[2]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]原子力機構

3 次元 CFD コードと 1 次元デブリベッド評価モジュール(DB モジュール)のカップリングコードを用いて、コアキャッチャ上のデブリベッドの冷却性評価を実施し、長期安定冷却が達成できる見通しを得た。

キーワード：数値流体力学，カップリング，デブリベッド，コアキャッチャ

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉(SFR)の炉心損傷事故(CDA)において、炉心から放出された溶融燃料はコアキャッチャ上にデブリベッドを形成する。コアキャッチャ周辺の 3 次元流動場の影響を受けたデブリベッド内部の温度分布を評価するため、3 次元 CFD コード STAR‐CCM+と、1 次元動特性解析コード Super‐COPD[1]の DB モジュールとのカップリングコードを用いて、デブリベッドの冷却性評価を実施した。

2. カップリングコードの概要

2-1. DB モジュール　デブリベッドを対象に鉛直方向の等価熱伝達率を用いてデブリベッド内部の温度及び飽和度を計算する[2]。水平方向の熱伝達や粒子等の移動及び溶融は考慮しない。

2-2. カップリング手法　デブリベッドに対して DB モジュール、その他の領域に対しては STAR-CCM+を適用する。デブリベッド上方と下方にインターフェイス領域を作成し、冷却材温度と熱量の情報を交換する。

3. タンク型 SFR への適用

3-1. 解析対象　タンク型 SFR のデブリベッド及び炉心部を発熱源とし、ホットプール内の浸漬型崩壊熱除去系(浸漬型 DHX)を除熱源とした過渡変化を対象とした。保守的に炉心部は閉塞させ、ホットプール、コールドプール間の冷却材移動は中間熱交換器(IHX)を介してのみ行われる条件設定とした。

3-2. 解析結果　浸漬型 DHX により除熱された低温冷却材はホットプール底部に溜まった後、IHX を介して下降し自然循環を形成する。コアキャッチャ周りには冷却に寄与する対流が生じ(図 1)、デブリベッドはドライアウトに至らず、長期安定冷却の達成見通しを得た。

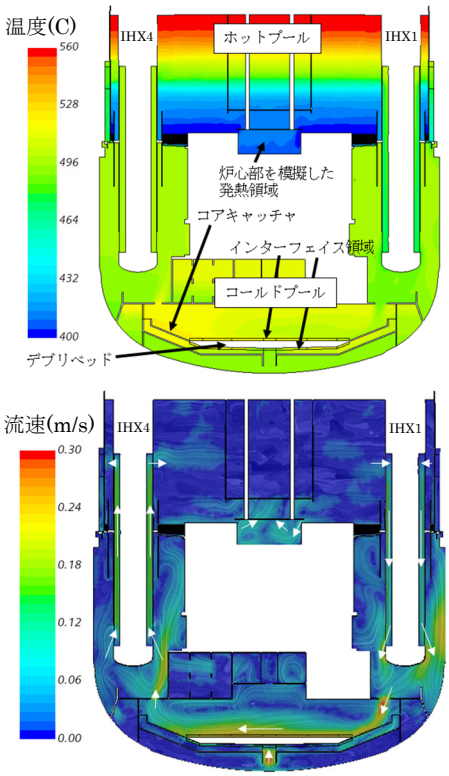


図 1　温度分布及び流速分布

4. 結論

STAR-CCM+と DB モジュールのカップリングコードをタンク型 SFR に適用し、長期安定冷却が達成できる見通しを得た。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 仲井ら, PNC-TN9520-88-019. [2] 松尾ら, 第 23 回動エネシンポ 2018.

*Hironori Nakamura[1], Satoshi Hayakawa[1], Akihiro Shibata[1], Hidemasa Yamano[2] and Shigenobu Kubo[2]
[1]MFBR, [2]JAEA

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

[2F10-13] Innovative Reactor

Chair:Tomohiko Yamamoto(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F10] Impact of fuel cladding design on neutron balance and radiation damage of cladding in Breed-and-Burn fast reactors

*Toru Obara[1], Odmaa Sambuu[2], Van Khanh Hoang[3], Jun Nishiyama[1] （1. Tokyo Tech, 2. NUM, 3. INST）

2:45 PM - 3:00 PM

[2F11] Feasibility of rotational shuffling Breed-and-Burn fast reactor with nitride fuel and sodium coolant

*Tsendsuren Amarjargal[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[2F12] Burnup analysis of Rotational Fuel-shuffling Breed-and-Burn fast reactor with lead-bismuth coolant

*Xucheng Zhao[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] （1. Tokyo Tech）

3:15 PM - 3:30 PM

[2F13] Evaluation of the Core Average Characteristics of Super LWR with Spectral Shift Operation

*Akira Hirose[1], fukuda takanari[1], akifumi yamaji[1] （1. Waseda Univ.）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料被覆材デザインがブリードバーン高速炉の中性子バランスと被覆管照射損傷に与える効果

Impact of fuel cladding design on neutron balance and radiation damage of cladding in Breed-and-Burn fast reactors

*小原　徹[1]，Odmaa Sambuu[2]，Van Khanh Hoang[3]，西山　潤[1]
[1]東工大，[2]モンゴル国大，[3]ベトナム原研

燃料被覆材のデザインがブリードバーン高速炉の中性子バランスと被覆管照射損傷に与える効果を中性子輸送計算及び燃焼計算によって行った。被覆材は ODS、HT-9 とし、冷却材はナトリウム冷却材、鉛冷却材、鉛ビスマス冷却材に対して解析を行った。その結果、被覆管厚さを減少させることにより中性子バランスは大きく向上し、同時に最小中性子バランス点での DPA を小さくする効果があることが明らかになった。また、この効果は ODS、HT-9 でほとんど変化しないことが明らかになった。

キーワード：ブリードバーン高速炉、中性子バランス、照射損傷、燃料被覆材、RFBB

1. 緒言

回転型燃料シャッフリングブリードバーン高速炉（RFBB）は、装荷燃料に天然ウランまたは劣化ウランを用い、原子炉の臨界と取出し燃料の高燃焼度を達成する炉概念である。RFBB を含めブリードバーン高速炉では燃焼中の中性子バランスが重要あり、炉内構造材のデザインが変わると中性子吸収が変化し中性子バランスに大きな影響を与えると考えられ、同時に照射損傷にも影響を与えると考えられる。本研究の目的は、燃料被覆材のデザインがブリードバーン高速炉の中性子バランスと被覆管照射損傷に与える効果を明らかにすることである。

2. 解析

被覆材は ODS、HT-9 とし、冷却材はナトリウム、鉛、鉛ビスマスとして解析をした。燃料は U-10Zr、燃料半径は 0.45cm、基準の被覆材厚さ 0.06cm、燃料ピンピッチ 0.60cm とし、被覆材厚さ 1/10、被覆材密度 1/10 とした場合のそれぞれの中性子バランスと DPA をモンテカルロコード Serpent 2.0 及び ENDF/B-VII を用いて解析した。

3. 結果

解析の結果を表 1 に示す。解析の結果被覆管の厚さを減少させることにより最小中性子バランスとなる燃焼度は大幅に小さくなっている。これは中性子バランスが大きく向上していることを示している。被覆管の密度を減少させることは現実的にはできないが、この場合も中性子バランスが大きく向上していることが示されている。最小中性子バランスが成立する燃焼度が小さくなることにより、その際の DPA を小さくする効果も期待できることがわかる。また、この効果は被覆材が ODS、HT-9 であっても同様であることがわかる。解析の結果、被覆材デザインはブリードバーン高速炉の中性子バランスに大きな影響を与えるため、適切なデザインとすることが重要であることが明らかになった。

表 1　解析結果

冷却材	被覆材		最小中子バランス (MWd/kg)	DPA
鉛ビスマス	ODS	基準	128	308
		厚さ1/10	101	253
		密度1/10	94	252
鉛	ODS	基準	131	313
		厚さ1/10	103	266
		密度1/10	96	255
ナトリウム	ODS	基準	134	305
		厚さ1/10	104	251
		密度1/10	89	249
鉛ビスマス	HT-9	基準	130	311
		厚さ1/10	101	263
		密度1/10	94	252

*Toru Obara[1], Odmaa Sambuu[2] Van Khanh Hoang[3], Jun Nishiyama[1]
[1]Tokyo Tech, [2] NUM, [3] INST

Feasibility of rotational shuffling Breed-and-Burn fast reactor with nitride fuel and sodium coolant

*Tsendsuren Amarjargal[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]

[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Ookayama 2-12-1-N1-19, Meguro-ku, Tokyo 152-8550, Japan

Abstract
This study aims to make clear the possibility of designing a small Breed-and-Burn (B&B) reactor with nitride fuel and sodium coolant when rotational shuffling is adopted. Serpent 2.1.0 Monte Carlo simulation code is used for burnup calculation with shuffling program. It is found that rotational shuffling B&B fast reactor can reach equilibrium conditions with natural uranium fuel.

Keywords: Rotational Fuel shuffling Breed-and-Burn fast reactor (RFBB), nitride fuel, and sodium coolant.

1. Introduction

Breed-and-Burn (B&B) reactor can be fueled with natural uranium or depleted uranium only, once initial criticality is established. B&B reactor is based on breeding fissile material and fission of it in-situ in a once-through fuel cycle. For achieving criticality and better neutron economy, Rotational Fuel shuffling Breed-and-Burn fast reactor (RFBB)[1] was proposed in which high-reactivity fuels are located continuously in high neutron importance regions during reactor operation. The purpose of the study was to make the clear possibility of designing a small RFBB with nitride fuel and sodium coolant.

2. Analyses

The analyses were performed on a reactor with power of 450MWt and 168 natural uranium fuel assemblies separated into 6 symmetry regions as shown in figure 1a. Rotational shuffling was performed from every region from assembly position ID 1 to 28 as shown in figure 1b. After constructing the core, burnup analysis was performed for evaluation of fuel cycle length of fuel shuffling. Shuffling is repeated until burnup reaches equilibrium. Next, the change in the effective multiplication factor at the equilibrium state is examined, if the effective multiplication factor seems to change during one fuel cycle length, a different cycle length is adjusted. After that, reactor characteristics were obtained for the core. If results satisfy the design goals, heat removal analysis on the hottest channel is performed to check the fuel temperature profile.

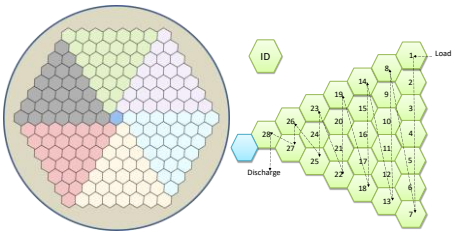


Figure 1. A) Whole core layout and B) fuel shuffling pattern and position ID in one-sixth core.

3. Results

An equilibrium state was obtained after 56 shuffling steps. The detailed burnup of the equilibrium state in 860-day cycle length was analyzed. The average discharge burnup was 187MWd/kg-HM. The change in power distribution between the beginning of the fuel cycle in the equilibrium condition (BOEC) and the end of the fuel cycle (EOEC) was small enough. The maximum fuel temperature was lower than the operational limit and the cladding material temperature was lower than its melting temperature.

4. Conclusion

It is found that RFBB with nitride fuel and sodium coolant could be in normal operation and reach high burnup. At that high burnup level, nitride fuel operational limit of temperature and cladding material damage was within its safety limit. In the future, further analysis will be performed including the more detailed geometries and conditions.

References

[1] T. Obara, K. Kuwagaki, J. Nishiyama., *Proc. of FR17*, IAEA-CN245-051 (2017).

Burnup analysis of Rotational Fuel-shuffling Breed-and-Burn fast reactor with lead-bismuth coolant

*Xucheng Zhao[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, Ookayama 2-12-1-N1-19, Meguro-ku, Tokyo 152-8550, Japan

Abstract
The purpose of the study was to clarify the feasibility of lead-bismuth cooled rotational fuel-shuffling reactor (RFBB) with nitride fuel by analyzing for equilibrium burning conditions. The SERPENT code with ENDF/B-VII nuclear data library was used to perform the neutron transport calculation and burnup calculation in this study. The results showed that the 750 MW RFBB core attained criticality at the equilibrium state and the maximum DPA of discharged fuel is 656 dpa.
Keywords: RFBB, nitride fuel, lead-bismuth coolant, Breed-and-burn fast reactor

1. Introduction

Small Breed-and-Burn fast reactor(B&B) uses natural uranium or depleted uranium as fuel, fissile material is produced in the core and consumed by itself, and a lot of energy from a small amount of uranium. Compare with other types of reactor cores, the B&B fast reactor is hard to maintain criticality. To use natural uranium resources effectively without reprocessing facility, the concept of rotational fuel shuffling Breed-and-Burn fast reactor (RFBB) has been proposed [1]. The purpose of the study is to clarify the feasibility of lead-bismuth cooled nitride fuel RFBB.

2. Methodology

Table.1 shows the core design in the preliminary analysis. Natural uranium fuel is loaded in the initial core, and the burning and shuffling were repeated until the burning becomes an equilibrium condition. The calculation was performed by using SERPENT 2.1 code with ENDF-B/VII nuclear data library. The rotational shuffling strategy is treated by the Python program. The concept is that natural uranium is loaded from the periphery region and moved toward the center along a zigzag path, then discharged at the center of the core.

Table 1 Core design parameters

Parameter	Value
Fuel type	N15 isotope 99% enriched UN(UN99)
Cladding material	ODS
Coolant	LBE
Number fuel assemblies	168+1(coolant channel)
Fuel pins in an assembly	271
Radius of fuel[cm]	0.45
Outer radius of cladding[cm]	0.51
Pin pitch[cm]	1.2
Assembly pitch[cm]	20.09
Core active height[cm]	140
Core equivalent radius[cm]	133
Smear density of fuel	85%
Average fuel temperature[K]	800
Average cladding temperature[K]	700
Average coolant temperature[K]	700
Top and bottom thickness of reflector[m]	1
Outer radius of reflector[m]	1.5
Reflector material	LBE

3. Results and discussion

The change of k_{eff} in the equilibrium states is 1.003 which is an almost constant value, the reactor can be operated at critical in the equilibrium condition, and the radial distribution power density at Beginning Of the Equilibrium Cycle(BOEC) and End Of the Equilibrium Cycle(EOEC) are almost unchanged. It can be seen from the results that there is not much difference between the average neutron flux and average power density of the BOEC and EOEC. The maximum DPA of discharged fuel is 656. The results show the RFBB with nitride fuel and LBE coolant is feasible from the neutronic point of view.

4. Conclusion

The neutronic analysis was performed for 750MW RFBB-NLB. The reactor can be critical in the equilibrium burning condition with high discharge burnup.

Reference

[1] T. Obara, K. Kuwagaki, J. Nishiyama, *Proc. of FR17*, IAEA-CN245-051(2017)

Super LWR のスペクトルシフト運転が炉心平均特性に及ぼす影響の研究

Evaluation of the Core Average Characteristics of Super LWR with Spectral Shift Operation

*廣瀬 陽[1], 福田 貴斉[1], 山路 哲史[1]

[1]早稲田大

超臨界水冷却熱中性子炉のスーパー軽水炉（Super LWR）のスペクトルシフト運転法を検討した。運転サイクル中に水排除棒を引き抜き、給水温度を低減することで、水素対重金属原子数比（H/H_m）を約 2～6 の範囲で変化させ、燃料取出燃焼度を 1 割程度向上できる可能性を示した。

キーワード：第四世代炉, スーパー軽水炉（Super LWR）, スペクトルシフト運転, 炉心設計, 燃焼計算

1. 背景と目的

原子力発電技術には、プラント稼働率（運転サイクル長）やウラン資源の使用効率の向上が求められている。超臨界水冷却熱中性子炉のスーパー軽水炉（Super LWR）は現行 BWR と同様に運転中に炉内冷却材密度を増大して中性子スペクトルを軟らかくし、炉心反応度の向上による運転サイクル長の延長や省ウラン効果が期待できる。しかし単相流の貫流冷却炉のため、冷却材密度変化はその温度変化をもたらし、炉心の冷却性やプラントの熱特性に影響する。これらを評価するにはスペクトルシフトに伴う燃料組成・反応度変化と、炉心出力分布及び冷却材温度分布の変化とそれらの相互作用を考慮する必要がある。本研究では、そのような解析による炉心概念構築を将来の目標に、スペクトルシフトが Super LWR の炉心平均特性に及ぼす影響を評価し、Super LWR に適したスペクトルシフト運転法を明らかにすることを目的とした。

2. 対象炉心と Super LWR のスペクトルシフト法の提案

対象炉心は**図 1** に示すようなウラン燃料、改良ステンレス鋼被覆管及び構造材、水ロッドから構成される燃料集合体を用いる熱中性子炉の Super LWR[1]とした。但し、本研究では簡単のため、給水の全量が完全断熱された水ロッド中を下降した後に、冷却材チャンネルを上昇しながら燃料棒を冷却すると仮定した。

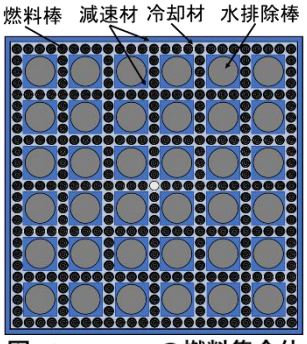


図1 Super LWRの燃料集合体

スペクトルシフト運転には以下のような方法を検討した。運転サイクル初期には給水温度を擬臨界温度（25 MPa で約 385 ℃）以下の範囲で高く設定し、水ロッド中に水排除棒を挿入して、比較的に硬い中性子スペクトルによる ^{238}U から ^{239}Pu への転換を促進する。そして、運転サイクル中に複数回に分けて水排除棒の引き抜きと給水温度の低減により、中性子スペクトルを軟化させ、サイクル初期に蓄積した ^{239}Pu を燃焼させる方法を検討した。このとき、タービン系への影響低減の観点から炉心平均冷却材出口温度を一定に保つように炉心流量を調節した。反応度評価には、燃料棒 1 本とその周囲の冷却材及び減速材を模擬した単位セル体系の中性子衝突確率法による燃焼計算（SRAC2006）と JENDL-4.0 核データライブラリを用いた。スペクトルシフト直前の燃料組成計算結果をその直後の初期燃料組成に用いた燃焼計算を実施した。

3. 評価結果と今後の課題

上述の方法で水素対重金属原子数比（H/H_m）を約 2～6 の範囲で変化させた結果、燃料集合体取出し燃焼度が 3.7 GWd/t（約 10.8%）増加した。但し、運転中の水排除棒の引き抜きや給水温度変更に係る成立性の検討は今後の課題である。水排除棒の引き抜きに伴う炉心出力分布の歪みや、給水温度の変更が炉心の冷却性に及ぼす影響は、核熱結合炉心燃焼計算等により、評価する必要がある。

参考文献 [1] A Yamaji, et al., Annals of Nucl. Energy 32(7) 651 - 670 2005 年 5 月.

---

*Akira Hirose[1], Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1]

[1]Waseda Univ.

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

[2F14-17] Molten Salt Reactor 1

Chair:Toru Obara(Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2022 3:50 PM - 4:55 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F14] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Michio YAMAWAKI[1], Hiroyasu MOCHIZUKI[1,2], Koshi MITACHI[1], Yoichiro SHIMAZU[1], Yuji ARITA[3], ken-ichi FUKUMOTO[3], Takuya GOTO[4], Tadafumi KOYAMA[5], Tsuyoshi MURAKAMI[5] （1. BERD, 2. Tokyo Tech, 3. U. Fukui, 4. Doshisha U., 5. CRIEPI）

3:50 PM - 4:05 PM

[2F15] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Taku Miyabe[1], Koki Hagihara[1], Yuji Airta[1] （1. University of Fukui）

4:05 PM - 4:20 PM

[2F16] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

4:20 PM - 4:35 PM

[2F17] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Koshi Mitachi[1], Yoichiro Shimazu[1] （1. Beyond Energy Research &Development Association）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（II）
（1）研究概要

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor
(1) Outline of the Study

*山脇　道夫[1]、望月　弘保[1,2]、三田地　紘史[1]、島津　洋一郎[1]、有田　裕二[3]、福元　謙一[3]、
後藤　琢也[4]、小山　正史[5]、村上　毅[5]
[1]次世代 R&D 機構，[2]東工大、[3]福井大、[4]同志社大、[5]電中研

塩化物溶融塩燃料を用いた統合型溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)システムを提案している。海外の研究を調査するとともに、燃料塩の物性値、安全性、TRU 燃焼特性、材料の腐食、燃料処理等の観点から研究を行っている。

キーワード： 溶融塩高速炉（IMSFR）、第４世代原子炉、塩化物燃料、固有の安全性、TRU 燃焼

1. 提案する原子炉技術の概要説明：高速スペクトルを利用した溶融塩炉に関しては、欧州が MSFR の名称でフランスが代表になって研究しており、アメリカのベンチャーである TerraPower 社、Elysium 社が塩化物燃料を用いた溶融塩高速炉を提案している。このタイプの溶融塩炉で最も進んでいると思われるものは、TerraPower 社が提案している MCFR であり、昨年 11 月に US DOE が Southern Company, TerraPower 社、INL の連合で世界初の実験炉を実証すると発表している。本研究で提案している図 1 に示す IMSFR は、2 次系に蓄熱タンクを設けて、短い周期の負荷追従運転等に対応できるようにしている。炉心には、制御棒は設けていない。

表 1　IMSFR のプラント諸元

原子炉熱出力		700 MWt
1次系	炉心入口温度	827.6 K
	炉心出口温度	923.2 K
	炉心寸法	D: 2.3 m, H: 2.4 m
	出力密度	72 MW/m^3
	溶融塩燃料組成	35NaCl+35CaCl$_2$+
		20(UCl$_3$ +UCl$_4$)+10(PuCl$_3$+MACl$_3$)
2次系	熱交換器入口温度	752.5 K
	熱交換器出口温度	811.7 K
	蓄熱タンク	２基
	溶融塩冷却材組成	27.5NaCl+32.5KCl＋40MgCl$_2$
3次系	作動流体	N$_2$
機能と特徴	安全性	温度に対する負の反応度
	機動性	ポンプ回転数変化による日負荷追従
	放射性廃棄物対策	TRUの効率的な燃焼と持続可能性

2.研究成果概要：IMSFR で利用する液体燃料と冷却塩は、表 1 に示すように NaCl をベースとした組成のものを考えている。このような液体燃料の物性値に関しては、現時点では計測値がないため、(1)模擬物質を利用して評価する研究を行った。さらに、この組成の溶融塩燃料を用いた場合に対して(2)即発臨界を大幅に超える反応度が印加された場合の炉心挙動を核熱結合して解析し、炉の固有の安全性を評価した。(3)初期炉心には、Pu などの核分裂物質を用い、燃焼が進行してから ^{238}U を供給するだけで運転を継続する研究と TRU を燃焼させる研究、(4)Ni 基、Fe 基耐熱合金の腐食挙動に関する金属組織学的研究、(5)Ni 基、Fe 基耐熱合金の腐食挙動に関する電気化学的研究、(6)再処理プロセスに関する試験研究を行った。これらの研究の詳細に関して、6 件のシリーズで報告する。

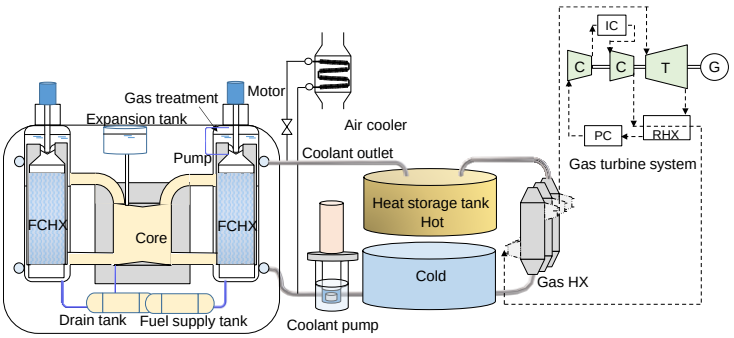


図 1　IMSFR のプラント概要

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

*YAMAWAKI Michio[1], MOCHIZUKI Hiroyasu[1,2], MITACHI Koshi[1], SHIMAZU Yoichiro[1], ARITA Yuji[3], FUKUMOTO Kenichi[3], GOTO Takuya[4], KOYAMA Tadafumi[5], MURAKAMI Tsuyoshi[5]
[1]BERD, [2]Tokyo Tech, [3]Univ. of Fukui, [4]Doshisha Univ., [5]CRIEPI

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅱ）
（2）塩化物燃料塩の融解挙動

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

(2) Melting behavior of chloride salt fuel

*宮部 拓，萩原 航輝，有田 裕二

福井大学

塩化物溶融塩燃料の融解挙動を予測するため、希土類元素を模擬燃料物質として擬三元系塩化物塩の示差熱分析を実施した。測定の結果、構成塩の融解温度以外の温度での熱異常が見られ、複雑な融解・析出挙動を示すことが示唆された。

キーワード：溶融塩炉、塩化物塩、融点

1. 緒言

炉心設計や運転温度などの設定には燃料として使用する塩の融点、密度、粘性、熱伝導率、熱容量などの物性値が必要である。今年度は想定燃料塩：35NaCl+35CaCl$_2$+20(UCl$_3$+UCl$_4$)+10(PuCl$_3$+MACl$_3$)および二次系塩：27.5NaCl+32.5KCl＋40MgCl$_2$（いずれもモル%組成比）の模擬塩を用いて、融点・高融点化合物の有無について、DTA 測定により確認を行った。U,Pu,MA の模擬としては化学的性質の似ているランタノイド元素(La,Ce)の塩化物を用いた。

2. 実験概要

模擬塩は原料塩を秤量・混合した後、真空ポンプで排気している石英試験管内で加熱し、吸着している水分等を脱気しながら融解させた。その後、試験管ごと水中に差し込んで急冷し試料を作製した。各試料の融点は DTA 装置を用いてアルゴン気流中で測定した。室温から 800℃まで加熱し、融解した後、350℃まで冷却し、凝固させた。また 800℃まで加熱するといったサイクルを 3 回行い、融点及びその変化を確認した。

3. 結果

図 1 に NaCl-CaCl$_2$-LaCl$_3$ の昇温時の DTA 曲線を示す。測定の結果、1 回目の昇温では 460℃付近で最初の融解ピークが見られた。2 回目、3 回目ではより低い温度での熱異常が見られたが、いずれも 670℃付近ですべて液体になる挙動が観測された。1 回目の測定と 2，3 回目の測定ピーク温度などの差は、急冷試料と徐冷試料で成分の偏りが生じているためと考えられる。今回の測定から多元系の塩においては冷却時の温度や速度により析出物に違いが生じ燃料塩の組成に影響することがわかった。今回の測定で大まかな融解挙動がわかったが、今後析出物の組成等の評価を行い融解挙動の理解を深めるとともに実用化に向けては実燃料での測定が求められる。

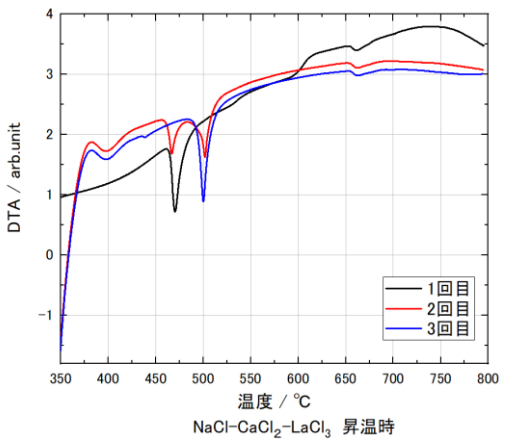


図 1　Na-Ca-La-Cl 系塩の DTA 曲線

謝辞

本研究は、経済産業省令和３年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、日本原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

*Taku Miyabe, Koki Hagihara, Yuji Arita
University of Fukui.

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（II）
(3) 即発臨界を超える反応度投入時安全性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)
(3) Safety in case of reactivity insertion exceeding prompt criticality

*望月　弘保[1]
[1]東工大

溶融塩高速炉は、1 $を超える反応度が投入されても、固有の安全性によって初期出力近傍に戻る特性を有していることを、核動特性モデルを UDF で結合した FLUENT と RELAP5-3D を用いた核熱連成解析で示す

キーワード：溶融塩高速炉、核熱結合、反応度投入、固有の安全性、FLUENT, RELAP5-3D

1. 緒言：溶融塩炉は、核特性と熱特性が常にカップリングしており、核熱結合解析しないと正しい結果が得られない。このため、一点動特性方程式の離散化式をユーザー定義関数 UDF を用いて FLUENT コードにリンクして解析できるようにし[1]、RELAP5-3D コードで FLUENT コードの境界条件を解析して、原子炉に大きな反応度がランプ状に投入され維持された場合の過渡変化を解析し、原子炉固有の安全特性を調べる。

2. 熱輸送系：想定している溶融塩高速炉解析体系を図 1 に示す。炉心は円筒状で内部は空洞である。制御棒は設けていない。炉心寸法は、直径 2.3m 高さ 2.4m で、約 9.7 m^3 の燃料体積を有する。炉心の周囲の反射体の厚さは、1 m としている。炉心外の燃料体積は、約 11.4 m^3 である。出力密度を約 72 kW/*l* とすると約 700M Wt 出力の原子炉になる。原子炉には制御棒を設けていない。ポンプはホットレグに設け、炉心から熱交換器に流れ込む溶融塩燃料の温度を均一にするとともに、発生する Xe ガスの除去を補助する役割を有する。2 次系冷却塩には板状熱交換器 4 基設けて熱を伝える。基本出力は、炉心寸法は変更せず、熱交換器数を変えて調整できる SMR である。蓄熱タンクで秒単位の負荷追従も可能にしている。

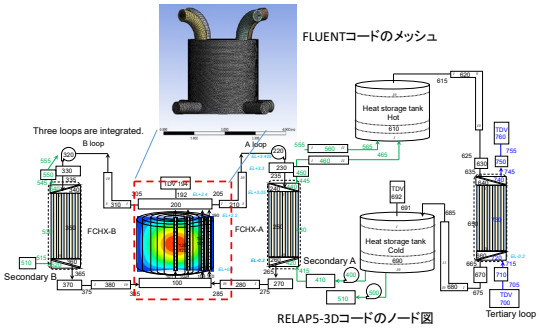


図 1　溶融塩炉解析モデル

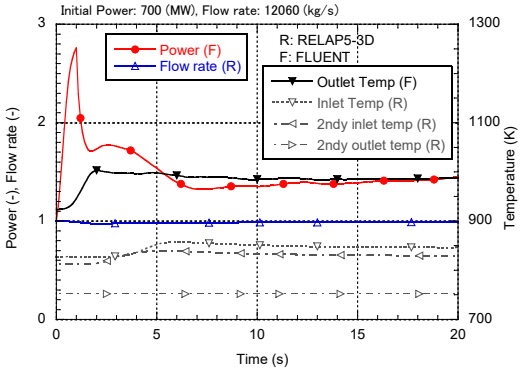


図 2　1.5 $投入時の炉心挙動例

3. 解析シナリオと結果：本研究で扱っている原子炉は、定期的に液体燃料を供給することで臨界を維持する。燃料濃度は即発臨界になるような濃いものではないが、炉心に 1 $ を超える反応度が、炉心内燃料通過時間を考慮して 1 秒間にランプ状に投入され、その反応度が維持された事を想定する。反応度が印加されると燃料平均温度が上昇し、燃料体積が膨張することによって負の反応度が投入される。反応度は初期の値の 3 倍近くまで上昇するが、固有の特性によって、すぐ元の出力近くまで減少する。燃料出口温度の上昇は 100K 未満にとどまり、炉心の健全性が問題になるような変化ではない。本研究では、反応度印加後に原子炉の操作を行わない場合を示しているが、実際には、出力が上昇したことを検出して燃料ポンプが停止され、それによる燃料温度の追加的な上昇によってさらに大きな負の反応度が加わり、原子炉出力は崩壊熱レベルまで下降することになるはずである。今後は、ポンプをトリップして崩壊熱除去系が自動起動した場合の空気自然循環による冷却過程を評価する。

3. 結言：RELAP5-3D で炉心以外を解析し、溶融塩が流出入すること等を考慮した 1 点動特性方程式を UDF を介して FLUENT に適用して炉心部を解析した結果は、1$を超える反応度が投入された場合でも溶融塩高速炉固有の特性で安全に推移する結果を示した。本研究は、経済産業省令和 3 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] Mochizuki, H., 2020. Neutronics and thermal-hydraulics coupling analysis using the FLUENT code and RELAP5-3D code for a molten salt fast reactor, NED, 368, 110793.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（II）

(4) 小型溶融塩高速炉の炉心特性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

(4) Characteristics of small molten-salt fast reactor

*三田地 紘史、島津 洋一郎

次世代エネルギー研究・開発機構

キーワード： 溶融塩高速炉、塩化物燃料、$NaCl-CaCl_2$、超ウラン元素、劣化ウラン、核変換解析

1. 緒言： 塩化物溶融塩炉は超ウラン元素（TRU）を効率よく減容できると共に[1]、ウラン資源の持続的利用に関しても優れた特性を有している[2]。本研究では同様の特性が期待される小型炉を用いて[3]、軽水炉使用済燃料に含まれる超ウラン元素（TRU）およびウラン資源を利用する事を検討する。

2. 炉構成と解析方法： 熱出力 700MWth の小型炉を考える。炉心は直径 2.3m、高さ 2.4m の円柱領域で、外側に厚さ 0.6m の反射体を置き、これらを炉容器に収納する。燃料塩は $NaCl-CaCl_2$ 溶媒塩に ^{238}U と超ウラン元素（TRU）を溶解した塩であり、熱交換器・ポンプを含む 1 次系全体の燃料塩体積を $20m^3$ とする。炉心入口温度 580℃、出口温度 710℃とし、TRU は軽水炉で 45GWD/t 燃焼し 5 年間冷却した後の使用済燃料から得られる TRU とする。炉心特性の解析には SRAC の PIJ-BRN と CITATION を用いる[4]。

3. 結果と考察： 本小型炉の燃料塩に於ける重金属元素（U+TRU）のモル分率を 0.3 とし[5]、炉心の中性子実効増倍係数（Keff）が 1.010 を条件にサーベイ計算した結果、初装荷の燃料塩組成として $0.35NaCl-0.35CaCl_2-0.2331UCl_3-0.0669TRUCl_3$（数値はモル分率）が得られた。燃料自給型溶融塩高速炉[2]あるいは TRU 焼却型溶融塩高速炉[1]に較べて炉心容積が小さいので、中性子が炉心外へ漏洩する割合が増加する。このため、$TRUCl_3$ 濃度を高くして炉心の臨界を保っている。表 1 に初期炉に於ける各元素の装荷量を示す。TRU は 6.251t に、また U は 21.628t になった。これらの重金属量は、熱出力あたりで比較すると、自給型炉の初装荷重金属量より多い。表 2 は初期炉心に於ける Keff および炉反応度温度係数の計算結果である。炉運転開始時に Keff=1.0113 であるが、運転 25 日後には Keff=1.010 となり、炉運転の初期段階に於ける炉心の成立性が確認できた。炉反応度の密度係数は、炉心の小型化により中性子の漏れが増えるため、ドップラー係数の 20 倍近くあり、炉反応度の温度係数は -1.1×10^{-4} となった。なお 本研究の小型炉では、炉心の燃料転換比は 0.82 となっており、燃料自給型炉にはできない。動特性パラメータ（遅発中性子割合と崩壊定数）は、燃料塩に含まれるウランが ^{238}U のみと仮定して、核分裂性プルトニウム(Pu)の組成比率から概略評価しているが、詳細評価は今年度に予定している。なお、核分裂性 Pu の組成は Pu239 が 82.5%、Pu241 が 17.5%であるため、ほぼ Pu239 の特性に近いものとなる。

本研究は、経済産業省の令和 3 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

表1 初期炉のインベントリー

U [ton]	Pu [ton]	MA [ton]	TRU [ton]
21.628	5.577	0.674	6.251

表2 中性子実効増倍係数および炉反応度温度係数

Operation time [day]	Keff [--]	Doppler coefficient [1/K]	Density coefficient [1/K]	Temp.coef. reactivity [1/K]
0	1.0113	-5.0E-06	-1.0E-04	-1.1E-04
25	1.0100	-5.0E-06	-1.0E-04	-1.1E-04

参考文献： 1) K.Mitach & Y.Shimazu, JNST,DOI:10.1080/00223131.2022.2045232. 2)三田地,日本原子力学会和文論文誌、Vol.21,No1,p.27(2022). 3) H.Mochizuki, Nuclear Engineering & Design 368,110793 (2020). 4) K. Okumura, et.al, JAERI-Data/Code2007-004 (2007). 5)Y.Arita, AESJ 2020 Fall Meeting, Sep.16-18, On line meeting.

* MITACHI Koshi and SHIMAZU Yoichiro

Beyond Energy Research & Development Association (BERD)

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

[2F18-21] Molten Salt Reactor 2

Chair:Kazuya Yamaji(MHI)

Thu. Sep 8, 2022 4:55 PM - 6:00 PM Room F (E1 Bildg.3F No.31)

[2F18] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Ken-ichi Fukumoto[1], Kei Nakagawa[2], Yuji Arita[1] （1. RINE/Univ. of Fukui, 2. Univ. of Fukui）

4:55 PM - 5:10 PM

[2F19] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1], Tadafumi Koyama[1] （1. CRIEPI）

5:10 PM - 5:25 PM

[2F20] Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

*Takauya Goto[1], Takashi Watanabe[1], Yuta Suzuki[1] （1. Doshisha Univerisy）

5:25 PM - 5:40 PM

[2F21] Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (3)

*MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA[1,2,4], Aji Indarta[1,2], Kaito Kubo[3], Koichi Yageta[4], Fumihiro Chiba[4], Tasumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1] （1. MOSTECH, 2. Kyushu Univ., 3. Mitsubishi Material, 4. MSLab）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅱ）

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

（5）塩化物共晶塩と Ni 基合金およびステンレス鋼の腐食挙動研究

Corrosion behavior of Ni-based alloy and stainless steel with chloride salt

*福元謙一[1]　中川奎[2]　有田裕二[1]

[1]福井大原子力研　[2]福井大院工

塩化物溶融塩と構造材の共存性を調べるために、NaCl-$CaCl_2$-$CeCl^3$ 環境下で Ni 基合金とステンレス鋼に対して反応試験を実施した。反応試験前後の質量測定から、Hastelloy-C276 が最も耐食性に優れていた。TEM 観察から反応相の組成を同定し、腐食形態は均一腐食で Cr,Fe の拡散後 Mo,Ni が溶出した。

キーワード：溶融塩炉，腐食，ハステロイ合金、ステンレス鋼

1. 背景と目的

塩化物溶融塩と構造材の共存性を調べるために、NaCl-$CaCl_2$-$CeCl_3$ 環境下で Ni 基合金とステンレス鋼に対して反応試験を行った。質量変化測定による腐食量の評価と、反応試験後の断面組織のエネルギー分散型 X 線分析装置(SEM-EDS)分析・透過型電子顕微鏡(TEM)観察を実施した。形成された反応相の微視的観察や組成の同定から腐食挙動の知見を得、塩化物環境下での材料選択の指針を検討した。

2. 実験方法

溶融塩は NaCl-$CaCl_2$-$CeCl_3${35:35:30(mol%)}の三元系共晶塩と NaCl-$CaCl_2${50:50(mol%)}の二元系共晶塩を使用した。塩の精製として 400℃ 1h 真空で加熱後 700℃ 1h Ar ガス雰囲気で加熱して共晶塩を作製した。構造材は Hastelloy-N、Hastelloy-C276、PNC316(改良 SUS316L)を使用した。試験温度は 600℃と 650℃で 100～300h で Ar ガス雰囲気にて反応試験を行った。反応前後で構造材の質量と寸法を測定し腐食量評価を行った。塩の精製の有無、石英/グラファイトるつぼの影響、溶融塩中の $CeCl_3$ 添加による腐食量の比較を行った。

3. 結果

600℃ 100h～300h 反応試験の Ni 基合金は質量減少量約 7mg/cm^2 と良好な耐食性を示した. PNC316 は腐食の進行が速かった。質量減少量を比較すると、Hastelloy-C276 と Hastelloy-N が耐食性に優れていた。各構造材を構成する主要元素の中で Cr,Fe が塩化物に対して活性であるため、PNC316 の腐食が進行したと考えられる。構造材を腐食させる HCl は塩に含まれる水分から形成される可能性があり、塩の精製方法について再度検討する必要がある。石英るつぼ使用時の腐食は大きく、今後反応試験を行うときはグラファイト坩堝の使用が推奨される。

650℃ 100h 反応試験の SEM-EDS 分析、TEM 観察から Hastelloy-C276 の反応メカニズムを調べた。反応試験前は金属表面に不動態被膜が形成されていた。塩化物により不動態被膜は破壊され、構造材表面が露出した。反応試験中は Ar ガス雰囲気で不動態被膜形成に必要な酸素が少ないため、再生しなかったと考えられる。Hastelloy-C276 の構成元素の中で、塩化物中の金属の活性が高い Cr と Fe が優先的に塩化物塩側に拡散した。これにより相対的に Mo の割合が高くなって濃化した。さらに 300h まで反応が進むと、塩化物塩が構造材側に浸食し、Ni,Mo が拡散した。TEM 観察から数十 nm の粒子で拡散して NaCl 結晶上に点在する様子を確認できた。Ni,Mo は対応する塩化物の形成は確認できなかった。界面/反応相領域を TEM で詳細に分析すると結晶と黒い斑点が観察され。電子回折像から組成は NaCl と Ni だと特定できた。界面近傍で観察された粒は結晶よりも小さく一様に腐食していたことから。腐食形態は粒界腐食ではなく均一腐食であると考えられる。

本研究は、経済産業省令和 3 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

---

* Ken-ichi Fukumoto[1], Kei Nakagawa[2], Yuji Arita[2]

[1]Research institute for nuclear engineering, Univ. of Fukui, [2]Graduate school of engineering, Univ. of Fukui

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（II）
（6）再処理プロセスに関わる電気化学的物性の測定

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

(6) Electrochemical property measurements for reprocessing of molten chloride salt fuel

*村上　毅[1]，魚住　浩一[1]，小山　正史[1]

[1]電中研

塩化物溶融塩燃料の乾式再処理で利用する種々の化学・電気化学反応を詳細に評価するために必要な基礎電気化学的物性として、溶融 NaCl-$CaCl_2$ が溶媒として安定な電位領域、及び溶融 NaCl-$CaCl_2$ 中で液体 Bi を抽出媒体として使用できる電位領域を明らかにした。

キーワード：塩化物溶融塩燃料、再処理、NaCl-$CaCl_2$

1. 緒言

塩化物溶融塩燃料(NaCl-$CaCl_2$-UCl_3-UCl_4-$PuCl_3$)の乾式再処理は、主工程であるアクチニドの液体金属(液体 Bi 等)中への還元抽出に加えて、還元剤及び塩素の電気化学的回収工程、核分裂生成物の安定固化工程等からなる[1]。溶融 NaCl-$CaCl_2$ が溶媒として安定な電位領域や、その溶融 NaCl-$CaCl_2$ 中で液体 Bi を抽出媒体として使用できる電位領域は、上記工程で利用する化学・電気化学反応を詳細に評価する際の基礎データとして必要である。本研究では、このような電位領域を明らかにするための電気化学測定を実施した。

2. 実験

Ar 雰囲気のグローブボックス内において、アルミナ坩堝(内径 56 mm)に装荷した溶融 48mol%NaCl-52mol%$CaCl_2$ (823 K)中で各種電気化学測定を実施した。作用極に W 線電極、グラッシーカーボン(GC)電極又は液体 Bi 電極(Bi 金属を小アルミナ坩堝(内径 9 mm)に装荷し Ta 線をリードとした構造)を用いた。対極に GC 電極又は Ta 線電極を、参照極に銀塩化銀参照極を用いた。

3. 結果

図(a)は W 線電極のサイクリックボルタモグラム(CV)である。W は Na や Ca と合金を形成しないことから、-2.23 V (vs. Ag/AgCl)付近からの還元電流増加は Na 金属、Ca 金属又は Na-Ca 合金の析出($M^{n+} + ne^- \rightarrow M$ (M: Na and/or Ca) [1 式])に起因する。図(b)に見られる 1.28 V 付近から増加する酸化電流は GC 電極上での塩素ガス発生($Cl^- \rightarrow 1/2Cl_2 + e^-$ [2 式])による。図(c)は液体 Bi 電極を用いた CV であり、0.05 V 付近から液体 Bi の溶出($Bi \rightarrow Bi^{3+} + 3e^-$ [3 式])に起因すると考えられる酸化電流の立ち上がりが観測された。また、-1.00 V 付近から観測された還元電流の増加は、液体 Bi 中への Na 及び Ca の同時析出($M^{n+} + ne^- \rightarrow M_{\text{in Bi}}$ (M: Na and Ca) [4 式])に起因する。これは-15.7 $mAcm^{-2}$ での定電流電解(3000 秒間)を実施し、電解後に回収した液体 Bi 中の Na 及び Ca の定量分析結果(Bi 中 Na/Ca モル比=2.4、電流効率=92 %)から確認された。以上より、1 式及び 2 式の反応が始まる電位間(図中(A))が、溶融 NaCl-$CaCl_2$ が溶媒として安定な電位領域であると確認された。また、3 式及び 4 式の反応が始まる電位間(図中(B))で液体 Bi を抽出媒体として安定に使用できることが分かった。

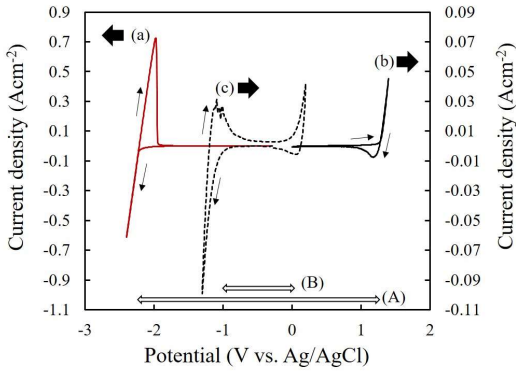


図　溶融 NaCl-$CaCl_2$ (823 K)中における(a)W 線電極、(b)GC 電極及び(c)液体 Bi 電極の CV

本研究は、経済産業省令和 3 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、日本原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献　[1] 山脇道夫ら、日本原子力学会誌 ATOMOΣ、63 (2021) 791.

*Tsuyoshi Murakami[1], Koichi Uozumi[1] and Tadafumi Koyama[1]　[1]CRIEPI

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（II）
（7）材料腐食挙動試験

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (II)

(7) Corrosion behavior of alloys in molten chloride

*後藤　琢也[1]，渡邉　崇[1]，鈴木　祐太[1]

[1]同志社大学

塩化物溶融塩高速炉で使用する構造材料について、溶融塩化物中での耐食性を電気化学的手法と材料分析を組み合わせる手法で、迅速に腐食挙動を診断する手法を開発した結果について示す。

キーワード：溶融塩高速炉、溶融塩腐食、インピーダンス測定、迅速腐食診断方法

１．緒言：塩化物溶融塩高速炉で使用する構造材料の腐食挙動について、特に腐食速度を見積ることは重要である。従来は、溶融塩中に長時間、金属を浸漬させることで浸漬前後の重量変化から腐食挙動や耐食性を評価する。しかし、この方法の欠点として長時間の測定が必要になる。そこで、発表者らは、新たに電気化学的手法と材料の表面組成を計測する GD-OES を組み合わせて用いることでよる迅速な耐食性評価法の確立を目指した各種検討を行った。

2. 目的：種々の想定される溶融塩化物（$NaCl-CaCl_2$，$NaCl-KCl-MgCl_2$等）中でのハステロイ系合金の腐食挙動解析を GD-OES による材料表面組成分析と電気化学測定、および定電位電解により行う。溶融塩および各種材料について、SEM、TEM、Raman 等で分析評価した両者の結果から材料寿命を見積もった。

3. 結果および考察：溶融 $NaCl-KCl-MgCl_2$（450℃）中での各種ハステロイおよびインコネル合金の腐食速度をまとめた結果を図１に示通り、HastelloyC-276 が最も高い耐食性を示すことがわかる。また、交流インピーダンスの結果から、この系における腐食反応は、アノード反応、即ち金属溶出反応は電荷移動律速であり、カソード反応、即ち、酸化物イオンが還元される反応は、電荷移動と酸化物イオンの拡散が律速である混合律速であることが分かった。さらに、$NaCl-CaCl_2$中では、カソード反応の反応様式は、$MgCl_2$が存在しない場合と大きく異なることが分かった。溶融塩に含まれるイオン種の相違により、腐食様式が異なる理由については、溶融塩をラマン分光することで、溶融塩組成により、腐食の重要なファクターとなる酸化物イオン濃度と金属酸化物の溶融塩中での存在状態や安定性が腐食速度に影響を与えることを明らかにした。

4. 結言：迅速な耐食性評価法の確立を目指し、各種検討を行ったところ GD-OES による材料表面組成分析と電気化学的手法と組み合わせることで、種々の材料についての腐食分析が可能であることを明らかにした。また、溶融塩組成により、腐食の重要なファクターとなる酸化物イオン濃度と金属酸化物の溶融塩中での存在状態や安定性が腐食速度に影響を与えることを明らかにした。本研究は、経済産業省令和３年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

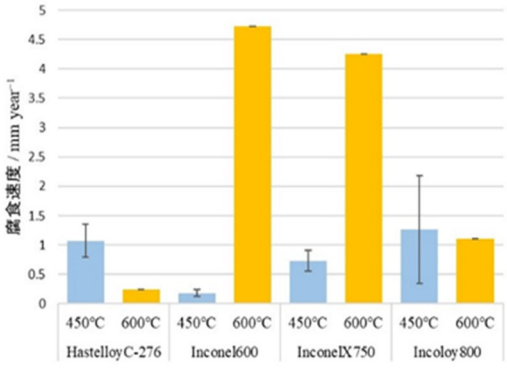


図１　溶融 $NaCl-KCl-MgCl_2$ 中での各種ハステロイおよびインコネルの腐食速

*Takuya Goto[1], Takashi Watanabe[1] and Yuta Suzuki[1]

[1]Doshisha Univ

フッ化物溶融塩ループの製作と機能確認試験（３）

Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test (3)

*木下幹康[1, 2, 3]、Aji Indarta[2, 3]、久保海斗[4]、八下田好一[3]、千葉文浩[3]
有馬立身[2]、片山一成[2]、深田智[1]
[1]MOSTECH 、[2]九州大学、[3]熔融塩技研、[4]三菱マテリアル

キーワード：溶融塩炉、熔融塩炉、循環ループ、フッ化物、塩化物、余剰プルトニウム減容、水素製造

1. 経過

産業界で熔融塩炉の建設を可能にする国内サプライチェーンを整備するには、一企業ではハードルが高いため、公的な機関で、機器（ポンプ、バルブ、フランジ、熱交換器）の開発フィールドを用意することが望ましい。その第一歩としてハロゲン化物・塩（当面はフッ化物）の循環ループの構築を、2019 年度から九州大学筑紫地区で始めた。2020 年度に九大で製作され水、油、アルコールで自然循環に成功した細径（6A, SUS 管）ループをベースに、同年度末から高温（700℃）・フッ化物（FLiNaK）での循環を目指したループ構築を開始した。2021 年度末の時点で３基のループを製作し、水ループでは軸流ポンプ駆動、フッ化物ループでは FLiNaK 乾燥途中、制御コード開発試験中の段階にある。

2. 安全性・信頼性の確保と自動制御プログラムの開発

水ループ（2 号機）では、Python プログラムによってガス圧によって上部タンクまで液面を上昇させ、軸流ポンプ駆動による循環・完全自動運転を達成できた。フッ化物ループ（1 号機）では、ガス制御と凍結閉塞を防ぐ、高速高精度の温度計測が必要であり、Python/class_object/threading によって熱電対温度 30 点（レコーダー３台）（図１）でリアルタイム 0.1 秒サイクルでのデータ収集を可能にした。

制御プログラムは、温度の時間変化を視覚化し、リアルタイム計測に並行しシステムの動作を先導的に計算するデジタルツイン・モデルの算出値／予測値と計測値を比較し、人為的ミスをカバーできる運転補助機能とインターロック方式の開発を進めている。

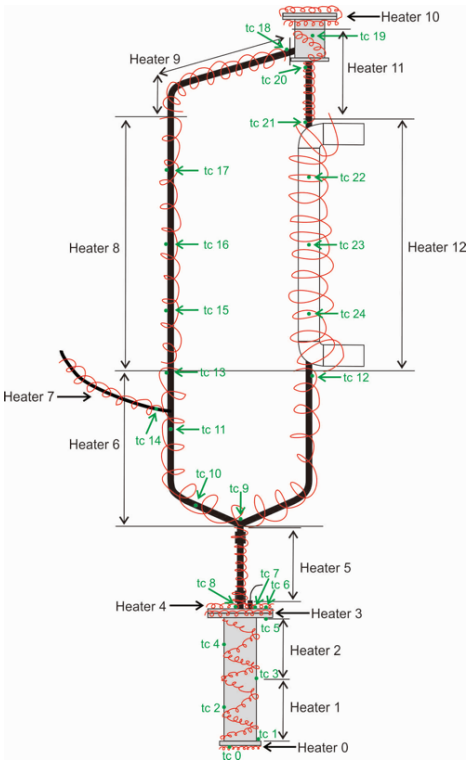


図１．循環ループ（1 号機）

4. 考察

溶融塩炉は負帰還により炉物理的安全性は高いが、一方で高温・化学プラントとしての危険性や運転リスクがある。その開発基盤となる循環ループには、挙動を熟知せずとも安全に失敗なく運転できる自動運転システムの開発が不可欠と考える。加えて液面位置のガス圧制御では細管部に対応し、高速の反応が必要となる。このため今後、引き続き、高度な制御方式の開発を進めていく予定である。

本研究は、経済産業省、社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業（革新的原子力技術のための共通基盤技術開発事業）の一部として、日本原子力研究開発機構（JAEA）の委託研究として実施いたしました。

参考文献

[1] 原子力学会予稿, 1C11, 3 月 17 日, 2021 年春の年会， [2] 原子力学会予稿, 3J07, 9 月 10 日, 2021 年秋の大会
[3] 原子力学会予稿, 1C14, 3 月 16 日, 2022 年春の年会

*Motoyasu Kinoshita[1,2,3], Aji Indarta[2,3], Kaito Kubo[4], Koichi Yageta[3], Fumihiro Chiba[3], Tatsumi Arima[2], Kazunari Katayama[2], Satoshi Fukada[1], [1]MOSTECH Co. Ltd., [2]Kyushu University, [3]MSLab inc., [4]Mitsubishi Material

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

[2G01-04] Analysis Code Development, V&V 1

Chair:Shouhei Araki(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G01] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2

*Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Michitaka Ono[4], Masayuki Tojo[4] （1. JAEA, 2. Nagoya Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. GNF-J）

9:30 AM - 9:45 AM

[2G02] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Go Chiba[2], Kenichi Tada[3] （1. Nagoya University, 2. Hokkaido University, 3. JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[2G03] Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio Yamamoto[3] （1. GNF-J, 2. JAEA, 3. Nagoya Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[2G04] Investigations on self-shielding calculation for 3-D spatial domains using Iso-Geometric Analysis

*Matthias Nezondet[1], Willem F. G. van Rooijen[1] （1. UNIVERSITY OF FUKUI）

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核データ処理コード FRENDY 第 2 版の開発
（1）FRENDY 第 2 版の概要

Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2

(1) Overview of FRENDY Version 2

*多田 健一[1]，山本 章夫[2]，遠藤 知弘[2]，千葉 豪[3]，小野 道隆[4]，東條 匡志[4]

[1]JAEA，[2]名古屋大学，[3]北海道大学，[4]GNF-J

核データ処理コード FRENDY 第 2 版を開発した。本発表では、第 2 版の概要と特徴について説明する。

キーワード：FRENDY，核データ処理，ACE，多群定数作成，NJOY，JENDL

1. 背景 2019 年 3 月に核データ処理コード FRENDY 第 1 版を公開した。第 1 版では、MCNP や PHITS などの連続エネルギーモンテカルロ計算コード用の ACE ファイル作成機能のみで、核データ処理コードユーザーのニーズに応えるには十分ではなかった。そこで、第 1 版公開後も多群定数作成機能 [1]や確率テーブルの統計誤差計算機能、ACE ファイルのポイントワイズ断面積摂動機能、ENDF-6 形式の核データファイルの修正機能など、様々な機能の開発を続けてきた。これらの機能をまとめ、2022 年 1 月に FRENDY 第 2 版として JAEA のウェブサイト(https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/)から公開した。

2. FRENDY の多群定数作成機能 FRENDY の多群定数作成機能は、図 1 に示すように ACE ファイルから多群ファイルを作成する。また、対応している多群定数フォーマットは GENDF 形式と MATXS 形式の 2 つである。FRENDY の多群定数作成機能では、中性子入射及び熱中性子散乱則の処理のみに対応しており、荷電粒子等については現時点では対応していない。また、1 月に公開したバージョンでは二次γ線データの出力機能が整備されていない。本機能については、本年夏頃を予定している次回のアップデートで実装する予定である。

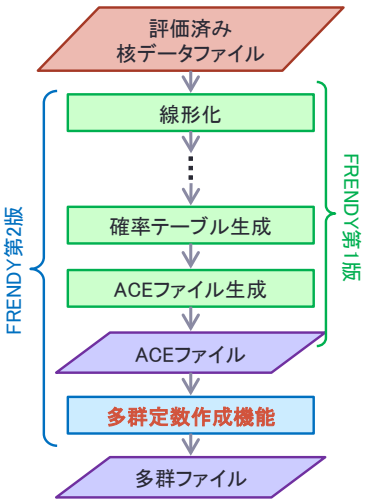


図1 FRENDYの多群定数作成の流れ

FRENDY 独自の多群定数作成機能の特徴としては以下のようなものがある。なお、(2)で報告する厳密共鳴散乱の考慮については、次回のアップデートで実装する予定である。

- 背景断面積の自動設定 [2]
- 物質中の複数の共鳴核種(U-235、U-238 など)の共鳴干渉効果の考慮
- 厳密共鳴散乱の考慮

FRENDY では、独自の入力形式だけでなく、NJOY の入力をそのまま利用することも可能である。対応している NJOY の入力は MODER、RECONR、BROADR、GASPR、THERMR、PURR、UNRESR、ACER、GROUPR、MATXSR である。ただし、背景断面積の自動設定など、FRENDY の独自機能については NJOY の入力では利用することができない。これらの新機能や、既存の ACE ファイルから多群定数を作成する機能などについては、FRENDY の独自入力でのみ利用可能である。FRENDY の独自入力の詳細や入力例については、FRENDY のパッケージに同梱されているマニュアルに記載されている。

3. 今後の予定 上述した二次γ線データの出力機能や厳密共鳴散乱の考慮など、今後も機能を追加し、順次公開していく予定である。また、FRENDY 第 3 版に向け、今後は KERMA 係数の計算機能や共分散データの処理機能などを開発する予定である。

1) A. Yamamoto, K. Tada, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**, pp.1165‑1183 (2021).

2) A. Yamamoto, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**, pp.1343‑1350 (2021).

---

* Kenichi Tada[1], Akio Yamamoto[2], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[2], Michitaka Ono[4], and Masayuki Tojo[4]

[1]JAEA, [2]Nagoya University, [3]Hokkaido University, [4]GNF-J

核データ処理コード FRENDY 第 2 版の開発
(2) 多群定数作成における resonance up-scattering の実装

Development of Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 2

(2) Implementation of resonance up-scattering treatment for multi-group cross sections

*山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1],千葉 豪[2]，多田 健一[3]

[1]名古屋大学, [2]北海道大学, [3]原子力研究開発機構

核データ処理コード FRENDY 第 2 版における中性子多群定数作成において、任意の核種に対する resonance up-scattering の取扱を実装した。Mosteller ドップラーベンチマーク問題などでその妥当性を確認した。

キーワード：FRENDY、核データ処理、多群定数、resonance up-scattering、ドップラー係数

1. 緒言：原子核の熱振動が断面積に与える影響は、熱エネルギー領域において上方散乱などの形で考慮される。一方、多群定数作成のための超多群中性子減速計算では、熱外領域において重心系で等方散乱を仮定した asymptotic kernel を用い、原子核の熱振動における上方散乱は考慮しないことが一般的である。しかしながら、250 eV 程度以下の熱外領域で大きな共鳴を有する核種の場合には、原子核の熱振動における上方散乱が特にドップラー係数の計算値に無視できない影響を及ぼすことが報告されている[1]。今回、FRENDY 第 2 版の多群定数作成において、この効果(resonance up-scattering)を取扱出来るよう実装した。NJOY2016 など、先行の核データ処理コードの公開版で resonance up-scattering を考慮できるものはない。

2. 解析手法：計算手順は以下の通りである。対象とするエネルギー範囲は、デフォルトでは 1.0 eV～250 eV である。①上方散乱を厳密に考慮する散乱カーネル(resonance up-scattering kernel, RUSK)[1]を用いて超多群計算スペクトル計算を実施する。②得られた超多群スペクトルを用いてポイントワイズ断面積を縮約し、多群断面積を作成する。③RUSK を用いる場合、当該エネルギー領域において弾性散乱によるエネルギー遷移確率は核データによらず、RUSK から求めたものを用いる。④非等方散乱成分は、P1 までを考慮する。RUSK の効果は、①超多群スペクトルの変化に伴う実効断面積の変化、②エネルギー遷移(散乱マトリックス)の変化、の二つで考慮されることから、FRENDY 第 2 版においては、入力データの指定により、散乱マトリックスにおいて RUSK を考慮する/考慮しない、の二ケースについて多群断面積を出力することが可能である。RUSK を考慮した計算を実施するためには、0 K におけるポイントワイズ弾性散乱断面積が必要となるが、FRENDY 第 2 版において当該データを出力可能である。

3. 適用結果：Mosteller ドップラーベンチマーク問題の解析を実施した。FRENDY 第 2 版で従来の asymptotic kernel と RUSK を用いた二ケースについて、JENDL-5 に基づいた CBZ 用多群定数ライブラリを作成し、CBZ で無限増倍率を計算した。なお、RUSK を考慮したのは、U235 及び U238 である。XMAS172 群構造を用いた場合の結果を表 1 に示す。Asymptotic kernel と RUSK を用いた場合のドップラー係数(FTC)の差異は-9.5%程度であり、先行研究[1]と同程度の差異となっている。

表1 Mostellerベンチマーク問題解析結果(UOX)

Enrichment (w/o)	Asymptotic kernel			RUSK			
	HZP	HFP	FTC	HZP	HFP	FTC	FTC Diff. (%)
0.711	0.66372	0.65752	-4.74	0.66296	0.65619	-5.19	-9.5
1.6	0.95407	0.94503	-3.34	0.95297	0.94310	-3.66	-9.5
2.4	1.08901	1.07879	-2.90	1.08777	1.07662	-3.18	-9.5
3.1	1.16493	1.15411	-2.68	1.16364	1.15183	-2.94	-9.4
3.9	1.22584	1.21458	-2.52	1.22451	1.21224	-2.76	-9.4
4.5	1.26027	1.24880	-2.43	1.25893	1.24643	-2.65	-9.3
5.0	1.28392	1.27231	-2.37	1.28258	1.26994	-2.59	-9.2

[1] M. Ouisloumen, R. Sanchez, *Nucl. Sci. Eng.*, **107**, 189 (1991).

---

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Go Chiba[2], Kenichi Tada[3]

[1]Nagoya University, [2]Hokkaido University, [3]JAEA

核データ処理コード FRENDY 第 2 版の開発
(3) 多群断面積作成機能の BWR 設計コードへの適用

Development of nuclear data processing code FRENDY version 2

(3) Application of multi-group cross section generation function to BWR design code

*小野 道隆[1], 東條 匡志[1], 多田 健一[2], 山本 章夫[3]

[1]GNF-J, [2]JAEA, [3]名古屋大学

JAEA により開発された核データ処理コード FRENDY 第 2 版に多群断面積作成機能[1]が実装された。FRENDY の多群断面積作成機能は、背景断面積の自動設定[2]などの独自の機能を有する。本発表では、FRENDY の多群断面積作成機能を BWR 設計コードのライブラリの作成に適用しその影響を評価した。

キーワード: FRENDY、核データ処理、多群定数

1. 背景 国産核データ処理コード FRENDY が JAEA により開発され公開されている。FRENDY は、JAEA のウェブサイト(https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/program_frendy/)より入手可能である。FREDNY 第 1 版では ACE ファイルの作成が可能であったが、FRENDY 第 2 版で、FRENDY/MG[1]が統合されたため、多群断面積処理が可能となった。また、FRENDY は背景断面積の自動設定[2]など、他の断面積処理コードには無い独自の機能を有する。本発表では、FRENDY 第 2 版が有する独自の機能について、GNF-J の BWR 集合体核特性計算コード LANCR [3]の核データライブラリの作成に適用しその影響を評価した。

2. LANCR の核データライブラリの特徴と作成方法 LANCR の核データライブラリは、エネルギ群数は 190 群で、中性子断面積として、Bondarenko 形式の自己遮蔽因子と無限希釈断面積が格納されている。Format は独自の形式をとっており、FREDNY や NJOY などの処理コードにより生成した MATXS ファイルを変換して作成する。

3. 背景断面積の自動設定機能の適用 LANCR の核データライブラリの中性子反応断面積は、背景断面積と温度でテーブル化した Bondarenko 形式の自己遮蔽因子を持つ。背景断面積点は、主要な共鳴核種についても、核種個別に与えるのではなく、代表した背景断面積点で与えている。本検討では、FREDNY の背景断面積の自動設定を用いて Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 の背景断面積セットを見直した核データライブラリを作成し、従来の核データライブラリとの比較を実施した。体系は MOX 燃料のピンセル体系(Pu 富化度: 2.6wt%~5.0wt%)と BWR 燃料集合体体系(Pu 富化度: 2.9wt%)を対象とした。図 1 に従来の背景断面積セットを用いた場合と、背景断面積セットを見直した場合の無限増倍率の差を示す。LANCR の核データライブラリの Pu 核種の背景断面積セットを適正化することの影響は 0.1%以下であることを確認した。

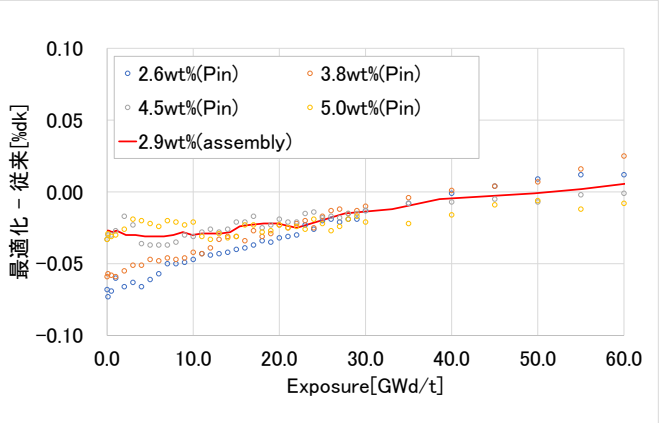


図 1 背景断面積セットの違いによる無限増倍率への影響

参考文献 [1] A. Yamamoto et al. JNST 58 (2021) 1165-1183, [2] A. Yamamoto et al., JNST 58 (2021) 1343-1350, [3] K. Azekura, et. al., ANFM III, (2003) 06-06

---

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Akio, Yamamoto[3]

[1]GNF-J, [2]JAEA, Nagoya University

Investigations on self-shielding calculation for 3-D spatial domains using Iso-Geometric Analysis

*Matthias Nezondet[1], W.F.G. Van Rooijen[2]
[1]Graduate school of University of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

With the IGA approach, the goal is to perform calculations for any kind of geometrical domain. We chose to use the subgroup method [1] for self-shielding calculation because it can be used directly with any transport calculations formalism. Possibility to perform self-shielding calculation for 3-D spatial domains represented by Iso-geometric Analysis method is presented.

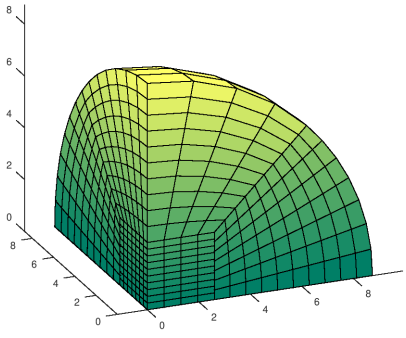
Keywords: Self-shielded calculation, Subgroup method, Iso-Geometric Analysis, 3-D spatial domains

1 Introduction

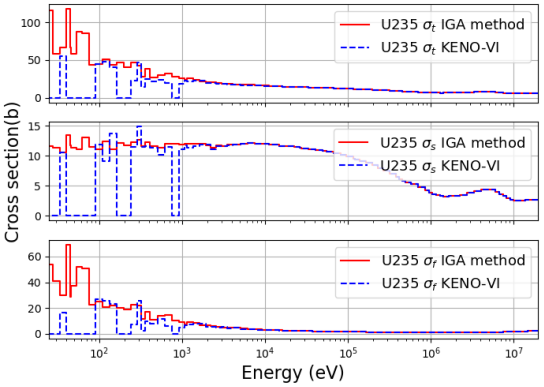
In our laboratory, we are developing an innovative simulation code based on Iso-Geometric Analysis (IGA), which allows resolving neutron transport equation for any geometrical domains with the multi-group "Sn" formalism. To treat the issue of self-shielding, we implemented the subgroup method. The validation of the subgroup implementation was conducted in a previous research. However, we validated our solver for 2-D spatial domains. From theoretical point, there is no reason to not work with 3-D spatial domains and that is what we are trying to show.

2 Validation of self-shielding calculation for 3-D spatial domain

To show the possibility to perform self-shielding calculation for 3-D spatial domains, we have decided to perform calculations for a water-reflected sphere of plutonium nitrate solution based on the experiment Godiva, HEU-MET-FAST-001, conducted by Los Alamos Scientific Laboratory [2]. To simplify the calculation, we have decided to use a quarter of the system, represented in Figure (a). For reference calculation we used the Monte Carlo module KENO-VI of SCALE6.2.3 [3].



(a) Quarter sphere of plutonium (93.71% of ^{235}U) nitrate solution in water.



(b) Comparison of ^{235}U self-shielded cross section (IGA) with multi-group cross section (KENO-VI).

Figure (b) shows the total, scatter and fission cross sections of ^{235}U, the isotope with the strongest self-shielding effect, calculated with our IGA code and with the Monte Carlo calculation. Above 1000 eV, the self-shielded cross section given by our solver our similar to the multi-group cross sections given by KENO-VI. However, under 1000 eV, we had some issue to generate multi-group cross sections with KENO-VI, so we cannot do the comparison. We are actually investigating the reasons and will get better results for the presentation.

3 Conclusion

We show that it is possible to use the subgroup method with the IGA and S_N methods to perform the calculation on 3-D spatial domain. For the moment, we cannot compare the results with reference calculation. We will need to fix this issue to be sure that the results given by our code are correct. Moreover, even if the geometry was quite simple (a quarter sphere), the calculation take many time to converge and give results.

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.
[2] Benchmark for evaluation and validation of reactor simulations. Technical report, MIT Computational Reactor Physics Group, 2018.
[3] Bare, highly enriched uranium sphere. NEA/NSC/DOC(95)03/II Volume II, HEU-MET-FAST-001 OAK Ridge National Laboratory, 2002.

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

[2G05-09] Experiment Analysis, Validation

Chair:Willem F.G. van Rooijen(Univ. of Fukui)

Thu. Sep 8, 2022 10:35 AM - 11:55 AM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G05] Development and validation of CASMO5 library based on JENDL-5

*Tomoaki Watanabe[1], Kenya Suyama[1], Kenichi Tada[1], Rodolfo Ferrer[2], Joshua Hykes[2] (1. JAEA, 2. Studsvik)

10:35 AM - 10:50 AM

[2G06] Integral validation for JENDL-5 with UTR-KINKI

*Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Yasunori Matsuo[1], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Tadafumi[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

[2G07] Core analysis for accelerator-driven system using JENDL-5

*Takanori Sugawara[1], Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2G08] Measurement of U233-HEU Substitution Reactivity Worth in KUCA

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[1], Kazuzhi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2G09] Neutronics Benchmark of CEFR Start-Up Tests

*Hiroshi Taninaka[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

JENDL-5 に基づく CASMO5 ライブラリの作成及び検証

Development and validation of CASMO5 library based on JENDL-5

*渡邉 友章[1]，須山 賢也[1]，多田 健一[1]，Rodolfo Ferrer[2]，Joshua Hykes[2]

[1]JAEA，[2]Studsvik

JENDL-5 に基づく CASMO5 の断面積ライブラリを作成し、臨界実験解析、PIE 解析等により検証した。

キーワード：JENDL-5，CASMO5， 妥当性確認，臨界実験解析，PIE 解析

1. 緒言

日本の最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5 の国際的普及を目的とし、炉心設計等で国際的に広く用いられている CASMO5 の中性子ライブラリを JENDL-5 に基づいて作成し、その検証を行った。

2. JENDL-5 に基づく CASMO5 ライブラリの作成

ライブラリは NJOY-2016 を用いて作成した。現行の ENDF/B-VII.1 に基づく CASMO5 ライブラリ（E7R1）をベースとして、断面積データに加え崩壊データや核分裂収率等、既存の中性子ライブラリに含まれるデータを可能な限り JENDL-5 に置き換えた。

3. 妥当性確認

検証のため、TCA 鉄反射臨界実験解析[1]（図 1）、高浜 3 号機 PIE 解析[2]（図 2）を実施した。図 1 より JENDL-5 ライブラリ(J5)を用いて得られた k_{eff} は E7R1 と比べて全ての実験ケースでわずかに過大傾向であった。この傾向は、図 1 に示すように MVP3 による解析でも確認できた。なお CASMO5 は二次元体系での計算であり、MVP3 との差異は両者の計算体系の違いが主な要因と考えられる。図 2 より、PIE 解析では多くの核種で J5 と E7R1 で同等の解析結果が得られた。また JENDL-5 では Cs-133 捕獲断面積が修正されており、それにより Cs-134 の C/E 値に明確な改善がみられた。その他、BWR 燃料集合体燃焼ベンチマーク[3]体系で各燃料棒に同一の燃焼燃料組成を与えて MCNP6 と JENDL-5 の組み合わせとの k_{inf} の比較を実施し、12、20、30、50 GWd/t の各燃焼度で両者の k_{inf} は約 100 pcm 以内で一致した。

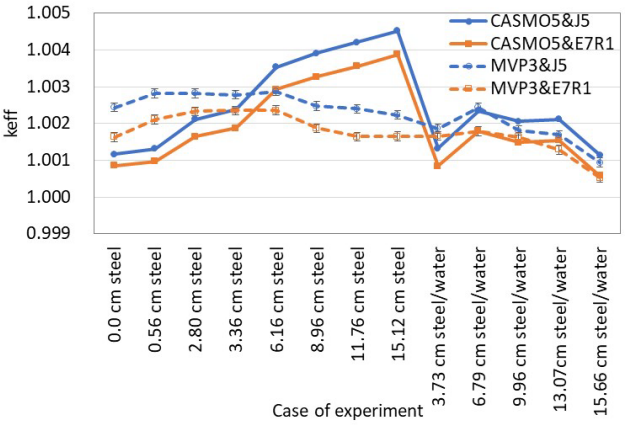


図 1　TCA 鉄反射体実験の k_{eff} 解析結果

4. 結言

以上より、JENDL-5 に基づく CASMO5 ライブラリが基本的な臨界計算・燃焼計算に問題なく適用可能であること、他のコードでも見られる JENDL-5 の特性が解析結果から見られること、一部核種の組成解析結果が良好となること等を確認した。今後更に出力分布の計算など、その性能を広く確認することが望まれる。

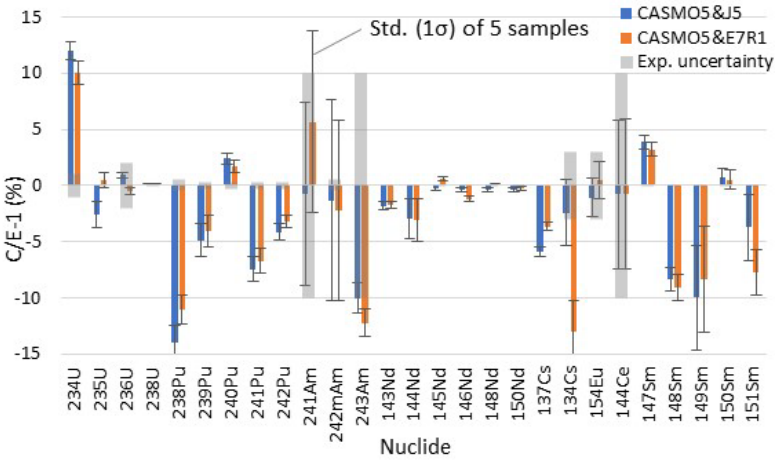


図 2　Takahama-3 SF97 の 5 試料(試料 2-6)の C/E-1 平均値

参考文献

[1] Y. Tahara et al., JNST, 2001. [2] Y. Nakahara et al., Nucl. Tech., 2002. [3] K. Suyama et al., NEA/NSC/R/(2015)6, 2016.

---

*Tomoaki Watanabe[1], Kenya Suyama[1], Kenichi Tada[1], Rodolfo Ferrer[2], Joshua Hykes[2]

[1]JAEA, [2]Studsvik

UTR-KINKI を用いた JENDL-5 の妥当性確認

Integral validation for JENDL-5 with UTR-KINKI

*神田 峻，後藤　正樹，池田　晶一，福田　洋之，松尾　泰典，
左近　敦士，佐野　忠史，橋本　憲吾
近畿大学

本研究では 2021 年 12 月に公開された評価済み核データライブラリ JENDL-5 の妥当性検証を目的として近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の臨界性（実効増倍率）を測定し、MVP3 と JENDL-5 を用いた実効増倍率と比較した。また、JENDL-5 と JENDL-4.0 の差が実効増倍率にどのように影響するのかについても検証した。その結果、JENDL4.0 から JENDL-5 に変更することで実効増倍率計算値は 0.265±0.004%Δk/k 増加した。

キーワード：近畿大学原子炉，臨界性，積分実験， JENDL-5， 積分検証

1. 緒言

2021 年 12 月に公開された評価済み核データライブラリ JENDL-5[1]の妥当性検証を目的として近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の臨界性（実効増倍率）を測定し、MVP3 と JENDL-5 による計算値と比較した。また、JENDL-4.0 を用いた計算値と比較し、評価済み核データライブラリーを変更した場合における臨界性への影響を検討した。

2. 実験

UTR-KINKI の中央ストリンガー孔に黒鉛ブロックが全挿入状態で、臨界状態からシム安全棒または調整棒を引き抜き過剰反応度を測定した。実験では核分裂計数管を用いて中性子時系列データ測定し最小二乗逆動特性解析によって過剰反応度を算出した。結果、過剰反応度は$0.301 \pm 0.001\%\Delta k/k$であり、実効増倍率に換算すると$1.00302 \pm 0.00001$ であった。誤差は、最小二乗逆動特性解析のフィッテング誤差を伝播させている。炉心の減速材温度 22.8℃であった。動特性パラメータは MVP-3 と JENDL-4.0 により計算し、実効遅発中性子割合β_{eff}は 7.3354E-3±1.02E-5、中性子生成時間Λは 1.6592E-4±6E-8 を使用した。

3. 数値計算

臨界計算はMVP3を用いて実施し、発生粒子数は10億とした。結果、JENDL-5による C/E は1.00597±0.00003、JENDL-4.0 による C/E は 1.00330±0.00003 であった。JENDL-4.0 から JENDL-5 に変更することで実効増倍率計算値は 0.263±0.004%Δk/k 大きくなった。また、JENDL-4.0 を基準として 1 核種だけ JENDL-5 に変更した時の実効増倍率を計算した。表 1 に計算結果を示す。U-235 は 0.173±0.004%Δk/k、水の$S(\alpha,\beta)$を考慮した H-001 では 0.162±0.004%Δk/k、水の$S(\alpha,\beta)$を考慮した O-016 では-0.110±0.004%Δk/k、結晶性黒鉛の$S(\alpha,\beta)$を考慮した C-012(98.93%)と C-013(1.07%)では 0.030±0.004%Δk/k 変化したことを確認した。

表1 JENDL-4.0からJENDL-5の核種に変更した場合の計算結果

Nuclide in JENDL-5	Diff from JENDL-4.0 [%$\Delta k/k$]		
U-235	0.173	±	0.004
H-001 in H_2O	0.162	±	0.004
O-016 in H_2O	-0.110	±	0.004
C-012 and C-013 in graphite	0.030	±	0.004
All nuclide	0.263	±	0.004

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, K. Shibata, A. Ichihara, S. Kunieda, F. Minato and S. Nakayama, “Status of JENDL”, EPJ Web of Conference, 239, 09002_1-6(2020)

*Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Shoichi Ikeda[1], Hiroyuki Fukuda[1], Yasunori Matsuo[1], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Sano[1]and Kengo Hashimoto[1]

[1]Kindai Univ.

JENDL-5 を用いた加速器駆動システムの炉心解析

Core Analysis for Accelerator-Driven System using JENDL-5

*菅原 隆徳，国枝 賢
原子力機構

最新の核データライブラリ JENDL-5 を用いて、JAEA が検討している鉛ビスマス冷却型加速器駆動システム（ADS）の炉心解析を行った。JENDL-4 を用いた結果に対して、実効増倍率が 200 pcm 程度高くなり、Am-241, Pb-206, Bi-209, N-15 などの変更が影響をしていることを確認した。

キーワード：加速器駆動システム（ADS）、JENDL-5、炉心解析、N-15

1. 緒言

2021 年 12 月に、最新の核データライブラリとして JENDL-5 が公開された。JENDL-5 では核種数が大幅に増加し、データの見直しが行われている。この最新のライブラリを用いることで、ADS 炉心解析の結果が、JENDL-4 の結果とどの程度異なるかを検討した。また特に大きな改訂があった N-15 に着目して、考察した。

2. 解析および結果

2-1. 解析条件

解析コードとして Serpent2 を用い、JAEA が検討している鉛ビスマス冷却型 ADS[1]を対象として実効増倍率の計算を行った。各核種の影響を確認するため、JENDL-4 ベースのインプットに対して、当該核種を JENDL-5 に変更して計算を行った。

2-2. 解析結果

全ての核種を JENDL-5 に変更することで、実効増倍率が JENDL-4 の結果に対して 200 pcm 程度高くなることを確認した。また主要な核種を JENDL-5 に変えた時の、実効増倍率の差を Fig. 1 に示す。Am-241、N-15、Pb-206 などは実効増倍率を上げる方向に、Pu-241 や Bi-209 は下げる方向に影響していることを確認した。このうち N-15 については、断面積だけでなく、弾性散乱微分断面積についても大幅な改訂があったことから、断面積のみもしくは弾性散乱微分断面積のみを JENDL-5 に変えた場合の違いを確認した。その結果、JENDL-4 から断面積のみを JENDL-5 に変更した場合、実効増倍率は 320 pcm 上昇したのに対し、弾性散乱微分断面積のみを JENDL-5 に変更した場合は 138 pcm 減少した。断面積の変更により、実効増倍率が増加する一方、弾性散乱微分断面積の変更によりその増加幅が抑えられていることがわかった。

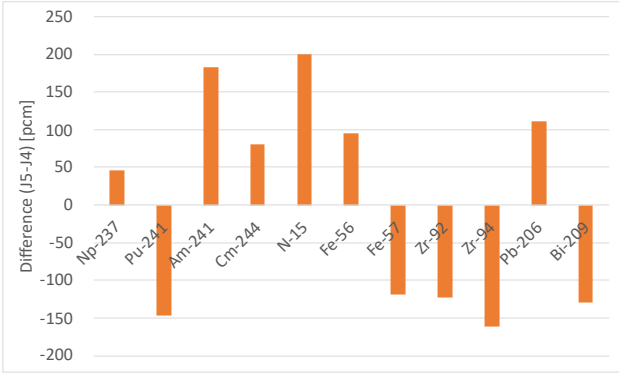


Fig. 1 主要な核種を JENDL-5 に変えた時の実効増倍率の差

3. 結論

JENDL-5 を用いて ADS の炉心解析を行った。JENDL-4 による結果に対して、実効増倍率が上昇することを確認した。また、N-15 の弾性散乱微分断面積の変更が、無視できない影響を与えていることを確認した。

参考文献

[1] T. Sugawara, et al., Annals of Nuclear Energy 111 (2018) 449-459

*Takanori Sugawara and Satoshi Kunieda
Japan Atomic Energy Agency

KUCA を用いた U233-HEU 置換反応度測定

Measurement of U233-HEU Substitution Reactivity Worth in KUCA

*佐野忠史[1]，堀順一[2]，高橋佳之[2]，神田峻[1]，寺田和司[2]，八島浩[2]，宇根﨑博信[2]

[1]近畿大学，[2]京都大学

トリウム利用原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、核データライブラリにおける Th232、U233 をはじめとする関連核種の断面積データの妥当性評価と、断面積データの不確かさが炉心核特性パラメータに及ぼす影響の両面からのアプローチが重要である。そこで、本研究では KUCA において U233-HEU（高濃縮ウラン）置換反応度測定を実施し、各評価済み核データライブラリを用いた数値計算値と比較検討した。

キーワード：KUCA、置換反応度、トリウム炉、U233、HEU、核データ

1. 緒言　Th232 捕獲断面積の積分検証データ及びトリウム装荷炉心の臨界実験データ拡充の観点より、従前より著者らは京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）を用いてトリウム装荷炉心の臨界実験を実施してきた。今回、U233 核分裂断面積データの妥当性検証を目的として KUCA の A 架台において U233－HEU の置換反応度測定を実施した。

2. 実験体系　実験体系の炉心配置図を図 1 に示す。燃料体（F）は、厚さ 1/16”濃縮ウラン板（EU）1 枚と厚さ 1/8”PE 板（1/8”p）3 枚から成る基本セル（EU-1/8”p-1/8”p-1/8”p）を 31 回繰返し、両端にポリエチレン反射体を設置した。また、燃料体の中央セルを Al 製試料容器に置換した燃料体（S）を炉心中央に装荷した。尚、図中の 13、12 は部分長燃料を示す。この Al 製試料容器に U233 試料または HEU 試料を挿入し、試料の違いによる Excess reactivity の差を置換反応度とした。Excess reactivity は正ペリオド法により、それぞれ 5 回ずつ測定した。用いた試料は図 2 に示す U233 試料 9 枚（U_3O_8-Al, 12.66 mm×12.66 mm×1.08 mm^t）、HEU 試料 9 枚（U_3O_8-Al、12.68mm×12.68mm×1.03mm^t）を用いた。

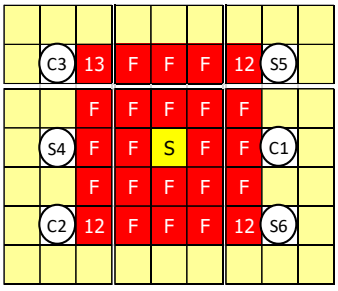


図 1　KUCA 炉心配置図
C, S：制御棒、安全棒
黄色セル：ポリエチレン

3. 実験結果　本実験により U233 試料 9 枚の Excess reactivity として 0.1003±0.0037 %dk/k、HEU 試料 9 枚の Excess reactivity として 0. 0857±0.00 19 %dk/k が得られた。その結果、本実験における U233-HEU 置換反応度として 0.0146±0.0007 %dk/k （14.6±0.7 pcm）を得た。本実験では工作精度の良いアルミ製サンプルケースを使用することで相対誤差として 4.8%の実験精度で置換反応度を測定することができた。発表では数値計算値との比較も報告する。

図 2　U233 試料（左）と HEU 試料（右）

謝辞　本研究は令和 4 年度中部電力株式会社殿受託研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Takashi Kanda[2], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2]

[1]Kindai Univ., [2]Kyoto Univ.

中国高速実験炉起動試験ベンチマーク解析

Neutronics Benchmark of CEFR Start-Up Tests

*谷中　裕[1]

[1]原子力機構

高速炉核設計手法の精度確認のため、中国高速実験炉 CEFR 起動試験に関する IAEA 研究協力プロジェクト（CRP）のベンチマーク解析に参加した。原子力機構はベンチマークに設定された核特性について、高速炉の標準的な核特性解析手法を用いて解析を行った。また、核データライブラリの違いによる核特性の変化量についても分析した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，中国高速実験炉，ベンチマーク解析

1. 緒言　IAEA/CRP における CEFR 起動試験のベンチマーク解析[1]は 18 ヵ国 29 機関が参加しており、各研究機関の実験解析結果について比較検討を行うことで解析手法の高度化を図るプロジェクトである。

本報告では、主要な核特性（臨界性、制御棒価値、ナトリウムボイド反応度）について、原子力機構の解析結果と測定値の比較および JENDL-4.0 と主要核データライブラリ間の差異を定量化した。

2. 解析方法　核特性評価については JSFR の炉心設計に採用されている、3 次元 70 群拡散計算による基準計算に、輸送、メッシュおよび超微細群補正を適用する、高速炉の標準的な核特性解析手法により最確値を得た。また、確率論的手法には連続エネルギーモンテカルロ計算コードを用いた。評価済み核データライブラリは JENDL-4.0 を用いた。核データライブラリ間の差異の分析には一般化摂動論に基づく感度解析を行った。

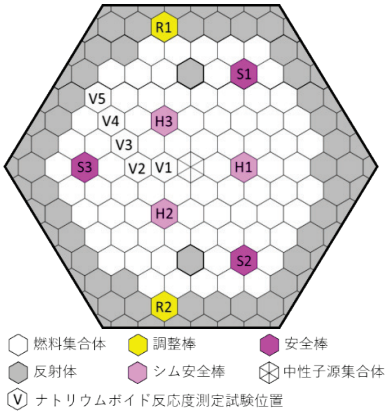
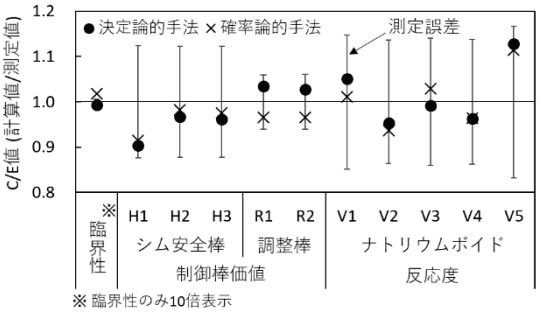


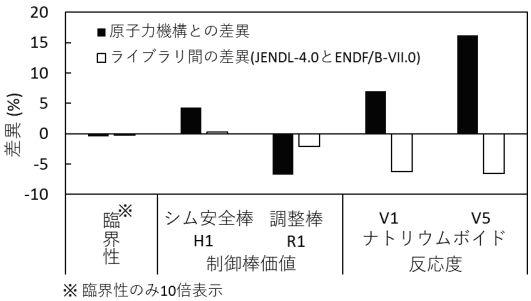
図 1. 中国高速実験炉の炉心概要(炉心部拡大)

3. 結果　図 1 に炉心概要を、図 2 に主要な核特性の解析結果を示す。原子力機構の解析結果は決定論的手法および確率論的手法ともに、測定値と測定誤差の範囲内で一致し、手法間の整合性も確認できた。図 3 に原子力機構と主要参加機関である米 ANL との決定論的手法による解析結果の差異および感度解析により得られたライブラリ間の差異を示す。臨界性は原子力機構の結果とよく一致しており、ライブラリ間の差異も小さい。制御棒価値およびナトリウムボイド反応度ではライブラリ間の差異が見られるものの、原子力機構との差異と比較すると小さく、解析手法の差異が支配的と考えられる。



※ 臨界性のみ10倍表示

図 2. 主要核特性解析結果



※ 臨界性のみ10倍表示

図 3. 原子力機構と米 ANL の差異(決定論)

4. 結言　原子力機構の解析手法により主要な核特性を精度よく評価できることが確認できた。核データの感度解析により、JENDL-4.0 と主要な核データライブラリ間の相違による核特性への影響は小さいことが確認できた。これにより、主要参加機関との差異は主に解析手法の差異と考えられる。

[1] N.Morelova, et al., Proc. Int. Conf. on FR22, IAEA-CN-291, 285p, Vienna, Austria (2022).

*Hiroshi Taninaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2G10-14] Fuel Debris

Chair:Akio Yamamoto(Nagoya Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:05 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G10] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Tomoyuki Maekawa[1], Masakazu Seki[1], Masato Sumiya[1], Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Kenta Hasegawa[1], Takashi Mori[2], Junichi Ishii[1], Fuyumi Kobayashi[1], Kazuhiko Izawa[1] （1. JAEA, 2. TNS）

2:45 PM - 3:00 PM

[2G11] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Masakazu SEKI[1], Kazuhiko IZAWA[1], Kenya SUYAMA[1] （1. JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[2G12] Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

*Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1], Kazuhiko Izawa[1], Kenya Suyama[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

[2G13] Study on the land transportation for fuel debris samples to be retrieved on trial from Unit-2 of the Fukushima Daiichi NPS

*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Masato Mizokami[2], Shinya Mizokami[2] （1. JAEA, 2. TEPCO HD）

3:30 PM - 3:45 PM

[2G14] Correlation between the canister’s criticality and activity ratio of short-half-life noble-gas fission products under various fuel debris material compositions

*Eka Sapta Riyana[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1], Keisuke Okumura[1] （1. JAEA）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（6）定常臨界実験装置 STACY の整備状況

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris
(6) Progress on manufacture and construction of the modified STACY

*前川知之[1], 関真和[1], 住谷正人[1], 荒木祥平[1], 村上貴彦[1], 長谷川健太[1], 吉川智輝[1], 森孝司[2], 石井淳一[1], 小林冬実[1], 井澤一彦[1]
[1] JAEA, [2] 東京ニュークリア・サービス

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするため、定常臨界実験装置 STACY を汎用的な軽水減速非均質炉心への更新を進めている[1]。2020 年 11 月に設工認の認可を取得し、炉心タンク等の構造物の製作を開始し、2022 年から炉心タンクを支持する実験装置架台等の耐震補強工事に着手している。本発表では、STACY 更新炉の製作及び据付工事の進捗状況を報告する。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

1. STACY の主要機器の製作　主要機器の製作状況を図 1、図 2 及び図 3 に示す。STACY は棒状燃料と軽水減速材を使用する臨界実験装置であり、炉心は直径約 1.8m、高さ約 1.9m の開放型炉心タンクの中に構成される。棒状燃料を保持する格子板は耐震の要求から上中下 3 段に分かれ、格子板ユニットに固定される。炉心タンクの上にはカドミウム安全板が設置される。その他の機器については、発表において製作状況を報告するが、全体の製作工程としては、2021 年 3 月から富士電機(株)を始めとするメーカー工場で製作を開始し、2022 年 3 月に製作を完了した。

2. STACY の据付工事の概要及び進捗状況　STACY は耐震 B クラスの原子炉として、炉心タンクを始めとする主要な機器が剛構造となるよう設計された。このため、既設設備である実験装置架台の耐震補強が必要となった。主要機器の据付に先立ち、図 4 のように、サポート柱及び梁を増設する工事を実施した。

3. 今後の予定　2022 年 8 月以降、炉心タンクを始めとする主要機器の据付工事を開始する。据付完了後、使用前事業者検査を実施し、設備全体の性能を確認し、2022 年度中に初臨界を達成する計画である。

図 1 炉心タンク

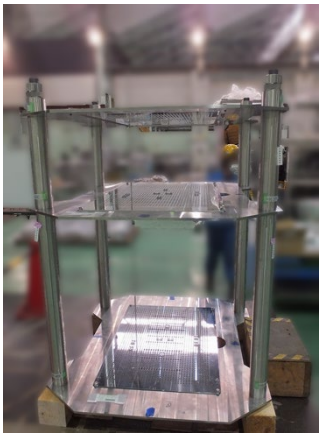


図 2 格子板

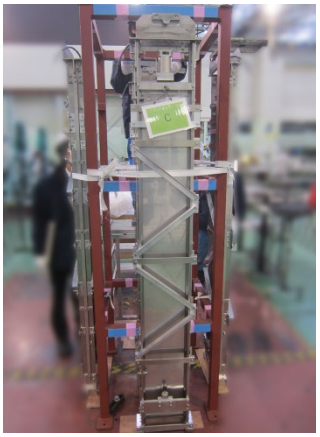


図 3 安全板

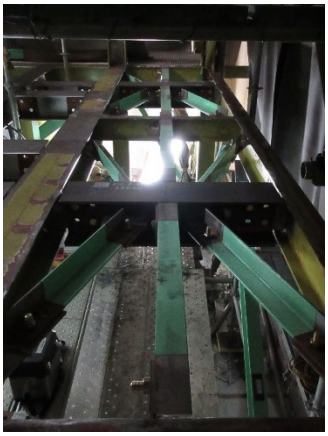


図 4 梁増設

謝辞　本発表は、原子力規制庁の「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の整備事業」の成果の一部です。

参考文献　[1]荒木他、日本原子力学会「2021 秋の年会」、R3

---

*Tomoyuki Maekawa[1], Masakazu Seki[1], Masato Sumiya[1], Shouhei Araki[1], Takahiko Murakami[1], Kenta Hasegawa[1], Tomoki Yoshikawa[1], Takashi Mori[2], Junichi Ishii[1], Fuyumi Kobayashi[1] and Kazuhiko Izawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（7）炉心周辺機器の反応度効果の事前評価

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris
(7) Evaluations of reactivity effects of equipment in a core tank

*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，関 真和[1]，井澤 一彦[1]，須山 賢也[1]
[1] JAEA

STACY 更新炉の臨界実験開始にあたり、臨界水位を正しく解析するためには、有意な反応度効果を有し臨界水位に影響を与える炉心周辺機器を同定して計算モデルで考慮する必要がある。炉心タンク内主要機器及び可動装荷物駆動装置の有する反応度について計算解析で評価し、実験計画に必要な知見を得た。
キーワード：STACY 更新炉，臨界実験，臨界集合体，反応度効果

1. 緒言　STACY 更新炉（軽水減速開放タンク型非均質臨界集合体）は令和 4 年度の初臨界を予定している。初臨界及びその後の炉物理試験の炉心構成策定のため、炉心タンク内の機器のうち有意な反応度効果を有し臨界水位の決定に影響を及ぼす可能性がある機器及び照射試料を装荷するための可動装荷物駆動装置について、計算解析により反応度効果を評価し、臨界水位を含めた実験炉心策定、試料装荷方法の決定をめざす。

2. 反応度効果の評価　初臨界時に用意される ^{235}U 濃縮度 4.9 wt.%の UO_2 棒状燃料要素（ジルカロイ被覆）及び格子間隔 1.27 および 1.50 cm の格子板で構成される矩形炉心を対象として、臨界水位に合わせて棒状燃料要素の装荷数を調整し、後述する炉心タンク内機器の有無による中性子実効増倍率の差異をモンテカルロコード MCNP6.2 及び核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて評価した。統計精度は $1\sigma < 0.00012$ であった。

炉心タンク内の機器類のうち、有意な反応度効果を有すると推定される主要な機器として、1) 安全板ガイドピン（ジルカロイ 4）、2) 定盤及び 3) 格子板（アルミニウム合金製）、4) 格子板支持部材、5) 中性子源案内管及び 6)炉心タンク（ステンレス鋼製）を評価対象機器とした。格子間隔 1.50 cm、253 本装荷矩形炉心配置（臨界水位 130 cm）においてこれらの機器の有する反応度を表 1 に示す。

また、少量の密封試料（0.3 $以下）を運転中に炉心内に出し入れ出来る可動装荷物駆動装置は、格子板中央部に設置され、上下 2 つの試料装荷室を有するが上下対称ではないため、空の各装荷室を臨界水位中央高さに配置して実効増倍率の評価を行い、上下試料装荷室で最大 3 セントほど反応度差があることがわかった。

3. 結果・考察　表 1 に示される結果は、材料の持つ反応度効果というよりも、計算で考慮する/しないの単純化バイアスによる差異が要因と考える。引き続き考慮すべき機器の調査を行い、初臨界炉心の策定を行うとともに、実験解析を精緻化するための検討を行っていく。また、可動装荷物駆動装置は、上下の照射室で得られる反応度が同一ではなく、測定対象である燃料デブリ模擬体の反応度も数セントと予想されるため、双方の照射室を同時に使用する実験は困難である。このため、燃料デブリ模擬体の測定では下部の照射室のみを使用する。

表 1 主な機器の有する反応度

対象機器	反応度 [pcm]
ガイドピン	−50
定盤	−35
格子板	−223
格子板支持部材	−24
中性子源案内管	+17
炉心タンク	Negligible

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「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の整備事業」の成果の一部です。

---

*Satoshi GUNJI[1], Shouhei ARAKI[1], Masakazu SEKI[1], Kazuhiko IZAWA[1] and Kenya SUYAMA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（8）現有燃料 400 本を用いた 2 領域炉心の検討

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris
(8) Design of two region core with 400 fuel rods

*荒木 祥平[1], 郡司 智[1], 井澤 一彦[1], 須山 賢也[1]
[1] JAEA

STACY 更新炉における実験では、弾力的な実験遂行のため、現有する 400 本の燃料棒のみを用いた実験も検討中である。本発表では、400 本のみで 1.27-cm の格子板を用いた実験を達成するため、1.27-cm 格子間隔のテスト領域及び 1.8-cm のドライバ領域を用いた 2 領域炉心を検討した状況について報告する。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の事故における燃料デブリの臨界管理に資するため、定常臨界実験装置 STACY を更新し、実験を行う計画である。STACY 更新炉には最大 900 本の燃料棒を装荷することでき、新規に製作した 900 本の燃料棒及び現有する 400 本の燃料棒を使用可能である。弾力的な実験遂行のため、最大装荷数 900 本を使用した理想的な条件での計画[1]だけでなく、現有燃料 400 本のみを用いた場合の実験を検討した。STACY 更新炉では、格子間隔 1.27 及び 1.5-cm の格子板が利用可能であるが、1.27-cm 格子板を用いて均一な炉心を構成した場合、400 本の燃料棒では制限水位上限の 140-cm 以下の水位で臨界を達成することができない。その問題点を解決するため、1.27-cm 格子間隔のテスト領域及び 1.8-cm のドライバ領域を用いた 2 領域炉心の実現可能性を検討した。

2. 2 領域炉心　図 1 に炉心構成の模式図を示す。ドライバ領域では燃料棒を市松模様状に装荷することで格子間隔を 1.8-cm にした。テスト領域のサイズを 5×5 から 15×15 まで変化させ、炉心中心での中性子フラックスを比較した。計算には MCNP6.2 及び ENDF/B-VII.1 を用いた。

3. 解析結果　図 2 に 1.27-cm 格子板に一様に燃料棒を装荷した均一 1 領域炉心とテスト領域の大きさを変化させた 2 領域炉心との炉心中央での中性子スペクトルの比較を示す。テスト領域が小さな体系(5×5)では、熱中性子領域に 20%以上の差が見られ、ドライバ領域の影響が無視できないことが確認された。一方で、テスト領域を大きくする(11×11 以上)とドライバ領域の影響は小さくなり、均一炉心との差は各エネルギー領域で 5%程度に収まることがわかった。このようにテスト領域を広げることで、中性子場の模擬性が向上することが確認でき、実験で求める中性子場の模擬性によっては、400 本の現有燃料棒のみで 1.27-cm 格子板を用いた均一炉心の実験を模擬できる可能性を確認した。

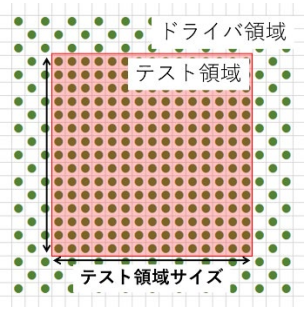


図 1. 炉心構成模式図

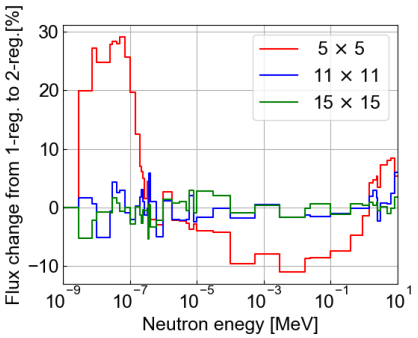


図 2. 均一炉心と 2 領域炉心との炉心中心での中性子フラックスの差

参考文献　[1]S. Gunji, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 58 (2020) 1, pp.51-61.

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「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の整備事業」の成果の一部です。

---

*Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1], Kazuhiko Izawa[1], Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

東京電力福島第一原子力発電所 2 号機試験的燃料デブリ取出しのための陸上輸送検討

Study on the land transportation for fuel debris samples to be retrieved on trial from Unit-2 of the Fukushima Daiichi NPS

*坂本 雅洋[1]，奥村 啓介[1]，溝上 暢人[2]，溝上 伸也[2]
[1]JAEA，[2]東電 HD

福島第一原子力発電所では、2 号機から少量燃料デブリ等を試験的に取出し、回収物を茨城地区へ輸送してホットセルで分析することが計画されている。そこで、全炉心 3 次元核種インベントリデータを用いて、燃料デブリの輸送方法の制限に係る、A2 値比及び空気吸収線量率の検討をおこなった。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，輸送，A2 値比，3 次元核種インベントリ計算

1. 背景と目的　東京電力福島第一原子力発電所では､2 号機から少量燃料デブリ等の試験的取出しをおこない、回収物を茨城地区へ輸送して、ホットセルで分析をすることが計画されている。当面の分析対象は少量（数グラム以下）に限定されることから、A 型輸送容器の利用が合理的と言える。そこで、2 号機の運転管理データに基づき作成した 3 次元核種インベントリデータ[1]を用いて、放射性物質等の輸送法令で求められる A2 値比[2]の検討をおこなった。また、輸送時の核物質防護該非判定に係る空気吸収線量率を検討した。

2. 解析手法　A2 値比は以下①～④、空気吸収線量率は⑤の手順で解析する。①：炉停止直後(2011 年 3 月)の 2 号機に対する 3 次元核種インベントリデータを基に 2022 年時点まで崩壊計算をおこなう。ただし、炉停止直後における揮発性元素の放出は考慮しない。②：約 1600 核種に対して放射能への単位換算をおこなう。③：A2 値比の計算に必要なデータライブラリ（A2 値ライブラリ）を、輸送法令に基づき作成する。④：放射能データと A2 値ライブラリを使用し、文献[2]の評価式により A2 値比を計算する。⑤：空気吸収線量率の計算では、炉停止直後の放射能データ（炉内全領域）と文献[3]の換算係数を用い、自己遮蔽を考慮しない点線源仮定で輸送対象物から 1m 離れた位置での空気吸収線量率を評価する。

3. 結果　ノード領域毎の燃焼度に対する A2 値比の計算結果を図 1 に示す。A2 値比は燃焼度に依存して大きくなる。これは主に燃料燃焼にともなうアクチノイド核種（^{238}Pu, ^{244}Cm, ^{241}Am(^{241}Pu 崩壊)等）の増大によるものである。また、A2 値比は、最大燃焼度よりもやや小さい燃焼度で最大になっていることがわかった。これはボイド率等の運転条件に依存する ^{238}U の転換等により A2 値比支配核種の生成量が影響を受けるためである。結果的に、回収物の全量がウラン金属かつ事故時揮発性元素の放出をゼロとする保守的仮定において、13,152 ノード領域に対する最大 A2 値比はおよそ 0.5/1gU と評価された。一方、輸送時の核物質防護該非判定に係る空気吸収線量率（輸送対象物から 1m 離れた位置での炉停止直後値）は、短寿命核種が支配的に効くため、図 2 に示すように比出力に対して直線的に変化し、最小二乗フィッティング式により良く表現することができる。これを使えば、運転管理データ等による最大比出力値から容易に核物質防護が必要（D≧1.0 Gy/h）となる最大ウラン量を評価することができる。

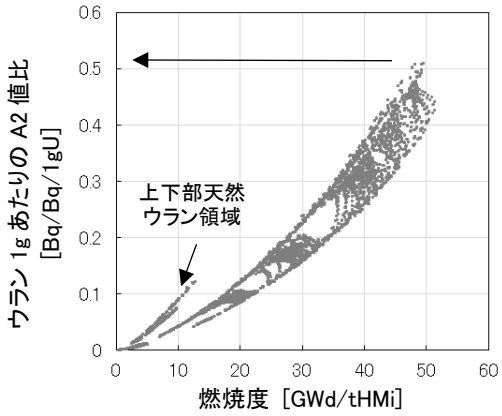


図 1　燃焼度と A2 値比の相関

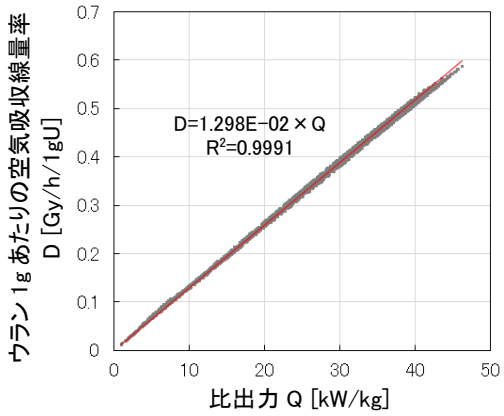


図 2　比出力と空気吸収線量率の相関

参考文献

[1] 坂本他，東電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算，日本原子力学会 2021 年春の年会(3B01, 3B02), [2] NRA，核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示, [3] NRA, ICRP Publication 107.

*Masahiro Sakamoto[1], Keisuke Okumura[1], Masato Mizokami[2] and Shinya Mizokami[2]
[1]JAEA, [2]TEPCO HD

Correlation between the canister's criticality and activity ratio of short-half-life noble-gas fission products under various fuel debris material compositions

*Eka Sapta Riyana[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1] and Keisuke Okumura[1]
[1]JAEA

We investigated the possibility of estimating the effective neutron multiplication factor (k_{eff}) of the fuel-debris canister using remote gas-radioactivity measurement. The fuel-debris compositions inside a canister may vary and depend on the fuel-debris location inside the primary containment vessel and fuel-debris removal process. Our calculation result demonstrates the correlation between k_{eff} and the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe for the various fuel debris material conditions such as fuel burn-up degree before the accident of the Fukushima Daichi Nuclear Power Stations (1F), canister filling rate, water fraction, and fuel-debris type.

Keywords: Fuel Debris Canister, Subcritical System, Non-destructive Assay (NDA), Monte Carlo Calculation, Short Half-life Fission Products

1. Introduction

In this study, we performed neutron transport and subcritical depletion calculations for the canister filled with various fuel debris using a newly developed Monte Carlo depletion code [1]. The objective is to demonstrate that by measuring the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe of a fuel-debris canister, we can estimate canister criticality and other possible parameters without requiring prior detailed knowledge of the material composition and shape of fuel debris.

2. Calculation Method and Results

We performed a calculation of the canister filled with fuel debris from 1F Unit 2 with various conditions such as canisters filling rate, water contents, and types (molten fuel, uranium rich, molten-core–concrete interaction (MCCI)) to obtain the canister activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe. We have successfully obtained the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} as shown in Figure 1. The figure shows, for the core averaged fuel isotope composition, the correlations between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} is almost linear and similar regardless of various fuel debris compositions introduced from canister filling rate, water contents, and types.

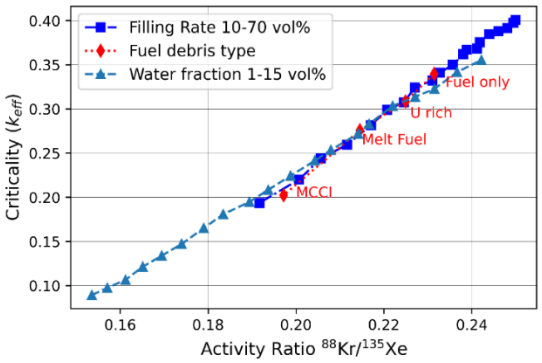


Figure. 1. Activity ratio of ^{88}Kr/^{135}Xe versus criticality (k_{eff}) of the canister under various conditions.

3. Conclusion

The depletion calculation for the subcritical canister filled with fuel debris using the newly developed Monte Carlo code has been successfully performed. The calculation result shows the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and canister effective multiplication factor (k_{eff}) is linear and similar regardless of various fuel debris compositions.

References: [1] Eka S. Riyana, et al., Journal Nucl Sci Technol. 2022; 59(4): 424–430.

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

[2G15-17] Kinetics Analysis

Chair:Ryoichi Kondo(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:05 PM - 4:55 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G15] The reactivity condition for linear temperature feedback in estimating the number of fissions in power peak

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[2G16] Study on inverse kinetic method without explicitly using neutron generation time

*Tomohiro Endo[1], Kenichi Watanabe[2], Manobu Tanaka[3] (1. Nagoya Univ., 2. Kyushu Univ., 3. KEK)

4:20 PM - 4:35 PM

[2G17] Development of Digital Triplet for Reactor Physics Education using Experiments

*Yoshiki Yamashita[1], Kaito Ito[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1] (1. Nagoya Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ピーク核分裂数の評価において温度フィードバックを線形で取り扱うための反応度条件

The reactivity condition for linear temperature feedback in estimating the number of fissions in power peak

*山根 祐一
原子力機構

臨界事故影響の簡易評価手法の適用性検討に資する目的で、第１ピークエネルギーの評価において、温度フィードバックを線形で扱うことができる条件について検討した。反応度温度係数の比で表される新しい指標を用いることで、線形フィードバックが適用可能な初期超過反応度の範囲が明らかになることが示された。

キーワード：臨界事故，核分裂数，温度フィードバック，反応度，一点炉動特性

1. 緒言　臨界事故影響評価を目的として開発された手法としては、核分裂数等を核燃料溶液の体積の関数として表す手法（簡易手法）や一点炉動特性方程式を数値的に解く計算コードなどが挙げられる。計算コードでは温度上昇ΔTに対するフィードバック反応度をΔTの２次関数（$\boldsymbol{\rho_{FB} = \alpha_1 \Delta T + \alpha_2 \Delta T^2}$）として扱うことが一般的であるが、簡易手法では$\Delta T$の線形関数（$\boldsymbol{\rho_{FB} = \alpha \Delta T}$）として扱っている例が多い。硝酸ウラニルなどの溶液系では線形性が低いことが知られており、これを線形で取り扱うことの妥当性を確認する必要がある。

２次関数の第１項が第２項に比べて大きければ（$\boldsymbol{\alpha_1 \Delta T \gg \alpha_2 \Delta T^2}$）第２項を無視して線形（$\boldsymbol{\rho_{FB} = \alpha_1 \Delta T}$）で取り扱うことができそうだが、一般に初期超過反応度$\boldsymbol{\rho_0}$が大きいとΔTも大きくなるため、これらの項の比較には$\boldsymbol{\rho_0}$も考慮する必要がある。

ここでは総核分裂数への寄与が大きい、出力の第１ピークについて、２次の温度フィードバック反応度を考慮し、遅発中性子項を無視した近似によって得られたエネルギーの式[1]

$$\boldsymbol{E_p = \int_0^{t_F} P dt = \frac{3A}{2K}\left[\sqrt{\frac{4}{3}x + 1} - 1\right],\ x \equiv \frac{\beta - \rho_0}{\alpha_2 A^2},\ A \equiv \frac{\alpha_1}{2\alpha_2}} \qquad \textbf{(1)}$$

（ここで$\boldsymbol{\beta}$：実効遅発中性子割合、$\boldsymbol{K}$：熱容量の逆数）を用いて、温度フィードバック反応度を線形で取り扱うことが妥当な反応度$\boldsymbol{\rho_0}$の範囲についての検討を行った。この成果は、簡易評価手法の適用性や精度向上の検討に役立つことが期待できる。

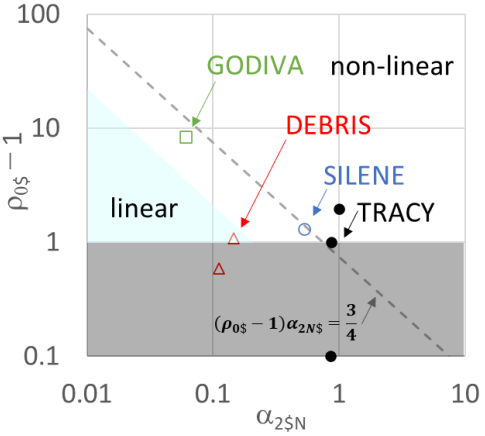


図１：線形フィードバックの条件

2. 検討　式（１）は、根号中の$\left|\frac{4}{3}x\right| \ll 1$の条件において、温度フィードバックを線形で扱った Nordheim-Fuchs による式$\boldsymbol{E_{pNF} = \frac{2(\rho_0 - \beta)}{|\alpha| K}}$に一致する。ドル単位の新しい指標

$\boldsymbol{\alpha_{2\$N} \equiv \frac{|\alpha_{2\$}|}{\frac{1}{4}\alpha_{1\$}^2}\left(= \left|\frac{1}{\alpha_{2\$} A^2}\right|\right)}$を用いると、この条件は$\boldsymbol{(\rho_{0\$} - 1)\alpha_{2N\$} \ll \frac{3}{4}}$と表され、これより温度フィードバックを線形で扱える反応度の範囲は図１に示される、水色の三角形の領域で表されることがわかった（$\boldsymbol{\rho_{0\$} \equiv \rho_0/\beta}$）。

3. 結論　温度フィードバックを線形で扱える初期超過反応度の範囲と温度係数を用いた新指標との関係が明らかになった。線形温度フィードバックでも誤差がそれほど大きくならない条件等について今後検討する。

参考文献　[1] 山根祐一、2015 年春の年会 J25(2015).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

中性子生成時間を陽に利用しない逆動特性法に関する検討

Study on inverse kinetic method without explicitly using neutron generation time

*遠藤 知弘[1]，渡辺 賢一[2]，田中 真伸[3]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]KEK

中性子生成時間の不確かさが大きく、入力信号(中性子計数)におけるノイズ・外れ値の影響が大きい場合でも頑健に反応度を逆推定可能な方法として、①中性子生成時間を陽に利用しない形式による単純フィードバック法の改良および②メディアンフィルタの適用について検討した。

キーワード：逆動特性法、反応度、中性子生成時間、単純フィードバック法、メディアンフィルタ

1. 緒言　1F 燃料デブリ取出作業時における未臨界監視を考えた場合、対象体系に関する不確かさが大きいため、事前の数値解析により推定された一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間Λおよび実効遅発中性子割合β_{eff})の不確かさも大きくならざるを得ない。また、中性子計数の時系列データ測定値が低計数率となる場合、ノイズ・外れ値の影響が大きくなる状況も想定される。そこで本研究では、上述したような条件下でも頑健に反応度を逆推定可能な方法として、①中性子生成時間を陽に利用しない形式による単純フィードバック法[1]の改良、②入力信号(中性子計数)に対するメディアンフィルタの適用について検討を実施した。

2. 提案手法　過渡変化時における中性子計数の時系列データ$P_n = P(t_n)$を測定し、ノイズ・外れ値の影響を軽減するためメディアンフィルタを適用する。Λとβ_{eff}を陽に利用しない手法を考案するため、ドル単位反応度$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$の推定に対して単純フィードバック法[1]を適用することで、以下の推定式を得ることができる。

$$S_0 = -(\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_0 P_0, \quad A_{i,0} = P_0,$$

$$A_{i,n} = A_{i,n-1}\mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t} + \left(1 - \mathrm{e}^{-\lambda_i \Delta t}\right) P_n,$$

$$P_{\mathrm{ex}} = \frac{\left(\sum_{i=1}^{6} a_i A_{i,n}\right) + S_0}{1 - (\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_{n-1}}, \qquad K = \frac{1 - (\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_{n-1}}{P_n},$$

$$\therefore (\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_n = (\rho/\beta_{\mathrm{eff}})_{n-1} + K(P_n - P_{\mathrm{ex}})$$

a_iおよびλ_iはi群の遅発中性子の相対収率($\sum_{i=1}^{6} a_i = 1$)および先行核の崩壊定数、S_0は校正ずみの実効中性子源強度、Δtは時間ステップ幅、下添字nはn番目の時間ステップをそれぞれ表す。

3. 適用結果　過去に KUCA で実施した未臨界過渡変化実験[2]で測定された中性子計数の時系列データに対して、乱数を用いることで外れ値を含んだ低計数率測定データP_nを仮想的に生成した(図 1)。21 個の時間ステップ単位で①P_nを移動平均(赤破線)あるいは②メディアンフィルタ(青実線)を適用し、ドル単位反応度$(\rho/\beta_{\mathrm{eff}})$をそれぞれ推定した。図 2 から分かるように、外れ値に対するメディアンフィルタの有効性を確認することができた。

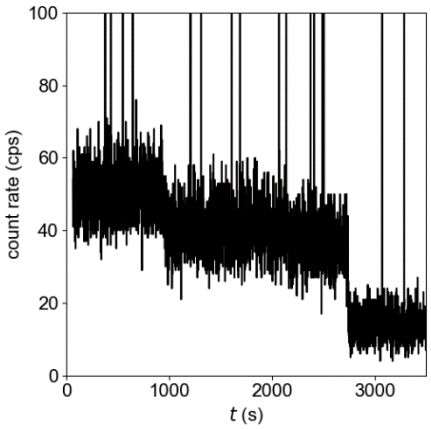


図 1 外れ値ありの中性子計数率

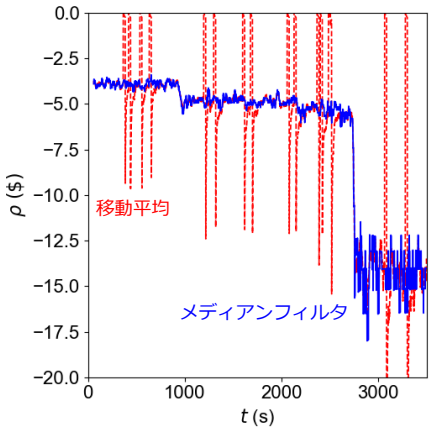


図 2 反応度の逆推定結果

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA20P20336542)の助成による。

参考文献　[1] Y. Shimazu, *Ann. Nucl. Energy*, **73**, pp.392–397 (2014);
[2] T. Endo et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **123**, pp.841–844 (2020).

*Tomohiro Endo[1], Kenichi Watanabe[2], Manobu Tanaka[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]KEK

実験的炉物理教育のためのデジタルトリプレット開発
—(2)逆動特性法による反応度の推定—

Development of Digital Triplet for Reactor Physics Education using Experiments

(2)Reactivity Estimation based on Inverse Kinetics Method

*山下 芳輝[1]，伊藤 魁人[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

先行研究で開発した臨界集合体シミュレータに対して、逆動特性法に基づく反応度を計算する機能を追加した。作成した計算プログラムのコードを用いて、近畿大学原子炉を想定した仮想的な動的制御棒反応度価値測定を模擬した動特性計算を実施し、制御棒校正曲線の推定を試みた。

キーワード：デジタルトリプレット，反応度，逆動特性法，近畿大学原子炉，動的制御棒反応度価値測定

1. 緒言

先行研究で開発したシミュレータは、任意の臨界集合体および動力炉における主要な炉物理実験・炉物理試験を模擬することができる。また、デジタルトリプレットの一部として、動特性計算によって得られる遅発中性子先行核密度、シミュレータに入力している真の反応度など、通常の実験では測定できないパラメータを可視化している。しかし、実験においては、反応度はペリオド法や反応度計により測定される。そこで、シミュレータに入力している真の反応度の代わりに、逆動特性法を用いて反応度を計算し、それを表示する機能を実装した。

2. 反応度表示機能の実装

一点炉動特性方程式を変形して得た以下の逆動特性方程式から反応度を評価した。

$$\begin{cases} \rho(t) = \dfrac{\Lambda}{R(t)}\left(\dfrac{dR}{dt} + \sum_i \dfrac{dC_i}{dt} - \varepsilon S\right) \\ \dfrac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i(t) + \dfrac{\beta_i}{\Lambda} R(t) \end{cases}$$

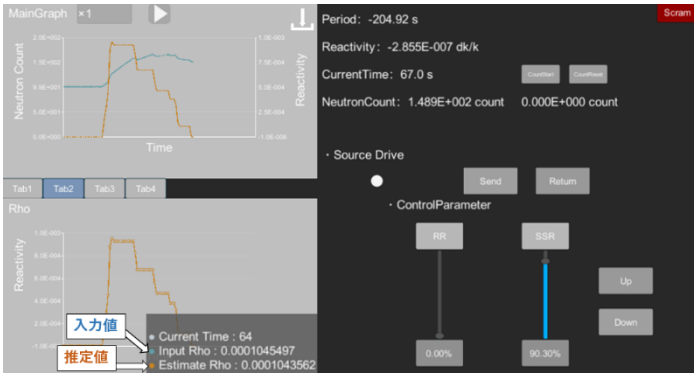


図 1 逆動特性法による反応度計算・表示機能

逆動特性方程式に基づき、シミュレータの動特性計算で得られた中性子計数率や遅発中性子先行核密度から反応度を計算し、その変化をリアルタイムでグラフにプロットする機能を実装した(図 1)。実際にシミュレータに入力している反応度と逆動特性法により推定した反応度を比較することができる。

3. 動的制御棒反応度価値測定

近畿大学原子炉を想定した仮想的な動的制御棒反応度価値測定を模擬した。シム安全棒（SSR）を想定した制御棒を毎秒全引抜量の 1%ずつ移動させ、得られた中性子計数率から反応度を推定し、得られた反応度と制御棒の位置から制御棒校正曲線を評価した。シミュレータの入力に用いた SSR の制御棒価値と評価結果を比較すると、両者はおおよそ等しくなった(図 2)。また、実際の実験では中性子計数率の測定に統計誤差が生じているため、計数率に統計誤差がある場合を模擬したシミュレーションも行った。その結果、統計誤差が大きな場合には、反応度を適切に推定することが困難になるという課題が分かった。

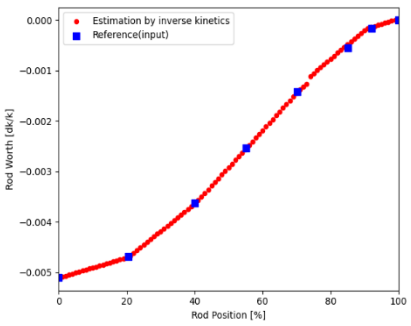


図 2 仮想的な制御棒反応度価値測定

*Yoshiki Yamashita[1], Kaito Ito[1],Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

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

[2G18-21] Analysis Code Development, V&V 2

Chair:Rei Kimura(Toshiba ESS)

Thu. Sep 8, 2022 4:55 PM - 6:00 PM Room G (E1 Bildg.3F No.32)

[2G18] Study of the introduction of SCALE/ORIGEN into the MCNP-BURN2 code

*Shunichiro Omika[1], Satoshi Wada[1], Kenichi Yoshioka[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:55 PM - 5:10 PM

[2G19] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Yoshiro Kudo[1], Keisuke Yamauchi[1], Daichi Yamada[1], Takashi Yoshii[2], Tsuyoshi Ama[2], Yusuke Kuroda[2] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc, 2. TEPCO SYSTEMS CORP.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2G20] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Yusuke Kuroda[1], Tsuyoshi Ama[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:25 PM - 5:40 PM

[2G21] Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

*Tsuyoshi Ama[1], Yusuke Kuroda[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MCNP-BURN2 コードへの SCALE/ORIGEN の導入検討

Study of the introduction of SCALE/ORIGEN into the MCNP-BURN2 code

*大甕　舜一朗[1]，和田　怜志[1]，吉岡　研一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

東芝 ESS では、モンテカルロ輸送放射化評価コード MCNP-BURN2 を開発し、燃料の燃焼特性評価や廃炉時の放射化評価等に利用している。本発表では MCNP-BURN2 の核種生成評価に SCALE6.2 コードシステムに組み込まれている ORIGEN モジュールの導入を検討した結果と検証内容について報告する。

キーワード：MCNP-BURN2, ORIGENS, ORIGEN2, MCNP, 燃焼解析

1. 緒言

MCNP-BURN2[1](以降、MB2)では、核種生成評価に ORIGEN2[2]を用いてきた。しかし、ORIGEN2 用ライブラリの生成は公開コードでは行えず、近年は最新の核データライブラリへの対応もなされていない。そこで、MB2 の燃焼計算モジュールに SCALE6.2 コードシステム[3]に組み込まれている ORIGEN モジュール(以降、ORIGENS)の適用を検討した。ORIGENS を用いることで、最新の物理モデルや任意の核データライブラリをユーザが自由に使用することが可能となった。

2. SCALE/ORIGEN の導入検討

2-1. システム概要

MB2 は、中性子輸送計算を行う MCNP[4]と、核種生成崩壊計算を行う ORIGEN2 とを連成させ燃焼計算を行うシステムである。MB2 の核種生成崩壊計算に ORIGENS を導入することにより、SCALE システムの核データ処理コード AMPX が使用可能となる(図 1)。MB2 に ORIGENS を導入したシステムを本予稿では MB3 と記す。

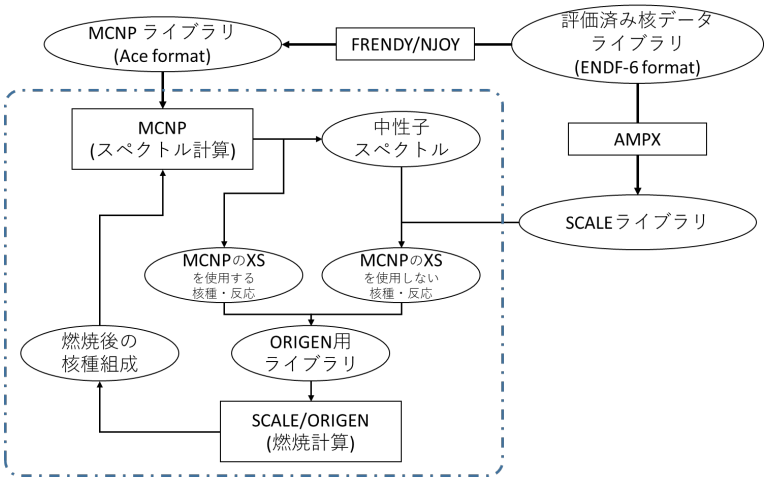


図 1　MCNP-BURN2 システム概要(MB3)

2-2. ベンチマーク解析

MB3 の妥当性確認として OECD/NEA 主催の燃焼度クレジットに関するベンチマーク問題[5]を用いた。解析結果の一例としてボイド率 40%のときの燃焼度依存の無限増倍率の相対差を図 2 に示す。ここで、図中の Ave.はベンチマーク問題に参加した全ての機関・コードの平均値を示す。OECD/NEA 主催ベンチマーク参加全 35 機関（手法、核データ等のバラエティあり）の 2σ ～1%に照らし合わせ、燃焼を通して 1%未満で一致しており MB3 の解析は妥当であるといえる。

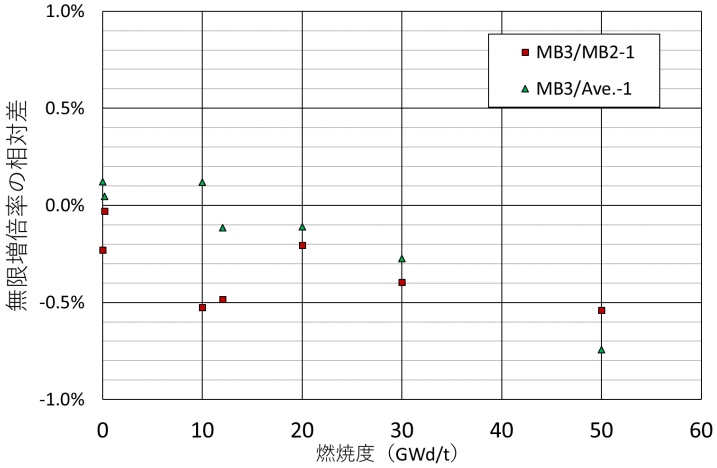


図 2　無限増倍率の比較

参考文献

[1]Y. Ando et al., JAERI-Conf 2003-019 (Part II), p. 494,

[2] ORNL/TM-7175, [3]ORNL/TM-2005/39,

[4] LA-UR-17-24260, [5] NEA/NSC/R(2015)6

※　本予稿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。

*Shunichiro Omika[1], Satoshi Wada[1] and Kenichi Yoshioka[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価 （1）取替炉心の安全性確認に用いる解析コードの 適格性評価に係る要求事項

Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5
(1)Requirements for Verification and Validation of BWR Core Analysis Code used in Reload Core Safety Evaluation

*工藤義朗[1]，山内景介[1]，山田大智[1]，阿萬剛史[2]，黒田祐輔[2]，吉井貴[2]
[1]東電 HD，[2]テプシス

規制要求事項及び民間規格の整備状況を踏まえた上で，取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードに対する適格性評価（検証及び妥当性確認）に係る要求事項，事業者が実施する適用性の確認の考え方について述べる。併せて，CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価についての背景説明とする。

キーワード：V&V, CASMO5, SIMULATE5，取替炉心

1. 緒言

東京電力グループでは，取替炉心の安全性の確認に用いる次期 BWR 炉心核熱水力解析コードシステムとして CASMO5/SIMULATE5 の整備を進めてきた。背景として，長期停止後の再稼働に加えて，将来の 10×10 燃料，MOX 燃料の導入など非均質性の増す燃料設計・核設計を持つ燃料においても適正に評価パラメータを解析できることが求められる点が挙げられる。

2. 取替炉心の安全性確認に使用するコードの適格性評価

2-1. 背景

新検査制度では，取替炉心の安全性確認に使用するコード（以下，“取安解析コード”という。）について，“事業者が対象の炉心に対してあらかじめその妥当性を確認”することが要求され，その具体的な要件が示されている。東京電力では，日本電気協会より発刊予定の“取替炉心の安全性確認に用いる解析コードの適格性評価規程”（以下，“取安コード規程”という。）と規制要件との対応関係を確認した上で，取安コード規程に基づいて実施された適格性評価のプロセス及び成果を詳細に評価し，規制要件を満たすことを確認することとしている。

2-2. 取安コード規程における適格性評価上の要求事項及び確認の考え方

取安コード規程においては次の 4 エレメントに分けて適格性評価に係る要求事項などが規定されている。

エレメント 1：重要な数学モデルの選定及び計算モデルの確認
エレメント 2：数学モデル及び計算モデルの検証
エレメント 3：試験データベースの整理
エレメント 4：計算モデル及び取安解析コードの妥当性確認及び予測性能の把握

上記の 4 エレメントはそれぞれサブステップに分かれる。サブステップごとの規定に従って評価を順に進めることで，取安解析コードの不確かさが検証及び妥当性確認に基づいて定量化され，あらかじめ定められた予測性能に対する要求との比較がなされて，予測性能が必要な水準に達しているか否かが把握できる。

2-3. CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価

本シリーズ発表の(2)及び(3)で CASMO5 及び SIMULATE5 の適格性評価についてそれぞれ報告する。

---

*Yoshiro Kudo[1], Keisuke Yamauchi[1], Daichi Yamada[1], Tsuyoshi Ama[2], Yusuke Kuroda[2], Takashi Yoshii[2]
[1]TEPCO HD, [2]TEPSYS.

BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価 （2）燃料集合体核特性計算コード CASMO5 の適格性評価

Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5

(2)Verification and Validation of CASMO5

*黒田祐輔[1]，阿萬剛史[1]，吉井貴[1]，山内景介[2]，工藤義朗[2]，山田大智[2]

[1]テプシス，[2]東電 HD

次期 BWR 炉心核熱水力解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価を行い，燃料集合体核特性計算コード CASMO5 が取替炉心の安全性確認に用いるコードに要求される予測性能を有することを確認した。

キーワード：V&V, CASMO5, SIMULATE5, 取替炉心

1. 緒言

取替炉心の安全性確認に用いる次期 BWR 炉心核熱水力解析コードシステムとして，米国 Studsvik Scandpower 社が開発した CASMO5/SIMULATE5 を採用した。日本電気協会より発刊予定の“取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程”（案）の規定に従って，このうち CASMO5[1]の適格性評価を行った。

2. CASMO5 の適格性評価

2-1. MVP 解析結果との評価

コード検証の一環として，無限増倍率，核分裂率分布及び各種反応度について，CASMO5 による解析結果と連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP[2]及び MVP-BURN による解析結果とを比較した。比較は CASMO5/SIMULATE5 の適用範囲を網羅するよう様々な条件について実施し，両者の差は要求された予測性能に対して影響を与えない範囲であることを確認した。9×9 燃料の無限増倍率の例を図 1 に示す。

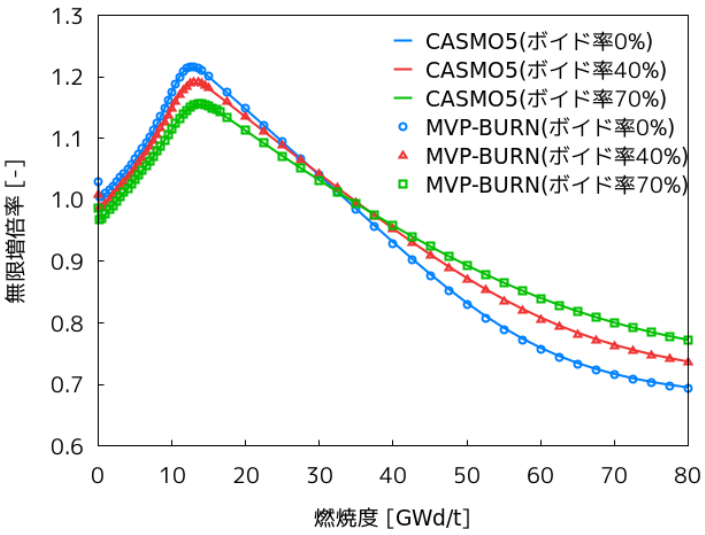


図 1 無限増倍率の比較

2-2. 臨界試験測定結果との比較

妥当性確認の一環として，実効増倍率，核分裂率分布及び各種反応度について，国内外で実施された臨界試験の測定結果と CASMO5 の解析結果とを比較し，両者の差は要求された予測性能に対して影響を与えない範囲であることを確認した。

3. 結論

CASMO5 が取替炉心の安全性確認に用いる燃料集合体核特性計算コードとして必要な予測性能を有することを確認した。

参考文献

[1] J. Rhodes, K. Smith, D. Lee, “CASMO-5 Development and Applications”, PHYSOR 2006

[2] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai, T. Mori, "MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods", JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

---

*Yusuke Kuroda[1], Tsuyoshi Ama[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2]

[1]TEPSYS, [2]TEPCO HD.

BWR 炉心核熱水力特性解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価 （3）3 次元核熱水力計算コード SIMULATE5 の適格性評価

Verification and Validation of BWR Core Analysis Code CASMO5/SIMULATE5
(3)Verification and Validation of SIMULATE5

*阿萬剛史[1]，黒田祐輔[1]，吉井貴[1]，山内景介[2]，工藤義朗[2]，山田大智[2]
[1]テプシス，[2]東電 HD

次期 BWR 炉心核熱水力解析コードシステム CASMO5/SIMULATE5 の適格性評価を行い，3 次元核熱水力計算コード SIMULATE5 が取替炉心の安全性の確認に用いるコードに要求される予測性能を有することを確認した。

キーワード：V&V, CASMO5, SIMULATE5, 取替炉心

1. 緒言

取替炉心の安全性の確認（以下，“取安評価”という。）に用いる次期 BWR 炉心核熱水力解析コードシステムとして，米国 Studsvik Scandpower 社が開発した CASMO5/SIMULATE5 を採用した。日本電気協会より発刊予定の“取替炉心の安全性の確認に用いる解析コードの適格性評価規程”（案）（以下，“取安コード規程”という。）の規定に従って，3 次元核熱水力計算コード SIMULATE5[1]の適格性評価を行った。

2. SIMULATE5 の適格性評価

2-1. 要求すべき予測性能の評価

取安評価の評価パラメータに対して，注目パラメータを定め，SIMULATE5 が有すべき，「要求すべき予測性能」を評価した。これには，ガンマスキャン測定値と計算値の比較により計算される不確かさの水準などが含まれる。

2-2. 検証の一環としての CASMO5 解析結果との比較

SIMULATE5 により計算されるピン出力分布と CASMO5 により計算されるピン出力分布を比較した。10×10 燃料の例を図 1 に示す。両者は予測性能への要求の範囲内で一致した。

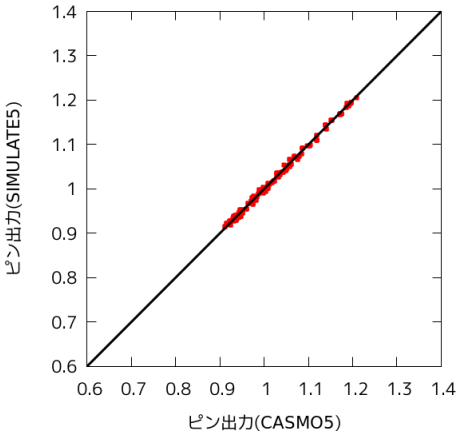


図 1　ピン出力の比較

2-3. 妥当性確認の一環としてのガンマスキャン測定値との比較

欧州 Oskarshamn2 号機で実施されたバンドル及びピン・ガンマスキャン測定値と SIMULATE5 の計算値とを比較した[2]。両者は予測性能への要求の範囲内で一致した。

3. 結論

SIMULATE5 が取安評価に用いる 3 次元核熱水力計算コードとして必要な予測性能を有することを確認した。また，これまでに実施した検証及び妥当性確認の結果を総合し，CASMO5/SIMULATE5 のコード説明書を作成した。同コード説明書には，取安コード規程に記載の，エレメント 1 から 4 の構成を含んでいる。

参考文献

[1] T. Bahadir, S-O. Lindahl, “Studsvik’s Next Generation Nodal Code SIMULATE-5”, ANFM 2009.

[2] 阿萬ら,「CASMO5/SIMULATE5 を用いた欧州 BWR10×10 燃料装荷炉心のガンマスキャン評価」, 日本原子力学会 2018 秋の大会，2M15.

---

*Tsuyoshi Ama[1], Yusuke Kuroda[1], Takashi Yoshii[1], Keisuke Yamauchi[2], Yoshiro Kudo[2], Daichi Yamada[2]
[1]TEPSYS, [2]TEPCO HD.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H01-03] F82H

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:20 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H01] Effects of bonding temperature and chemical composition for precipitation on interface of HIPed F82H steel joints.

*Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1] （1. Muroran IT）

9:30 AM - 9:45 AM

[2H02] Development of a non destructive testing of F82H steel HIPed interface by high energy x-ray spectral analysis.

*Hiroshi Sakurai[1], Takashi Nozawa[2], Kosuke Suzuki[1], Kazushi Hoshi, Hiroto Haga[3], Hiroyasu Tanigawa[2], Someya Yoji[2], Masao Tsuchiya[3], Hiroshi Takeuchi[3], Naruki Tsuji[4] （1. Gunma Univ., 2. QST, 3. MTC, 4. JASRI）

9:45 AM - 10:00 AM

[2H03] Fretting corrosion behaviors of $Li_{2.15}TiO_3$ pebble and RAFM steel F82H under inert gas environment

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Masami Ando[2], Taehyun Hwang[2], Yutaka Sugimoto[2] （1. Tokyo Tech, 2. QST）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

F82H 鋼 HIP 接合材界面上の析出挙動に及ぼす接合温度と組成の効果

Effects of bonding temperature and chemical composition for precipitation on interface of HIPed F82H steel joints

*岸本　弘立[1]，中里　直史[1]
[1]室蘭工業大

F82H 鋼を用いた核融合炉ブランケットの第一壁製作に熱間等方圧加圧法（HIP 法）が使用される可能性がある。F82H 鋼の HIP 接合界面にはケイ素酸化物が形成され、靭性低下の原因となる。本発表はこの酸化物形成に及ぼす接合温度と鋼材の組成の影響について議論を行う。

キーワード：F82H 鋼　第一壁　熱間等方圧加圧法　HIP　接合

1. 緒言

低放射化フェライト鋼である F82H 鋼は核融合炉第一壁の構造材料として有力な候補の一つである。第一壁は複雑な構造を有しているため、製造において熱間等方加圧(HIP)法を用いることが検討されている。HIP 法は溶接と比較すると熱影響部が狭く複雑な形状の部材が作製可能であるが、HIP 接合した F82H 鋼の接合界面上には高密度のケイ素酸化物が形成し、接合材の靭性は母材部と比べ著しく低下することがわかっている。本研究では酸化物の形成と接合温度の相関評価を行ない、酸化物の形成メカニズムを考察する。

2. 実験方法

共試材の F82H 鋼は 20×3×1mm の短冊状試験片に加工して接合面を機械研磨（＃1200）仕上げとし、HIP 用のキャプセルとしてφ6mm の軟鋼管を用いた。軟鋼管の一端を TIG 溶接で封止した後に試料を装荷し、600℃で 2 時間、真空中で脱ガス処理を行った後、軟鋼管を真空に引きつつ溶断して真空封入した試料を HIP 処理に供した。HIP 処理温度はオーステナイト変態点以下と考えられる 800℃、およびオーステナイト相となる 900℃、通常の HIP 処理温度である 1100℃を選択し、温度保持時間 2 時間、圧力 145MPa で実施した。HIP 処理後の試料は切断・表面研磨したのち SEM による微細組織観察、EPMA による組成分析を行った。

3. 結果と議論

図 1 に各接合温度における HIP 接合材の接合界面近傍の反射電子像を示す。黒色を示すものが軽元素で構成される析出物であり、接合温度によって低温では線状、高温での接合では円形の粒子状で観察される。高倍での観察では図 1 では線状に観察された 800℃接合材の析出物相も細かい粒子状の析出物の集合体であることがわかる。の EPMA による元素分析から、800℃においても接合界面上の黒色の析出物は Si 酸化物であると考えられ、ケイ素、酸素に加えてバナジウムも界面上の多く存在していた。これはより高温での接合材とほぼ同じ傾向であった。F82H 鋼の構成元素の中で Si は酸化物形成自由エネルギーが最も小さく、バナジウムが次いで小さい。本研究の結果から 800℃程度の低い温度においても Si 酸化物形成は生じており、HIP 処理中に表面近傍から Si などが Fe 酸化物もしくは Cr 酸化物を還元し、最終的に形成エネルギーが低いケイ素が Si 酸化物となると考えられる。ケイ素酸化物の形成を抑止するには Si より低い酸化物形成エネルギーを持つ元素を活用する、表面処理でケイ素の拡散を妨げる、還元処理で酸化物層を除去しておくなどが考えられるが、検討を要する。

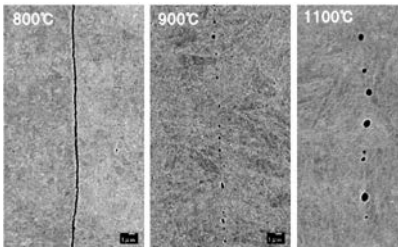


図 1　接合温度 800℃、900℃、1100℃で接合した HIP 界面近傍の反射電子像

*Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1]
[1]Muroran-IT.

高エネルギーX 線スペクトル解析による F82H 鋼 HIP 界面の非破壊検査法の開発

Development of a non-destructive testing of F82H steel HIPed interface by high energy x-ray spectral analysis

*櫻井浩[1]，野澤貴史[2]，鈴木宏輔[1]，石井翔也[1]，星和志[1]，尾崎秀嗣[3]，羽賀浩人[3]，谷川博康[2]，染谷洋二[2]，橋本秀宏[3]，土屋将夫[3]，竹内浩[3]，辻成希[4]
[1]群馬大学，[2]QST 六ケ所研究所，[3]金属技研，[4]JASRI

高透過率を有する高エネルギーX 線を用いて得られた散乱及び蛍光 X 線エネルギースペクトルを解析することにより、F82H 鋼の HIP(Hot-Isostatic Pressing)接合界面の健全性についての非破壊検査法を開発することを目的とする。

キーワード：F82H 鋼，コンプトン散乱，HIP 界面，高エネルギーX 線，非破壊検査

1. 緒言

発電実証を行う核融合原型炉のブランケットは過酷な条件下での利用が想定されるため、低放射化フェライト鋼（F82H 鋼）の HIP による製造が唯一と考えれられている[1]。高い信頼性を保証するため、完成品あるいは使用中の HIP 界面の非破壊評価が必要である。そこで本研究では、高い透過能を有する高エネルギーX 線を用いて、F82H 鋼 HIP 接合面近傍から得られる蛍光 X 線・コンプトン散乱 X 線スペクトルを解析し、析出物の化学的・定量的情報を非破壊検査する手法を検討した。

2. 実験

SPring-8-BL08W に設置されている Li イオン電池評価を目的としたコンプトン散乱解析装置[2]を用いて測定した。試験片は F82H－BA12 鋼であった。試験片表面をアルミナバフ研磨し HIP 接合を行った。単色化した 115.7keV の直線偏光 X 線を 1mm width × 0.02mm height に整形し HIP 界面に平行に照射した。90 度散乱した X 線を 1 ㎜□のコリメーターを有する Ge 半導体検出器（9 素子）で検出し、X 線エネルギースペクトルを計測した。0.01mm step/20min.で計測した。

3. 結果と考察

Figure 1 に計測された X 線エネルギースペクトルを示す。60keV 近傍に W Kα, W Kβ, Ta Kα の各蛍光 X 線、95keV 近傍にコンプトン散乱 X 線、115.56keV に弾性散乱 X 線が観測される。蛍光 X 線の解析から、母合金と比較して Ta 元素は HIP 界面で 10%程度集積、HIP 界面近傍での減少が示唆された。コンプトン散乱 X 線の解析から SiO2 の HIP 界面中の析出が示唆された。これらの結果は HIP 界面の破壊検査の報告[3]と整合していた。詳細は当日報告する。

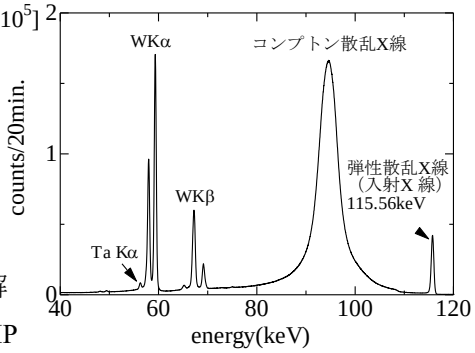


Figure 1

参考文献

[1] H. Tanigawa et al., Fusion Eng. Des. 83, pp. 1471-1476 (2008).
[2] K. Suzuki et al., J. Appl. Phys. 119, 025103(2016).
[3] T. Nozawa et al., J. Nucl. Mater. 427, pp. 282-289(2012).

*H. Sakurai[1], T. Nozawa[2], K. Suzuki[1], S. Ishii[1], K. Hoshi[1], H. Ozaki[3], H. Haga[3], H. Tanigawa[2], Y. Someya[2], H. Hashimoto[3], M. Tsuchiya[3], H. Takeuchi[3], N. Tsuji[4]
[1]Gunma Univ., [2]Rokkasho Fusion Inst., QST, [3]MTC, [4]JASRI

不活性ガス環境下における固体増殖材と低放射化フェライト鋼のフレッチング腐食挙動に関する研究

Fretting corrosion behaviors of $Li_{2.15}TiO_3$ pebble and RAFM steel F82H under inert gas environment

*正木 晴也[1], 近藤 正聡[1], 金 宰煥[2], 中道 勝[2], 安堂 正己[2], 黄 泰現[2], 杉本 有隆[2]

[1]東京工業大学, [2]量子科学技術研究開発機構

本研究の目的は固体増殖ブランケット模擬環境下におけるトリチウム増殖材微小球と低放射化フェライト鋼F82Hのフレッチング腐食挙動を明らかにすることである。F82H試験片の温度を最大573 Kとし、大気及び酸素濃度1 vol%のアルゴン雰囲気下でフレッチング試験を実施した。573 Kの温度条件では、アルゴン環境中に僅かに含まれる酸素(1 vol%)により試験片表面が酸化し、この表面酸化層がフレッチング現象を抑制することがわかった。

キーワード：核融合、フレッチング腐食、ブランケット、固体増殖材、低放射化フェライト鋼

1. 緒言

核融合炉の固体増殖ブランケットにおいて、トリチウム増殖材微小球と低放射化フェライト鋼F82H製の冷却管の間で、冷却水の流動に伴う振動のためにフレッチング腐食が発生する可能性がある。これまでの研究において、チタン酸リチウム(Li_2TiO_3)微小球と低放射化フェライト鋼(F82H)平板試験片の大気中でのフレッチング腐食挙動を明らかにした[1]。しかし、不活性ガス環境下でのフレッチングによる損耗挙動は明らかにされていない。また Li 添加型チタン酸リチウム($Li_{2.15}TiO_3$)微小球のフレッチングによる損耗挙動も明らかにされていない。本研究の目的は、固体増殖ブランケット模擬環境下におけるフレッチング腐食挙動を明らかにすることである。

2. 実験方法

図 1 にグローブボックス内に設置されたフレッチング腐食試験装置の模式図を示す。振幅 120 μm, 振動数 50 Hz で振動する平板試験片上に微小球を 1.0 N の荷重を与えて点接触させた。試験片温度を最大573 Kとし、大気および酸素濃度1 vol%のアルゴン(Ar)雰囲気下で10分間、フレッチング試験を実施した。微小球にはエマルジョン法で作成された Li 添加型チタン酸リチウム($Li_{2.15}TiO_3$)、平板試験片には F82H BA12 HEAT (Fe-7.88Cr-1.78W)を用いた。試験後、電子顕微鏡を用いて微小球の摩耗や平板試験片の腐食の観察を行った。また超微小押し込み硬さ試験機を用いた試験片の微小硬さの測定やレーザー顕微ラマン分光光度計による試験片表面の酸化物の同定を行なった。

3. 実験結果・考察

図 2 にフレッチング試験後の $Li_{2.15}TiO_3$ 微小球の体積摩耗率を示す。大気および Ar 雰囲気下の両試験において、573 K での微小球の摩耗は室温の時と比較して減少した。大気および Ar 中に含まれる酸素による F82H 試験片表面の酸化によって、573 K の試験片の摩擦係数が室温の時と比べ減少したためであると考察される。図 3 に Ar 雰囲気下における試験後の F82H 試験片上のフレッチング痕の EPMA マッピング画像を示す。フレッチング痕のほぼ全域から Ti と O が検出されたことから、フレッチング試験後、F82H 試験片表面にチタン酸リチウムが付着したことが明らかになった。

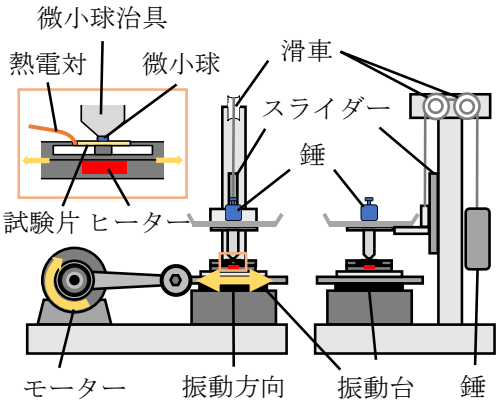


図 1 フレッチング腐食試験装置

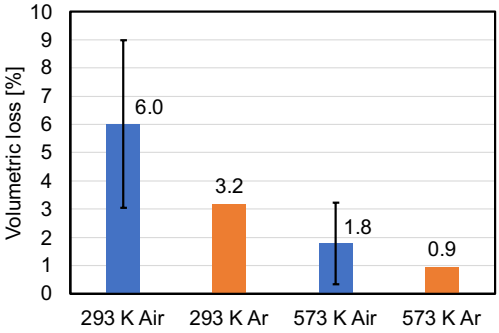


図 2 フレッチング試験後の微小球摩耗率

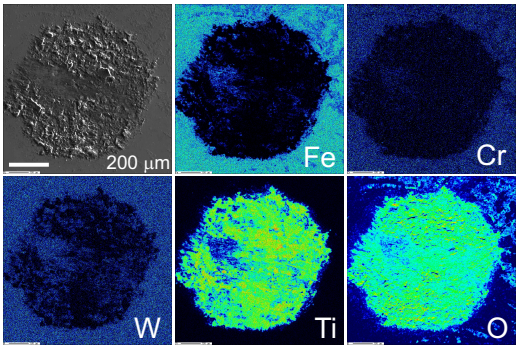


図 3 Ar 雰囲気下における試験後の F82H 試験片上のフレッチング痕の EPMA マッピング画像

[1] N.Takahashi *et al*., Plasma Fusion Res. **16**, 2405032(2021)

*Haruya Masaki[1], Masatoshi Kondo[1], Jae-Hwan Kim[2], Masaru Nakamichi[2], Masami Ando[2], Taehyun Hwang[2] and Yutaka Sugimoto[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]National Institute of Quantum Science and Technology

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H04-06] Functional Material 1

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)
Thu. Sep 8, 2022 10:20 AM - 11:10 AM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H04] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Taehyun HWANG[1], Jae-Hwan KIM[1], Yutaka SUGIMOTO[1], Suguru NAKANO[1], Yoshiaki AKATSU[1], Masaru NAKAMICHI[1] (1. QST)

10:20 AM - 10:35 AM

[2H05] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

*Yutaka Sugimoto[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang [1], Yoshiaki Akatsu [1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi [1] (1. QST)

10:35 AM - 10:50 AM

[2H06] CO2 absorption characteristics of Li2TiO3 under moist atmospheric exposure

*Hiroki Tsuboi[1], Kosuke Tominami[1], Masumi Wada[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
（35）プラズマ焼結法により製造したベリライドの機械特性評価

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(35) Mechanical properties of plasma sintered beryllides

*黄 泰現，金 宰煥，杉本 有隆，中野 優，赤津 孔明，中道 勝
量子科学技術研究開発機構

日本の原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本研究は、先進中性子増倍材の候補材であるベリライドのブロック材をプラズマ焼結法により製造し、機械特性評価結果を報告する。

キーワード：ベリライド、機械的特性、プラズマ焼結

1. 緒言

日本の原型炉開発に向け、優れた高温安定性を有しているベリリウム（Be）金属間化合物であるベリライド($Be_{12}Ti$)に関する製造技術開発及びその特性評価を行っている。高原子個数密度や設計簡略化などの観点から、ベリライドを微小球ではなくブロック形状で装荷する設計案が提案されている。本研究では、プラズマ焼結法を用いてベリライドブロック材を製作し、機械的特性評価を行った結果について報告する。

2. 実験法

$Be_{12}Ti$ の化学量論値である Be-7.7at.%Ti の混合粉末をアルゴン雰囲気制御炉にて 1200℃で 24 時間の単相化処理を実施し、原料粉末として使用した。1050℃、20 分、54 MPa の条件でプラズマ焼結製（KE-PAS II、化研）の $Be_{12}Ti$ ブロック材を製作した。各々の組成分析については、X 線回折分析（XRD）を行った。また、焼結密度は、ガスピクノメーター法により、分析を行った。次に、ベリライドの引張強度を評価するため、直径 ϕ 20 mm、高さ 10　mm のプラズマ焼結材からワイヤー放電加工法で SS-J（Small Specimen-Japan、W 0.75×D 1.20×H 5.00 mm）の微小試験片を加工し、0.03 mm/min のクロスヘッドスピードで引張強度評価を行った。また、引張試験後、試料の破断面を走査電子顕微鏡（SEM）で観察した。

3. まとめ

プラズマ焼結製の $Be_{12}Ti$ ブロックを用いて、XRD 分析を行った結果、$Be_{12}Ti$ 単相の組成になっていることが分かった。また、$Be_{12}Ti$ ブロック材の焼結密度については、約 98%の焼結密度を有していることを明らかにした。本研究では、このプラズマ焼結製ベリライドブロック材を SS-J 試験片に加工し、常温及び高温での引張試験を行った結果について、報告する。

---

* Taehyun HWANG, Jae-Hwan KIM, Yutaka SUGIMOTO, Suguru NAKANO, Yoshiaki AKATSU, Masaru NAKAMICHI
National Institutes for Quantum Science and Technology

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
（36）先進中性子増倍材料の水素反応特性

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(36) Reactivity of advanced neutron multiplier to hydrogen

*杉本　有隆[1]，金　宰煥[1]，黄 泰現[1]，赤津 孔明[1]，中野　優[1]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

ブランケット環境下において水素同位体のトリチウムと中性子増倍材であるベリリウム金属間化合物（ベリライド）の反応性は炉の安全にかかわる重要な問題である．本発表では，ブランケット環境下を模擬した水素ガス雰囲気下でベリライド（$Be_{12}V$）とベリリウム（Be）の水素反応性について調査した結果を報告する．

キーワード：核融合炉，ベリライド，水素ガス

1. 緒言

核融合原型炉ブランケット内部では，トリチウムを生成する役割を持つトリチウム増殖材と，中性子を増やす役割を持つ中性子増倍材が混合充填される設計が提案されている．中性子増倍材の候補材として，ベリライド微小球が選定され，製造技術開発や熱特性・機械特性評価などの多様な研究が行われている．

機能材混合充填のブランケット設計ではトリチウム回収のため，パージガスとして，水素含有ヘリウムガスを流し，HT の形で回収することが想定される．しかしながら，ベリライド微小球はトリチウム回収ガスに曝されるため，材料中にトリチウが保持される．また、実環境下である中性子照射下では、ベリリウムと中性子による核反応によりトリチウムが生成される．

本研究では，高効率，且つ安全性に優れた核融合炉の早期実現のために，先進中性子増倍材である $Be_{12}V$ 微小球を用いた．核融合原型炉ブランケット環境下を模擬した水素ガス曝露実験を実施し，$Be_{12}V$ の水素保持・水素反応性を調査した．また比較材料として Be に対しても同様の実験を行った．

2. 研究内容

図 1 に本研究の概要図を示す．$Be_{12}V$ 微小球および Be 微小球に対してアルゴンと水素の混合ガス（Ar+1%H_2）曝露実験を行った．温度条件は室温から 1473 K まで昇温・降温速度が 5 K/min である．Ar+1%H_2 ガス曝露下では，質量変化を測定可能な熱重量測定（TG）および，測定試料内の物理変化や化学変化に起因する温度差を検出することが可能な示差走査熱量測定（DSC）によって試料の水素吸着・脱離反応のその場測定を実施した． また水素ガス曝露後の試料に対して，水素化物の検出や微細組織観察を行った．さらに，マイクロガスクロマトグラフを使用し，昇温下でのガス曝露後試料の H_2 ガス放出特性を評価した．本発表では実験結果をまとめ，原型炉環境下を模擬した際のベリライド（$Be_{12}V$）及び Be の水素反応試験結果を紹介する．

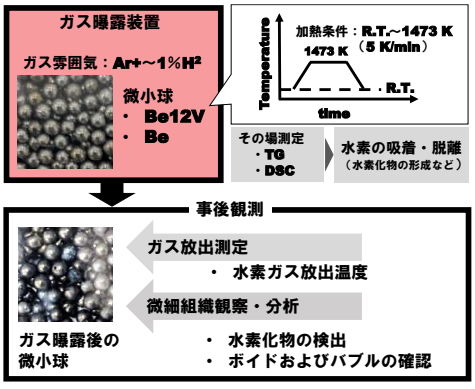


図 1　本研究の概要図

---

*Yutaka Sugimoto [1], Jae-Hwan Kim[2] , TaeHyun Hwang[1], Yoshiaki Akatsu[1],　Suguru Nakano[1] , Masaru Nakamichi[1]
[1]QST

湿潤雰囲気下での Li_2TiO_3の CO_2吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2TiO_3 under moist atmospheric exposure

*壷井 裕気，冨浪 洸亮，和田 真純，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

本研究ではLi_2TiO_3試料を湿潤CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥CO_2ガス、乾燥空気に曝露することによって、Li_2TiO_3のCO_2吸収特性を調べた。各雰囲気に曝露された試料は、重量測定及び非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)を用いて、CO_2吸収量を評価した。

キーワード：Li_2TiO_3、ブランケット候補材料、CO_2吸収特性、NRBS、湿潤雰囲気

1. 緒言

Li_2TiO_3はブランケット材料の有力な候補として考えられているが、室温でCO_2を吸収する性質を持つことにより、ブランケット材料の役割であるトリチウムの生産効率が低下する恐れがある。このことより、Li_2TiO_3のCO_2吸収特性を詳しく研究する必要がある。Li_2TiO_3はH_2Oとの反応性がないにも関わらず、Li_2TiO_3のCO_2吸収特性は曝露雰囲気中のH_2Oの影響を受けることが我々の研究により分かってきた。本研究ではLi_2TiO_3試料を様々な雰囲気に曝露し、雰囲気中のH_2OがLi_2TiO_3のCO_2吸収に与える影響を調べた。CO_2吸収量の評価には、非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)と重量測定を用いた。

2. 実験方法

Li_2CO_3とTiO_2を攪拌、焼結しLi_2TiO_3試料を作製した。これらの試料を室温で湿潤CO_2ガス、湿潤空気、大気、乾燥CO_2ガス、乾燥空気に曝露し、一定時間毎に重量測定およびNRBSを行った。重量測定では、重量増加率をCO_2吸収量として評価し、NRBSでは、炭素面密度をCO_2吸収量として評価した。

3. 結果と考察

図1は、重量測定で得た各雰囲気に曝露されたLi_2TiO_3試料における重量増加率の時間変化を示したものである。縦軸は重量増加率、横軸は曝露時間を表している。曝露雰囲気中の湿度は、湿潤CO_2ガス（16,000ppm程度）、湿潤空気（16,000ppm程度）、大気（6,000~12,000ppm）、乾燥CO_2ガス（5,000ppm程度）、乾燥空気（5,000ppm程度）であるため、試料全体でのCO_2吸収量は、雰囲気中のCO_2量だけでなく、H_2O量にも依存していると考えられる。

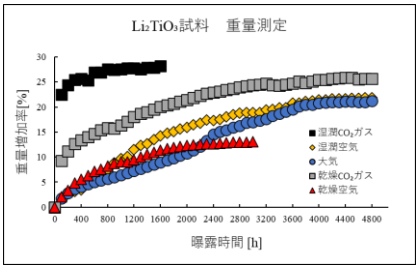


図1　各雰囲気に曝露されたLi_2TiO_3試料における重量増加率の時間変化

図2は、NRBSで得た各雰囲気に曝露されたLi_2TiO_3試料における炭素面密度の時間変化を示したものである。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表している。試料表面近傍領域でのCO_2吸収量は、湿潤空気曝露試料が乾燥CO_2ガス曝露試料より大きくなっている。このことから、試料表面近傍領域におけるLi_2TiO_3試料のCO_2吸収特性は、雰囲気中のH_2Oの影響が強く表れていると考えられる。

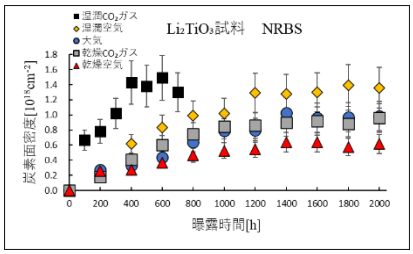


図2　各雰囲気に曝露されたLi_2TiO_3試料における炭素面密度の時間変化

これらの結果から、Li_2TiO_3試料のCO_2吸収特性は、雰囲気中のCO_2量とH_2O量に影響を受け、また、NRBSの結果から、試料表面近傍領域において、雰囲気中のH_2O量の影響がより強く表れるということが分かった。

*Hiroki Tsuboi, Kosuke Tominami, Masumi Wada, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H07-09] Functional Material 2

Chair:Satoshi Sato(QST)

Thu. Sep 8, 2022 11:10 AM - 12:00 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H07] R&Ds on energy-saving recycling technology from spent components for fusion applications

*Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Taehyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

11:10 AM - 11:25 AM

[2H08] R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Tae-Hyun Hwang[1], Yutaka Sugimoto[1], Sosuke Kondo[2], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, 2. Tohoku Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM

[2H09] Research on dissolution reaction and separation process of ore as a hardly soluble substance by microwave heating

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

核融合原型炉における使用済機器からの省エネ金属リサイクル技術の創成

R＆Ds on energy-saving recycling technology from spent components for fusion applications

(2)トリチウム増殖材のリサイクル技術検討

(2) Development of recycling process for tritium breeder pebbles

*金　宰煥[1]，赤津　孔明[1]，黄　泰現[1]，中野　優[1]，杉本　有隆[1]，中道　勝[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

科研費研究(基盤研究 B)の一環として、核融合原型炉における使用済機器からの省エネ金属リサイクル技術開発を実施している。本発表では、トリチウム増殖材料の候補材であるチタン酸リチウム(Li_2TiO_3)微小球の溶解条件による溶解挙動及び溶解後の不純物分離技術の検討結果について、報告を行う。

キーワード:核融合炉、増殖機能材、Li_2TiO_3、溶解挙動

1. 緒言

核融合炉のブランケット内部には、トリチウム増殖材料の候補材として大量の Li_2TiO_3 微小球が装荷され、およそ 4 年ごとの交換が想定されている。しかしながら、Li_2TiO_3 微小球における中性子の核反応による ^6Li 燃焼度は、約 20%であり、多くの材料が残ることから、使用済み Li_2TiO_3 微小球のリサイクル技術開発は重要課題である。本発表では、Li_2TO_3 微小球を塩酸水溶液中に入れ、マイクロ波加熱を行うことによる Li_2TiO_3 微小球の溶解挙動を調べるとともに、Li_2TiO_3 微小球のリサイクル技術検討の結果について、報告を行う。

2. 実験法

先ず、Li溶解度に及ぼす塩酸水溶液濃度の影響を調べるため、Li_2TiO_3微小球を塩酸濃度が異なる塩酸水溶液中に入れ、マイクロ波加熱により200℃1時間の加熱を行った。その後、塩酸水溶液中のLi溶解度を調べるため、誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）により、溶液中のLi濃度を測定し、Li溶解度を評価した。次に後続工程の実証試験の一環として、溶解した溶液（LiCl）から、トリチウム増殖材料のLi_2TiO_3製造用始発原料であるLi_2CO_3の抽出試験を行った。

3. 結果及びまとめ

塩酸濃度に対するLi溶解度を調べた結果、Li_2TiO_3微小球を1mol/L塩酸水溶液中に入れ、マイクロ波加熱を行うことによって約95%以上のLi溶解度が得られ、更に2mol/L以上の塩酸水溶液中でのマイクロ波加熱では98%以上のLi溶解度が得られた。次に、Li_2TiO_3微小球を2mol/L塩酸水溶液中でマイクロ波加熱した溶液を用いて、不純物分離試験を行った結果、溶解した溶液中のTiO_2が沈殿し、それらをろ過することにより、LiClとTiO_2を分離することができた。また、後続工程のLiCl溶液からのLi_2CO_3の抽出試験では、既報告手法で炭酸塩試薬と洗浄溶液として使用されている炭酸ナトリウムとエタノールの代わりに、炭酸水素ナトリウムとメタノールを使用することによって工程数を削減し、且つ既報告手法の収率83%より高い収率86%でLi_2CO_3を回収することに成功した。本発表では、その詳細結果について、報告を行う。

[謝辞:本研究は JSPS 科研費 21H01071 の助成をうけたものです。]

---

*Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Taehyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto[1], Masaru Nakamichi[1]

[1]QST

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究
（6）難溶解性ベリリウム鉱石と塩基性溶媒の反応挙動評価

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources
(6) Evaluation of reaction behavior of beryllium ore as a poorly soluble substance with basic solutions

*中野　優[1]，金　宰煥[1]，赤津　孔明[1]，黄　泰現[1]，杉本　有隆[1]，近藤 創介[2]，笠田　竜太[2]，中道　勝[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東北大学

量研では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、難溶解性であるベリリウム鉱石を低温で溶解可能とした化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、その溶解機構解明に向けた試験研究成果を報告する。

キーワード：核融合炉、ベリリウム鉱石、塩基性溶媒、マイクロ波加熱

1. 緒言

核融合炉ブランケットに大量に必要となる中性子増倍材のベリリウムは、ベリリウムを含有する鉱石のベリル（$Be_3Al_2Si_6O_{18}$）から精製されるが、ベリルは結晶構造が安定で酸に溶けにくい性質を持っており、従来の精製法では、溶解過程において2000℃を超える溶融・急令によってフリット化する工程が必要になる。量研では、難溶解性のベリルに対し、塩基性溶液とのマイクロ波加熱、続く酸溶液とのマイクロ波加熱の二段階工程により、それぞれの処理温度を250℃以下という低温で、ベリル中のベリリウムの全溶解を可能とする技術を確立した。また過去の報告では、ベリルと塩基性溶液との間で生じる反応が、続く酸溶液による溶解に大きく寄与していることを明らかにした。本発表では、電気化学的実験手法を用いて、ベリルと塩基性溶液の間で生じる反応について、その詳細を報告する。

2. 実験法

単体結晶のベリルを切断し、約10㎜×5㎜×1㎜の試験片を用意し、水酸化ナトリウム水溶液中でマイクロ波加熱を行った。加熱温度を変化させ、各温度で処理をした試験片を得た。各温度における試験片の表面観察を、光学顕微鏡を用いて行った。また未加熱処理の試験片と、加熱処理を行った試験片に対して、希塩酸中で電気化学試験を実施した。試験では、電位を掃引し、電流密度の測定を行った。

3. 結果

光学顕微鏡観察の結果、加熱処理後のベリル表面に数多くの腐食ピットが確認された。また200℃以上の加熱処理を行ったベリル表面には、矩形の腐食形態が観察された。また希塩酸中での電気化学試験の結果、加熱処理を行っていない試験片と加熱処理を行った試験片では異なる電流密度の振る舞いを示した。この結果は、塩基水溶液中の加熱処理により、ベリルの表面状態に化学的な変化が生じ、酸による溶解が促進されることを表している。本発表では、より詳細な結果とともに、塩基溶液とベリルとの間で生じる反応が、ベリル溶解にどのような影響を与えているかについて報告する。

---

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Taehyun Hwang[1], Sugimoto Yutaka [1], Sosuke Kondo[2], Ryuta Kasada[2], Masaru Nakamichi[1]

[1]National Institutes for Quantum Science and Technology, [2]Tohoku University

マイクロ波加熱による鉱石の溶解反応と構成元素分離工程の試験研究

Research on dissolution reaction and separation process of ore as a hardly soluble substance by microwave heating

*赤津 孔明[1]，金 宰煥[1]，黄 泰現[1]，中野 優[1]，杉本 有隆[1]，中道 勝[1]
[1]量研

量研では、資源の安定的な確保に向けた革新的な低温精製技術開発に成功した。本発表では、難溶解性である鉱石を低温で溶解可能とした化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、マイクロ波加熱が作用する溶解反応と構成元素分離工程についての試験研究成果を報告する。

キーワード：核融合炉，化学処理、マイクロ波加熱、溶解反応

1. 緒言

核融合原型炉ブランケットには大量の金属材料が使用され、数年毎に交換される設計になっている。その金属中には、レアメタルも多く含まれており、コスト削減・資源の安定的な確保の観点から、原料からの金属精製技術開発は重要課題である。量研は、核融合研究開発における資源の安定的な確保に向けた革新的な低温精製技術開発に成功した。本発表では、レアメタルを含んだ難溶解性である鉱石を低温で溶解可能とした化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理において、マイクロ波加熱が作用する溶解反応と溶解溶液からの不純物分離工程についての試験研究成果を報告する。

2. 実験方法

レアメタルの一つであるリチウムを含有する鉱石を出発原料として用いた。その鉱石を細かく粉砕し、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理として塩基溶液中でのマイクロ波加熱を行い、処理後の溶液に酸で浸出する溶解処理を行った。溶解度は、リチウム鉱石のリチウム濃度と複合化処理後の溶液のリチウム濃度を誘導結合プラズマ発光分光分析法（ICP-OES）で比較し、評価した。また、酸浸出した溶液から分離・抽出処理による不純物分離及び析出工程を行い、リチウム鉱石から炭酸リチウムの回収方法の検討を行った。

3. まとめ

塩基溶液を用いた化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理後、酸浸出することにより、リチウム鉱石から 90%以上のリチウムを溶解することに成功した。またマイクロ波加熱処理温度を上げることにより、リチウムの溶解度が大きくなることを明らかにした。処理後のリチウム含有した溶液を分離・抽出・析出処理することにより、最終的に炭酸リチウムを単離することに成功した（図１）。

本発表では、化学処理とマイクロ波加熱の複合化処理による溶解反応の詳細な試験結果及び炭酸リチウムの回収方法について報告する。

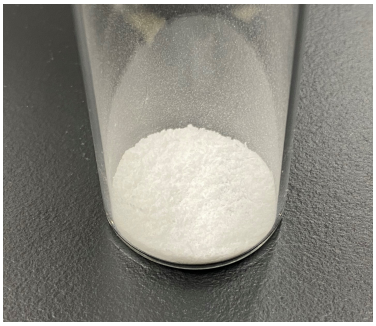


図１．回収した炭酸リチウム

*Yoshiaki Akatsu[1], Jae-Hwan Kim[1], Taehyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Yutaka Sugimoto [1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H10-13] Fusion Material Engineering 1

Chair:Makoto Kobayashi(NIFS)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H10] Effect of grain structure on ductility of tungsten alloys

*Kenta Okutani[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1], Michael Rieth[2], Yasuyoshi Nagai[1] (1. Tohoku Univ., 2. KIT)

2:45 PM - 3:00 PM

[2H11] Effect of dissolved oxygen concentration on surface of CuCrZr alloy in high temperature/pressurized water

*Naofumi Nakazato[1], Ryota Sugiyama[1], Yu Seiriki[1], Motoki Nakajima[2], Yen-Jui Huang[2], Takashi Nozawa[2], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran IT, 2. QST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2H12] Thermal diffusion of hydrogen isotopes under temperature gradient

*Sou Kuramoto[1], Terumitsu Ishida[1], Kenichi Hashizume[1] (1. Kyushu University Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencs)

3:15 PM - 3:30 PM

[2H13] Corrosion effect of solid breeder pebbles on hydrogen isotope permeation behavior of steels and functional ceramic coatings

*WATARU Matsuura[1], AKIYOSHI Suzuki[1], Julia M Leys[3], Regina Knitter[3], Takumi Chikada[1], Suguru Nakano[2], Tsuyoshi Hoshino[2], Jaehwan Kim[2] (1. Shizuoka University, 2. Quantum Science and Technology, 3. Karlsruher Institut für Technologie)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

タングステン合金の延性に及ぼす結晶粒組織の影響

Effect of grain structure on ductility of tungsten alloys

*奥谷 健汰[1]，野上 修平[1]，長谷川 晃[2]，Michael Rieth[3]，永井 康介[1,2]
[1]東北大学・工，[2]東北大学・金研，[3]カールスルーエ工科大学

ダイバータへの適用を目的として開発された種々のタングステン合金について、衝撃試験による延性脆性遷移温度や上部棚吸収エネルギーに及ぼす結晶粒組織の影響を明らかにすることを目的とした。

キーワード：タングステン合金、延性、延性脆性遷移温度、結晶粒組織

1. 緒言

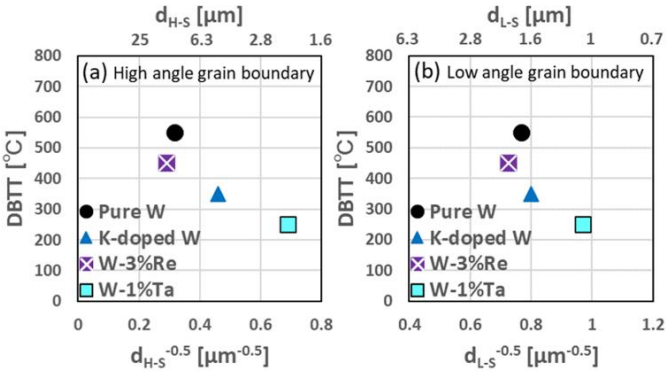
タングステン（W）は、融点、熱伝導率、スパッタリング耐性および水素吸蔵特性などの観点から、核融合炉ダイバータへの適用が期待されている。しかし、低温脆性、再結晶脆化、中性子照射脆化などが機械特性に関する課題であり、それらの克服のために種々の W 合金が開発された。W 合金の延性脆性遷移温度（DBTT）や上部棚吸収エネルギー（USE）は結晶粒組織や添加元素などにより変化するが、結晶粒のサイズや結晶粒界密度など、結晶粒組織に関係する諸因子がどのように寄与するかについての詳細は明らかではない。本研究では、ダイバータへの適用を目的として開発された種々の W 合金について、シャルピー衝撃試験による DBTT や USE に及ぼす結晶粒組織の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

結晶粒組織ならびに合金化や第二相分散による影響を評価するため、本研究では、粉末焼結と熱間圧延により製作された純 W、カリウム（K）ドープ W、W-3%レニウム（Re）、W-1%タンタル（Ta）、K ドープ W-3%Re の板材と、粉末焼結とスエージ加工により製作された K ドープ W のロッド材を、供試材として使用した。これらは全て 900℃、20 分間の応力除去熱処理を施した。これらの材料から、外形が 27 mm × 3 mm × 4 mm のノッチ付き試験片を製作した。試験片の長手方向は圧延材の圧延方向およびロッド材の軸方向、ノッチ深さ方向は圧延材の板厚方向およびロッド材の径方向とした。シャルピー衝撃試験は、最高 1000℃において、真空中で実施した。また、全ての供試材について、電子線後方散乱回折（EBSD）による解析をし、結晶粒サイズ、亜結晶粒サイズ（それぞれ方位差が 15 度以上、15 度未満の境界で囲まれた粒子の定方向径）、結晶粒界密度、亜結晶粒界密度（結晶粒界または亜結晶粒界の長さを観察視野の面積で割った値）を評価した。

3. 結果

右図に、純 W、K ドープ W、W-3%Re、W-1%Ta の圧延材における板厚方向の結晶粒サイズ（$d_{H\text{-}S}$）および亜結晶粒サイズ（$d_{L\text{-}S}$）と DBTT の関係を示す。K ドープ W は、純 W と比べて DBTT が 200℃低く、$d_{H\text{-}S}$ については純 W の約 2 分の 1、$d_{L\text{-}S}$ については同程度であった。このことから、$d_{H\text{-}S}$ の DBTT に与える影響は、$d_{L\text{-}S}$ と比べて大きいことが示唆された。一方、W-3%Re は純 W と同程度の $d_{H\text{-}S}$、$d_{L\text{-}S}$ であったが、DBTT は 100℃低く、これは Re による固溶軟化の影響であると示唆された。最後に、W-1%Ta については、純 W に比べ DBTT が 300℃低く、$d_{H\text{-}S}$、$d_{L\text{-}S}$ ともに純 W より小さかった。よって、結晶粒組織の影響だけでなく、固溶強化の影響を含め、今後検討する予定である。講演では、合金元素や第二相分散などの影響も考慮し、結晶粒組織が DBTT や USE に与える影響を詳細に議論する。



図．DBTT と(a) $d_{H\text{-}S}$ および(b) $d_{L\text{-}S}$ の関係

*Kenta Okutani[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[2], Michael Rieth[3] and Yasuyoshi Nagai[1,2]
[1]Graduate School of Eng., Tohoku Univ., [2]Institute for Materials Research, Tohoku Univ., [3]Karlsruhe Institute of Technology

高温高圧水中における CuCrZr 合金の表面状態に及ぼす溶存酸素量の影響

Effects of dissolved oxygen concentration on surface of CuCrZr alloy in high temperature/pressurized water

*中里 直史[1]，杉山 亮太[1]，勢力 優[1]，中島 基樹[2]，黄 彦瑞[2]，野澤 貴史[2]，岸本 弘立[1]
[1]室蘭工業大学，[2]量子科学技術研究開発機構

核融合炉冷却システムの健全性確保において、ダイバータ構造材料の 1 つである CuCrZr 合金の高温高圧水中における水腐食に関する理解が重要である。本研究では溶存酸素雰囲気下の高温高圧水中における CuCrZr 合金の表面状態に及ぼす溶存酸素量の影響を評価する。

キーワード：ダイバータ，CuCrZr 合金，腐食挙動，高温高圧水

1. 緒言

銅合金の 1 つである CuCrZr 合金は核融合炉ダイバータ構造材料の候補の一つである。日本の原型炉では水冷却方式の概念が採用されており、CuCrZr 合金は冷却管として使用される。水冷却システム全体の健全性を確保するためには、想定し得る多様な水化学条件での CuCrZr 合金と高温高圧水との共存性の理解が必要となる。加えて、冷却水は核融合反応から生じた中性子により照射され、水の放射線分解を生じ、冷却水中の溶存酸素量などが変化する。そのため、水の放射線分解を考慮した水質環境下での基礎的知見の蓄積も重要である。本研究では溶存酸素雰囲気下の高温高圧水中における CuCrZr 合金の表面状態に及ぼす溶存酸素量の影響を評価する。

2. 実験方法

供試材はクーポン形状（$10^{L}\times10^{W}\times1.5^{T}$ mm）の CuCrZr 合金、ITER グレード材である。試料表面はアルミナ研磨剤（0.05 μm）を用いたバフ研磨により、鏡面仕上げとした。浸漬試験は高温高圧水腐食装置を用い、温度 230 ℃、圧力 5 MPa、溶存酸素量 5, 100 ppb、流量 7 L/h にて実施し、浸漬時間は最大 1000 時間とした。浸漬試験後の評価として、重量測定、走査型電子顕微鏡(SEM)観察、X 線回折(XRD)測定、X 線光電子分光(XPS)測定を行った。

3. 結果

図 1 に各溶存酸素量条件下における浸漬試験後の CuCrZr 合金の重量変化と浸漬時間の関係を示す。浸漬試験後の CuCrZr 合金は溶存酸素量に依らず重量減少を示し、浸漬時間の増加に伴い重量減少量が増加する傾向が見られた。溶存酸素量の影響として、浸漬時間 1000 時間後の平均重量減少量は溶存酸素量 5 ppb で 1.2 mg/cm^2、溶存酸素量 100 ppb で 2.6 mg/cm^2 であり、溶存酸素量の増加により重量減少量が大きくなる。今後、流動水環境下等での評価も必要であるが、重量減少は冷却配管の減肉に繋がるため、今回の検討条件範囲では溶存酸素量を低減させることが、腐食抑制の観点から好ましいと考えられる。発表当日は表面近傍の微細組織評価や、XRD 及び XPS による表面腐食層の解析結果についても報告する。

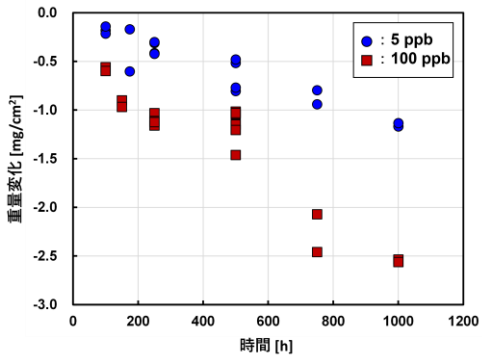


図 1　浸漬試験後の CuCrZr 合金の重量変化と浸漬時間の関係

*Naofumi Nakazato[1], Ryota Sugiyama[1], Yu Seiriki[1], Motoki Nakajima[2], Yen-Jui Huang[2], Takashi Nozawa[2] and Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology, [2] National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

温度勾配下における水素同位体の熱拡散現象

Thermal diffusion of hydrogen isotopes under temperature gradient

*藏本 創[1]，石田 輝光[1]，橋爪 健一[1]
[1]九州大学大学院総合理工学府

核融合炉において水素同位体が燃料として使用され、構造材料には大きな温度勾配が想定されている。トリチウムの炉外への漏洩を防ぐためには温度勾配下における金属中の水素同位体の透過挙動を評価しておく必要がある。本研究では、SUS410 を用いて温度勾配下での重水素透過実験を行い、重水素の輸送熱を評価した。

キーワード：熱拡散，核融合炉

1. 緒言

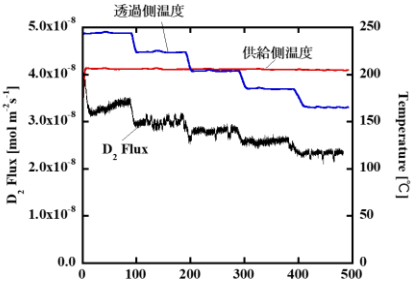
現在、新たなエネルギー源として核融合発電が注目されており、その燃料として重水素とトリチウムが使用される。トリチウムは放射性物質であるため、炉外への漏洩を防止する必要がある。しかし、水素同位体は金属中での拡散係数が大きく、また、炉心構造材料は大きな温度勾配下で使用される[1]。温度勾配が生じると、これを駆動力とした物質の拡散現象（熱拡散現象）が起きる。その大きさと向きは輸送熱によって表わされる[2]。本研究では、SUS410 を用いて重水素透過実験を行い、輸送熱の特徴を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

本実験では SUS410 の円板試料を用いた。装置の系内を、真空引きした後、ヒーターによって試料に温度勾配を与えた。次に、重水素を供給し、試料を透過してきた重水素を計測した。得られた定常流束から、水素同位体の輸送熱評価を行った。

3. 結果・考察

右に透過実験における温度、および重水素透過流束の時間変化を示す。供給側 200℃、透過側 240℃で定常状態に達した後、透過側温度を 220℃に下げると定常状態透過流束は減少した。さらに透過側温度を 200℃、180℃、160℃と下げていくにつれて、定常流束は減少した。このことから、SUS410 における重水素の輸送熱は負であると考えられる。



重水素透過流束,試料温度の時間変化

4. 結論

本研究では SUS410 の温度勾配下での重水素透過実験を行い、輸送熱の評価を行った。重水素透過側の温度を下げるにしたがって定常流束が減少したことから輸送熱は負であると考えられた。

参考文献

[1] K. Tobita, *et al.*: JAEA, (2008) 285-288

[2] M. Sugisaki, H. Furuta: J. Nucl. Mater., (1984) 734-738

---

*Sou Kuramoto[1], Terumitsu Ishida[1] and Kenichi Hashizume[1]

[1]Kyushu University Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciencs

鋼材および機能性セラミックス被覆の水素同位体透過挙動における固体増殖材による腐食影響

Corrosion effect of solid breeder pebbles on hydrogen isotope behavior of steels and functional ceramic coatings

*松浦 航[1]，鈴木 亮権[1]，Leys M Julia [2]，中野 優[3]，星野 毅[3]，中道 勝[3]，金 宰煥[3]，Knitter Regina[2]，近田 拓未[1]

[1] 静岡大学，[2] カールスルーエ工科大学，[3] 量子科学技術研究開発機構

核融合炉ブランケットでの使用が検討されている低放射化フェライト鋼および機能性セラミックス被覆に対して、固体トリチウム増殖材微小球に接触させた状態で加熱試験を行った後、重水素透過試験を実施することで、鋼材および被覆中の重水素透過挙動に与える固体増殖材微小球による腐食影響を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，腐食，固体増殖材

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおいて、配管等を構成する鋼材からの燃料トリチウムの透過漏洩やリチウムを含有するトリチウム増殖材による腐食を低減するために、鋼材表面に機能性被覆を施すことが検討されているが、トリチウム増殖材による腐食が鋼材や被覆中の水素同位体透過挙動に与える影響に関しては知見が少ない。そこで本研究では、核融合炉固体ブランケットにおけるトリチウム透過のデータベースの構築を目指して、固体トリチウム増殖材に曝露した鋼材および機能性セラミックス被覆中の重水素透過挙動を調べた。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、有機金属分解法によって酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を作製した。F82H および被覆試料に対して、メタチタン酸リチウム（LMT）およびオルトケイ酸リチウム（LOS）からなる二相混合材微小球（20～30 mol% LMT + 80～70 mol% LOS）への曝露試験を 550 ºC、1 vol%水素添加ヘリウム流動雰囲気下で最大 32 日間実施した。曝露試験後の試料に対して、重水素透過試験を 300～550 ºC、20~120 Pa にて実施した。試験前後の試料に対して、走査型電子顕微鏡を用いて表面および断面観察を行った。

3. 結果・考察

図に固体増殖材に 32 日間曝露した F82H および ZrO_2 被覆試料の重水素透過フラックスの温度依存性を示す。F82H 試料は未曝露試料の 1/2 程度の値を示したことから、曝露試験中に生成した腐食層によって透過がわずかに抑制されたと考えられる。ZrO_2 被覆試料は F82H 試料と同程度の値を示した。曝露試験後の表面観察では増殖材微小球接触領域およびその周辺で被覆の存在が確認されなかったため、固体増殖材との反応によって被覆が剥離または消失し、透過低減性能が失われたと考えられる。

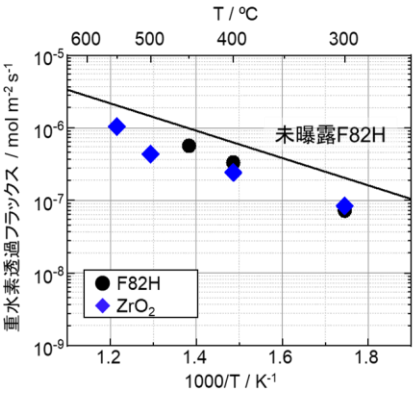


図　固体増殖材に曝露した F82H および ZrO_2 被覆試料の重水素透過フラックスの温度依存性

謝辞

F82H 材を提供いただいた量子科学技術研究開発機構に感謝いたします。

*Wataru Matsuura[1], Akiyoshi Suzuki[1], Julia M Leys[2], Suguru Nakano[3], Tsuyoshi Hoshino[3], Masaru Nakamichi[3], Jaehwan Kim[3], Regina Knitter[2], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]KIT., [3]QST

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering | 601-2 Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[2H14-18] Fusion Material Engineering 2

Chair:Naofumi Nakazato(Muroran IT)

Thu. Sep 8, 2022 3:50 PM - 5:15 PM Room H (E1 Bildg.3F No.33)

[2H14] Effect of potassium doping on deuterium retention behavior in tungsten

*Shin Mori[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Kobayashi[2], Takuya Nagasaka[2], Yasuyoshi Nagai[3] (1. Grad. Sch. Eng., Tohoku Univ., 2. NIFS, 3. IMR, Tohoku Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM

[2H15] Characterization of multifunctional ceramic coating on steel pipe fabricated by metal organic decomposition

*Khiem Duy Do[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Ryosuke Norizuki[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

4:05 PM - 4:20 PM

[2H16] Gamma-ray irradiation effect on liquid lithium-lead corrosion for functional ceramic coatings

*Kento Shirota[1], Sota Miura[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Do Duy Khiem[1], Wataru Matsuura[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

4:20 PM - 4:35 PM

[2H17] Corrosion behavior of functional ceramic coatings in flowing lithium-lead alloy

*Takumi Chikada[1], Erika Akahoshi[1], Mana Ashida[1], Juro Yagi[2], Carsten Schroer[3], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Khiem Duy Do[1], Keisuke Mukai[2], Teruya Tanaka[4] (1. Shizuoka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. KIT, 4. NIFS)

4:35 PM - 4:50 PM

[2H18] Electric current induced corrosion of steels in liquid metal at 773 K

*Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1], Naoko Oono[2], Teruya Tanaka[3] (1. Tokyo Tech, 2. Yokohama Natl. Univ., 3. NIFS)

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼすカリウムドープの影響

Effect of potassium doping on deuterium retention behavior in tungsten

*毛利 晨[1]，野上 修平[1]，小林 真[2]，長坂 琢也[2]，永井 康介[1,3]

[1]東北大学・工学研究科，[2]核融合科学研究所，[3]東北大学・金属材料研究所

純タングステン（W）およびカリウム（K）ドープ W に重水素ガス曝露および昇温脱離ガス分析（TDS）を実施し、W 中の重水素滞留挙動に及ぼす K ドープの影響を評価した。

キーワード：タングステン，カリウムドープ，重水素

1. 緒言

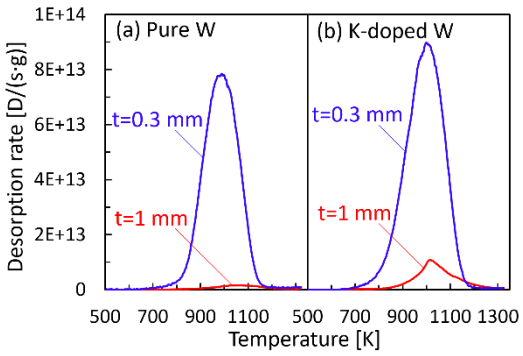
カリウム（K）ドープタングステン（W）は、W 中に第二相として微小なバブルを分散させた材料である。このバブルには製造時に添加された微量の K が残留しており、K バブルと呼ばれる。K ドープ W は、純 W に比べ低い延性脆性遷移温度（DBTT）、高い再結晶耐性、優れた耐照射性などを示すことから、ダイバータのプラズマ対向材料として期待されている。プラズマ対向材料においては、燃料のトリチウムや重水素といった水素同位体の滞留量が小さいことが求められるが、K ドープ W 中に存在する K バブルは、材料中に侵入した水素同位体のトラップサイトとして機能し、その滞留量を増加させることが懸念される。本研究では、W 中の重水素滞留挙動に及ぼす K ドープの影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

供試材は、㈱アライドマテリアル製の粉末焼結および圧延により製造された、純 W および K ドープ W である。それぞれについて、4 条件の圧延率の素材を用いた。素材厚さは、圧延率の低い順に 1 mm、0.5 mm、0.3 mm、0.2 mm であった。これらの素材から、10 mm × 10 mm × 素材厚さの試料を作製した。各試料に圧力 88 kPa、温度 873 K において、94 h の重水素ガス曝露を実施し、その後、昇温速度 10 K/min において 1323 K までの昇温脱離ガス分析（TDS）を実施した。さらに、結晶粒組織などの評価のため、電子後方散乱回折（EBSD）法による結晶粒径や粒界密度の測定と、ビッカース硬さの測定を実施した。

3. 結果と考察

図に、厚さ 1 mm と 0.3 mm の純 W と K ドープ W の重水素 TDS スペクトルを示す。両材料とも、圧延率（厚さ）の違い、K ドープの有無にかかわらず、単一の脱離ピークを示した。また、圧延率の増加（厚さの減少）に伴うピーク高さおよび総脱離量（スペクトル積分値）の増加、ピーク温度の低温側へのシフトが見られた。EBSD 分析と硬さ測定から、圧延率の増加に伴う粒界密度と硬さの増加も確認されたことから、圧延率の増加に伴う脱離ピーク高さおよび総脱離量の増加には、粒界や転位といったトラップサイト密度の増加が影響していると考えられた。ピーク温度のシフトの原因としては、試料厚さや粒界密度の影響などが考えられるが、詳細は現在検討中である。さらに、いずれの圧延率においても、K ドープ W は同じ圧延率の純 W に比べ、高い脱離ピークおよび総脱離量を示した。これは、K バブルが重水素のトラップサイトとして機能し、滞留量を増加させた可能性を示唆するものと考えられる。転位や粒界、K バブルの影響について、講演ではより詳細に報告する予定である。



図．(a)純Wおよび(b)KドープWの重水素TDSスペクトル

*Shin Mori[1], Shuhei Nogami[1], Makoto Kobayashi[2], Takuya Nagasaka[2], and Yasuyoshi Nagai[1,3]

[1]Grad. Sch. Eng., Tohoku Univ., [2]NIFS, [3]IMR, Tohoku Univ.

Characterization of multifunctional ceramic coating on steel pipe fabricated by metal organic decomposition

*Khiem Do Duy[1], Hikaru Fujiwara[1], Kento Shirota[1], Ryosuke Norizuki[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS

Aiming to reduce tritium permeation through structural materials as well as realize the advanced fusion blanket, zirconium oxide coatings were fabricated on 316L type stainless steel pipes by the metal organic decomposition method.

Keywords: tritium, permeation, pipe, corrosion, zirconium oxide

1. Introduction

In fusion reactor blankets, multifunctional coatings have been investigated for tritium permeation reduction, electrical insulation, and corrosion protection. In terms of practical use, it is critical to establish a ceramic coating technique on the inner wall of complicated components in liquid metal blankets. In this research, we initially achieved to form homogeneous zirconium oxide (ZrO_2) coatings on the inner wall of 316L type stainless steel (SS316L) pipes of half an inch in outer diameter and up to 250 mm in length by metal organic decomposition (MOD) method.

2. Experiment

The ZrO_2 coating was fabricated on the outer and inner surfaces of SS316L pipes. To form a homogenous coating on the long pipe, the processes of dipping, drying, and pre-heating were repeated eight times, and the heat treatment was processed in an argon and hydrogen atmosphere [1]. The whole coating process was repeated twice to increase the coating thickness. The electrical insulation of the coating was determined from electrical resistivity measurements up to 550 ºC. The compatibility with the liquid metal was examined by liquid lithium-lead exposure at 600 ºC for 100 h and 550 ºC for 500 h and 1000 h. In addition, deuterium permeation tests were conducted to examine the permeation reduction performance. Microstructural analyses, such as the field-emission scanning electron microscopy (FE-SEM) and the dispersive electron X-ray spectroscopy (EDX) were performed on the samples before and after tests.

3. Results and discussion

By FE-SEM observation and EDX analysis, ZrO_2 coating homogeneously formed on the inner wall of the coated pipe with a coating thickness of approximately 400 nm. The coating satisfied the electrical resistivity of $>10^2$ Ω m and dielectric strength of >1 kV/mm required for the MHD coating in a liquid Li-cooled blanket system [2]. After liquid Li-Pb immersion, all samples remained with the coating on the entire surface and had no degradation, such as cracks and peelings. At the test of 600 ºC for 100 h, the coating thickness increase due to including the corrosion layer. However, at the test of 550 ºC for 500 h, the coating thickness slightly decreased, and Zr spread to liquid Li-Pb from EDX analysis. It indicated that the corrosion layer and the outermost coating layer have dissolved in the liquid Li-Pb. The deuterium permeation performance will be released and discussed in the presentation.

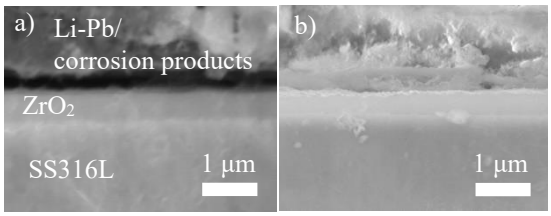


Figure. Cross-sectional FE-SEM images of the samples exposed to liquid Li-Pb for a) 100 h at 600 ºC and b) 500 h at 550 ºC.

References

[1] M. Matsunaga *et al.*, J. Nucl. Mater. 511 (2018) 537–543.

[2] T. Tanaka, et al., Fusion Eng. Des. 88 (2013) 2569–2572.

機能性セラミックス被覆のリチウム鉛腐食におけるガンマ線照射影響

Gamma-ray irradiation effect on liquid lithium-lead corrosion for functional ceramic coatings

*城田 賢渡[1]，三浦 颯太[1]，法月 亮介[1]，藤原 輝[1]，Do Duy Kheim[1]，松浦 航[1]，田中 照也[2]，
近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]核融合科学研究所

核融合炉ブランケットでの使用が検討されている機能性セラミックス被覆に対して、ガンマ線照射環境下で液体トリチウム増殖材であるリチウム鉛への曝露試験を行うことで、被覆の腐食挙動に与えるガンマ線照射影響を調べた。

キーワード：リチウム鉛、腐食、セラミックス、ガンマ線

1. 緒言

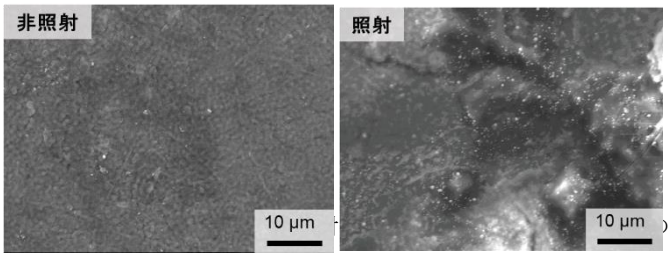
核融合炉ブランケットにおいて、構造材料からのトリチウムの透過やトリチウム増殖材による腐食を抑制するため鋼材表面にセラミックスを用いた機能性被覆を施すことが検討されている。近年では、酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆が高い水素同位体透過低減性能を示し、かつ液体増殖材であるリチウム鉛（Li-Pb）と優れた共存性を有することが明らかにされた[1]。一方、実機において機能性被覆は高線量の放射線に曝されるが、特にガンマ線照射下における機能性被覆とブランケット材料との共存性に関する調査例は少ない。そこで本研究では、機能性被覆に対してガンマ線照射環境下においてリチウム鉛曝露試験を行うことで、被覆の腐食挙動に与えるガンマ線照射影響を調べた。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H（Fe-8Cr-2W）基板上に、有機金属分解法によって膜厚約 250nm の ZrO_2 被覆を作製した。その後、被覆試料を 600 ºC の Li-Pb に曝露し、^{60}Co ガンマ線源を用いた照射環境下にて 100 時間、および非照射環境下で 400 時間の計 500 時間保持した。被覆への吸収線量は約 27 kGy と見積もられた。試験前後の試料に対して、走査型電子顕微鏡（SEM）による表面観察、およびエネルギー分散型 X 線分析による元素分析を行った。

3. 結果・考察

図に、非照射および照射環境下でのLi-Pb曝露試験後のZrO_2被覆試料の表面SEM像を示す。非照射試料の表面がわずかに荒れていたのに対し、照射試料では表面全体に起伏の激しい腐食生成物の形成が確認され、非照射試料と比べ腐食が進行したと考えられる。元素分析の結果から、照射試料では非照射試料よりも表面における鉄の濃度が低く、酸素の濃度が高いことから、腐食生成物層が厚く形成したといえる。これは、コンプトン散乱や光電効果などによって生じた二次電子からLiがエネルギーを付与されたことで被覆表面における反応が活性化され、Liを含む腐食生成物が被覆表面に多く生成したためと考えられる。



ZrO_2 被覆の表面 SEM 像

参考文献

[1] M. Matsunaga *et al*., J. Nucl. Mater., 511 (2018) 537–543.

*Kento Shirota[1], Sota Miura[1], Ryosuke Norizuki[1], Hikaru Fujiwara[1], Do Duy Kheim[1], Wataru Matsuura[1], Teruya Tanaka[2], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS

機能性セラミックス被覆の流動リチウム鉛合金中腐食挙動

Corrosion behavior of functional ceramic coatings in flowing lithium-lead alloy

*近田 拓未[1]，赤星 江莉加[1]，芦田 真奈[1]，八木 重郎[2]，Schroer Carsten[3]，法月 亮介[1]，
三浦 颯太[1]，Do Duy Khiem[1]，向井 啓祐[2]，田中 照也[4]
[1]静岡大学，[2]京都大学，[3]カールスルーエ工科大学，[4]核融合科学研究所

核融合炉液体ブランケットでの適用が検討されている機能性セラミックス被覆に対して、回転流動場および循環ループにおける液体リチウム鉛曝露試験を実施し、流動環境における腐食挙動を調べた。

キーワード：リチウム鉛，トリチウム，被覆，腐食，流動場

1. 緒言

高熱効率、低コストの先進ブランケットとして検討が進められている液体金属ブランケットでは、トリチウム透過低減や腐食低減など、過酷な環境で様々な機能を発揮する被覆を設置することが検討されている。近年、種々のセラミックス被覆を用いて高い水素同位体透過低減性や静置場リチウム鉛共存性等が示されているが、実機への適用に向けて、流動環境における腐食の評価を進める必要がある。そこで本研究では、回転流動場と循環ループを用いた流動液体リチウム鉛曝露試験を通して、機能性被覆の腐食挙動を調べた。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H 板材および円柱材に対し、熱処理で酸化クロム層を形成させた後、酸化ジルコニウム（ZrO_2）単層被覆および酸化エルビウム（Er_2O_3）と ZrO_2 を積層した Er_2O_3-Er_2O_3-ZrO_2-ZrO_2（EEZZ）複層被覆を有機金属分解法で作製した[1]。板材試料については、回転翼に固定した状態で分速 200 回転（相対流速 6.4 cm/s）、550 °C、100～2000 時間の回転流動場で、円柱試料は液体リチウム鉛循環ループ PICOLO において流速 1 cm/s 以下、550 °C、約 2000 時間で実施した。試験後の表面および断面を走査型電子顕微鏡（SEM）で観察、およびエネルギー分散型 X 線分光法で元素分析を行った。

3. 結果と考察

図に、550 °C、1000時間の回転流動場Li-Pb曝露試験を行ったZrO_2単層試料およびEEZZ複層試料の表面SEM像を示す。単層試料では大規模な剥離が見られたが、複層試料では剥離や亀裂などの劣化は見られなかった。また、膜厚が100時間の曝露後に1.4～1.8倍になったが、500時間後は増加ごと比較して50 nm程度減少したことから、腐食生成物層が生成し、その後流動により剥離したと考えられる。発表では、循環ループでの曝露試験の結果とあわせて議論する。

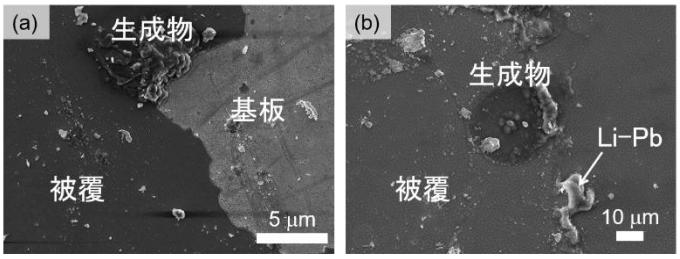


図　550 °C、1000 時間の回転流動場 Li-Pb 曝露試験後の被覆試料の表面 SEM 像 (a) ZrO_2 (b) EEZZ

参考文献

[1] E. Akahoshi et al., Fusion Eng. Des. 160 (2020) 111874.

---

*Takumi Chikada[1], Erika Akahoshi[1], Mana Ashida[1], Juro Yagi[2], Carsten Schroer[3], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Khiem Do Duy[1], Keisuke Mukai[2], Teruya Tanaka[4]
[1]Shizuoka Univ., [2]Kyoto Univ., [3]KIT, [4]NIFS

773 K の液体鉛合金中における電流駆動腐食に関する研究

Electric current induced corrosion of steels in liquid metal at 773 K

*畑山 奨[1], 近藤 正聡[2], 大野 直子[3], 田中 照也[4]
[1]東京工業大学工学院機械系, [2]東京工業大学科学技術創成研究院,
[3]横浜国立大学大学院工学研究院, [4]核融合科学研究所

核融合炉内の液体金属機器では、MHD 誘導電流やプラズマからの電子照射などが発生するが、液体金属中における構造材料の腐食が電子の流れにより加速されることを実験により明らかにした。773K の液体鉛および鉛リチウム合金と鉄鋼材料の接液界面に電流を流しながら 250 時間の共存性試験を行い、装置内の陽極及び陰極それぞれに設置した試験片の腐食挙動を明らかにした。

キーワード：核融合炉、液体ブランケット、液体ダイバータ、リチウム鉛合金、電流駆動腐食

1. 緒言　核融合炉の液体増殖材として液体リチウム鉛合金(LiPb)の使用が検討され、液体ダイバータの冷却材として液体金属錫(Sn)の使用が検討されている。プラズマ閉じ込めのためにブランケットの外側に設置された超伝導コイルによる磁場を液体増殖材が横切るため、MHD 効果により最大 100 A/m^2 程度の誘導電流が発生する。液体ダイバータでは、炉内プラズマからの電子照射が最大 50 A/m^2 程度発生する。液体金属と構造材料との共存性に関する研究が実施されてきたが、電流が材料共存性に与える影響は明らかにされていない。本研究の目的は、液体金属環境下における鉄鋼材料の腐食挙動への電流の影響を明らかにすることである。

2. 実験条件　図 1 に実験装置を示す。304 鋼(Fe-18Cr-8Ni)および APMT 鋼(Fe-21Cr-5Al-3Mo)の円盤状試験片を対象に、陽極試験片-液体金属-陰極試験片の順に電流が流れるように試験キャプセルを構成し、試験片半径の異なる試験キャプセルを2個連続で接続した。773 K で保持し 10 A(3.2～51 A/cm^2)の電流を流しながら 250 時間の腐食試験を実施した。304 鋼は液体鉛中で、APMT 鋼は液体リチウム鉛中に浸漬し、試験キャプセル両端の抵抗値を in-situ で計測した。試験後、試験片の重量変化を測定し、試験片表面の XRD 分析および SEM/EDX 分析を実施した。

3. 実験結果・考察　試験後の 304 鋼陽極試験片には、Fe の他に Fe_3O_4 が確認され(図 2(a))、表面は 5μm 程度の孔を有する組織になっていた(図 3(a))。重量変化は-0.32 g/m^2 であった。液体鉛中の溶存酸素に電子の運動量が受け渡されて陽極に移動し、陽極の試験片上で酸化が生じたと考えらえる。一方で、図 2(b)に示すように陰極では Fe の他には液体鉛中の不純物の As との化合物である CrNiAs のピークが顕著であり、CrNiAs の結晶が表面に確認された(図 3(b))。重量変化は+0.95g/m^2 であった。陽極･陰極で腐食挙動が異なることが明らかになった。

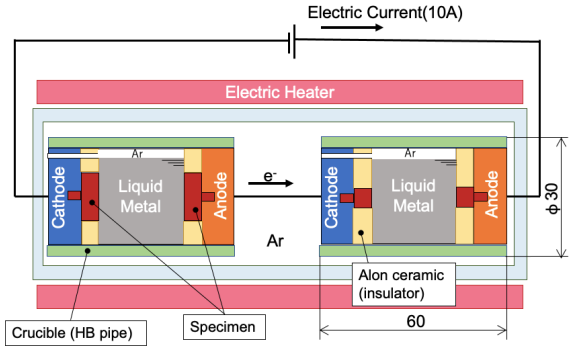


Fig.1 実験装置の概念図

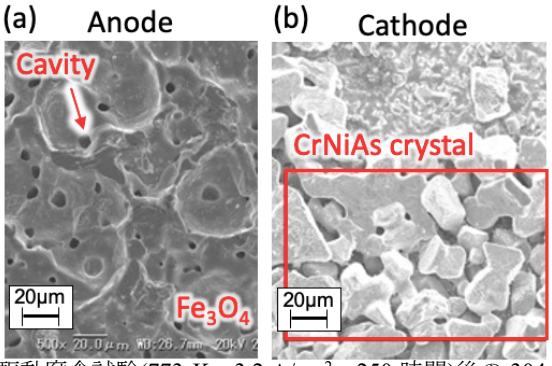


Fig.2 電流駆動腐食試験(773 K、3.2 A/cm^2、250 時間)後の 304 オーステナイト鋼試験片 SEM 像 (a)陽極試験片の接液面 (b)陰極試験片の接液面

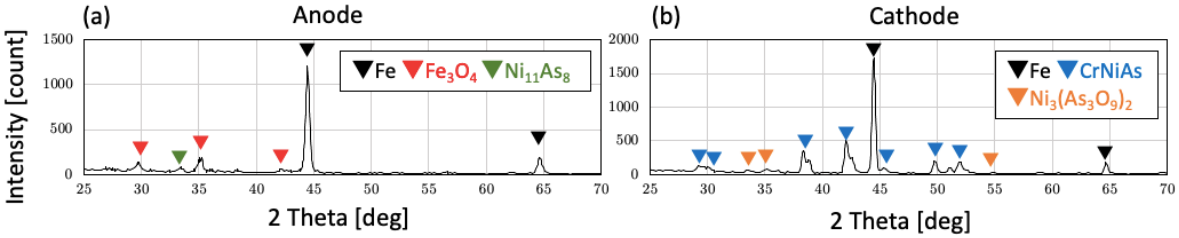


Fig.3 電流駆動腐食試験(773 K、3.2 A/cm^2、250 時間)後の 304 オーステナイト鋼試験片の XRD 分析結果
(a) 陽極試験片の接液面、(b) 陰極試験片の接液面

*Susumu Hatakeyama[1], Masatoshi Kondo[1], Naoko Oono[2] and Teruya Tanaka[3]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Yokohama National University, [3]National Institute for Fusion Science

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

[2I01-07] Radiation Measurement 1

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 10:00 AM - 11:55 AM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I01] Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (5)

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2I02] Design and simulation for a ^{90}Sr analysis apparatus based on quadrupole mass spectrometry, ion guide and ion trap

*Chao ZHANG[1], Shuichi HASEGAWA[1], Shintaro MARUYAMA[1], Ryohei TERABAYASHI[1], Yuta YAMAMOTO[1] (1. UTokyo)

10:15 AM - 10:30 AM

[2I03] Investigation of energy dependence for commercially available dosemeters based on the new operational quantities proposed by the ICRU.

*Hiroshi Yoshitomi[1], Tomoya Tsuji[1], Sho Nishino[1], Tomoyo Fukami[1], Yoshihiko Tanimura[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[2I04] Light absorption in-situ measurement by X-ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1] (1. FUT, 2. Ontario Tech Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[2I05] Development of a thermoluminescence measurement system using a spectrometer

*Misaki UESUGI[1], Tsugiko TAKASE[1], Katsuhiko YAMAGUCHI[1] (1. Fukushima Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM

[2I06] Estimation of radiation source distribution from γ ray spectral data using machine learning

*Sota SUGA[1], Yuto KONDO[1], Tsugiko TAKASE[1], Katsuhiko YAMAGUCHI[1] (1. Fukushima Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2I07] Research and Development of an observation system for narrow areas in buildings using a small multi-legged mobile robot

Hiroyuki Shimano[1], *Takeshi Kakuto[1], Yuki Sato[2], Tatsuo Torii[2], Junsaku Nakajima[2], Tomoyoshi Hatakeyama[3] (1. Shimano Co Ltd., 2. JAEA, 3. TAS Co Ltd.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム（5）

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (5)

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]，砂川 武義[1]

[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大学

PVA-KI ゲルは放射線によって無色から赤に呈色し、呈色後のゲルを加温することで消色され、再び放射線照射によって呈色する再利用性を持つ。本研究では、X 線照射した PVA-KI ゲルの吸光度測定を行い、長時間の加温による特定吸光度及びスペクトルの変化を確認し、PVA-KI ゲルの消色反応に寄与する反応及び反応生成物の解明を試みた。

キーワード：ゲル線量計，X 線，紫外可視分光光度測定法，放射線治療

1. 緒言

本研究室において、ポリビニルアルコール(PVA)とヨウ化カリウム(KI)を用い、PVA と I_3^-との赤の呈色を伴う錯体形成を利用した PVA-KI ゲルを開発した。PVA-KI ゲルは通常無色透明であり、放射線照射によって呈色した後、加温することで消色することができ、再度使用することができる再利用性を持つ。これまでに、PVA-KI ゲルに対し、加温しながらの吸光度の時間時間依存性についての測定を行い、PVA と I_3^-との錯体に相当する 490 nm と I_3^-の吸収に相当する 350 nm の吸光度が加温によって減少し、490 nm の吸光度が約 2 時間で 0 となるのを確認した。しかし、加温を停止し室温まで温度を下げると、放射線照射をせずに呈色することも確認された。一方で、我々は約 50℃で 6 時間程度加温すると、室温レベルに戻っても赤く呈色はしないことを実験的経験から把握している。本研究では、前回より高温で長時間の時間分解測定を行い、PVA-KI ゲルの加温による消色反応メカニズムの一端の解明を試みた。

2. 実験

ゲル試料（KI: ナカライテスク 99.5%、10 wt% PVA 水溶液: 日本酢ビポバール JP-20 (重合度 2000、ケン化度 87.0~89.0 mol%)、ホウ砂: 松葉薬品、果糖: 日新製糖）は、光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに入れ、X 線照射装置(日立 MBR-1520R-4)によって吸収線量 8 Gy の X 線照射を行った。吸光度測定は Thermo Scientific Evolution 220 を用い、温度調整には同機用の Peltier Control and Cooling Unit を使用した。照射後の試料を 40 ℃で加温し、吸光度の時間分解測定を行った。測定波長は 490 nm と 350 nm を選択した。

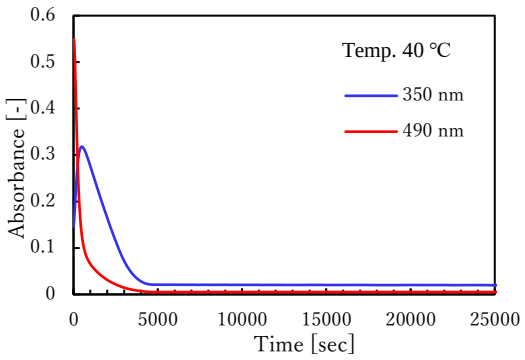


図 1　X 線照射後 40 ℃に加温した PVA-KI ゲルの時間分解測定結果

3. 結果

図 1 に、X 線照射後の PVA-KI ゲルを加温し、490 nm と 350 nm における時間分解測定結果について示す。490 nm の吸光度は 0 秒から約 1000 秒間に急激に減少していき、約 5000 秒で吸光度は 0 となった。350 nm の吸光度は約 1000 秒において極大となった後、約 5000 秒まで減少し、吸光度は 0 に近い値で一定となった。加温によって PVA- I_3^-の錯体が解け、更に I_3^-が消失していくことから、長時間加温することでその後温度が下がっても I_3^-が消失している為、自然に呈色することがなくなると示唆される。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] T. Sunagawa, G. Harvel, Y.Aoki, Memoirs of Fukui University of Technology, Vol. 50, pp.97-102 (2020).

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2] and Takeyoshi Sunagawa[1]

[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

Design and simulation for a ^{90}Sr analysis apparatus based on quadrupole mass spectrometry, ion guide and ion trap

*Chao ZHANG[1], Shuichi HASEGAWA[1], Shintaro MARUYAMA[1], Ryohei TERABAYASHI[1], Yuta YAMAMOTO[1]

[1]The University of Tokyo

Abstract

^{90}Sr is one of the most important fission products from a nuclear reactor, which may cause severe inner exposure once entering human body through food chain transportation. This presentation aims at introduction upon design and simulation for a ^{90}Sr analysis method based on quadrupole mass spectrometry, ion guide and ion trap by SIMION.

Keywords: ^{90}Sr analysis, SIMION, quadrupole mass spectrometry, conical octupole ion guide, ion trap

1. Introduction

Fig.1 shows the schematic of the methodology.

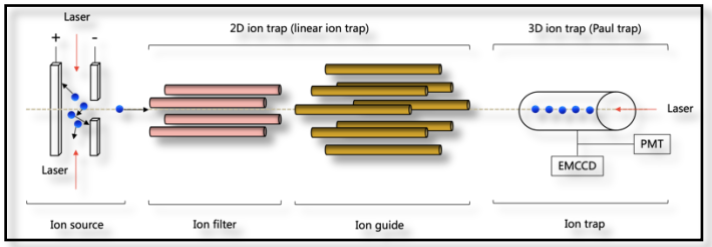


Fig.1 Schematic of the methodology

SIMION has been used for realizing the model of this method. The model can be separated into three parts, namely quadrupole mass spectrometer (QMS), conical octupole ion guide system and ion trap. Simulations for ion transmission has been conducted on this model.

2. Design for each part

The structure of QMS is shown in Fig.2 (left), this part including the structures of ion source region, lens before quadrupole filter, quadrupole pre-, main- and post-filters. QMS is working at the peak point of stable area of Mathieu equation, which is capable to specifically select $^{90}Sr^{+}$ and kick off other ions.

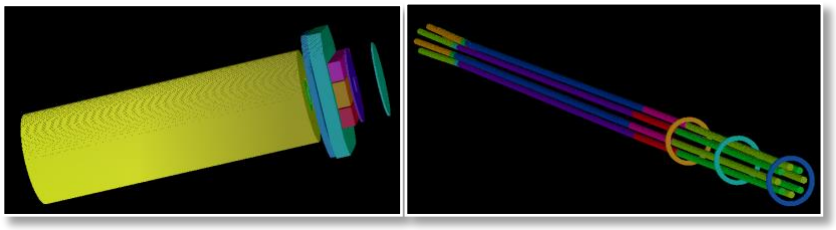


Fig.2 (left) QMS model in SIMION; (right) Conical octupole system in SIMION.

Conical octupole system, shown in Fig.2 (right), is used as an ion guide here, to supply a better constraint effect and a mild pushing force for ions decelerated by the helium gas after gas chamber[1].

Ions transported from QMS and conical octupole system will be trapped and cooled in a Paul trap, simultaneously counted and visualized by gathering the characteristic spectrum from the excitation-deexcitation process.

Experiment mainly focused on calculation the ion transmission. The constraint effect and contribution of conical octupole system for optimizing the transmission rate has been quantified by different simulations.

3. Conclusion

A new design for ^{90}Sr analysis method has been finished and evaluated in SIMION, which shows the feasibility of whole methodology. The design of conical octupole system is capable to improve the ion transmission rate substantially.

References

[1] Shao, Q., and J. Zhao. "Ion trajectory simulations of a conical octopole ion guide and its comparison with a parallel one in chemical ionization mass spectrometric applications." Rapid Commun Mass Spectrom (2018).

ICRU Report95 に基づいた放射線測定器のエネルギー特性試験

Investigation of energy dependence for commercially available dosemeters based on the new operational quantities proposed by the ICRU

*吉富 寛[1]，辻 智也[1]，西野 翔[1]，深見 智代[1]，谷村 嘉彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

放射線管理で用いられる線量計は、実用量に基づいて設計・校正されている。ICRU は、2020 年 12 月に実用量の定義変更を勧告したが、この導入により、線量計のエネルギー特性が変化する可能性がある。そこで、いくつかの市販線量計に対して、新たな実用量に沿ったエネルギー特性試験を行い、その影響を検討した。

キーワード：線量計，実用量，ICRU Report95，エネルギー特性，校正，試験

1. 緒言

放射線管理で用いられる線量計は、その特性が ICRU の提唱する実用量に沿うように設計され、実用量に基づいた値付け（校正）がなされることにより、ユーザーは線量計の指示値（Sv）に、校正で得られた校正定数（Sv/Sv または Gy/Sv）を乗ずることで、実用量（Sv または Gy）に沿った正しい線量測定が可能になる。この実用量の定義変更が ICRU Report 95[1]において勧告されたことにより、変更後も現行の線量計が引き続き使用できるか、検討しておく必要に迫られている。本研究では、市販線量計について、校正（校正する線種、実用量の種類及びエネルギー）とエネルギー特性（引き続き正しい設計となっているかを確認するための校正とは異なるエネルギーでの線量計応答試験）に焦点をあて、実用量変更に伴う影響を考察した。

2. 市販線量計のエネルギー特性試験

2-1. 新たな実用量に基づく校正場の評価

日本原子力研究開発機構放射線標準施設棟に整備されている代表的な光子、β 線及び中性子校正場について、その詳細なエネルギー分布を評価し、新たな実用量に対応した基準線量を算出した。評価した新たな実用量は、中性子については、実効線量の管理に用いる H^*(Sv)及び H_p(Sv)、β 線については、眼の水晶体の線量管理に用いる D'_{lens}(Gy)及び $D_{p\,lens}$(Gy)、並びに皮膚の線量管理に用いる $D'_{localskin}$(Gy)及び $D_{p\,localskin}$(Gy)であり、光子についてはこれら全てとした。

2-2. 校正及びエネルギー特性試験

新たな実用量に対応した校正場を利用して、市販線量計の校正を行い、定期的な校正に用いられる線質に対する校正定数を得た。光子に対する H^*や H_p、β 線に対する D'_{lens}や $D_{p\,lens}$、中性子に対する H^*や H_p などでは、現行と比べて校正定数に差異がみられ（表 1 参照）、特に ^{241}Am-Be については、他とは異なり現行の $H^*(10)$ に比べて H^*への校正定数は 10%程度増加した。

エネルギー特性については、光子については 33 (keV)から 1250 (keV)まで現行と比較して大きな変化はなかった。しかしながら、光子と β 線を同時に測定する水晶体用の線量計などでは、^{137}Cs の γ 線で校正した場合、^{90}Sr/^{90}Y の β 線による $D_{p\,lens}$ を 2 倍以上過大に応答することが分かった。また、中性子については、エネルギー特性が大きく変化し、^{241}Am-Be で校正した線量計は熱中性子に対して 1.9 倍の過大応答を示した。

3. 結論

校正定数の変化は、導入前後でその線量計を用いた測定値にギャップが生じることを示している。また、線種間での応答の違いや、特に中性子線量計についてはエネルギー特性に大きな変化が見られた。このことから、新たな実用量の導入に際しては、どの線種、エネルギーで校正するかなど十分な検討が必要であろう。

本件は、原子力規制委員会「令和 3 年度放射線対策費（新たな実用量への対応に係る線量計の校正及び放射線作業場におけるエネルギー応答に関する調査研究）事業」により得られた成果の一部である。

表 1　現行実用量と新たな実用量に対する校正定数の例

線量計	線種	線質	校正定数（現行）		校正定数（新）	
A(シンチレーション式サーベイメータ)	光子	^{137}Cs	$H^*(10)$:	1.08 Sv/Sv	H^*:	0.90 Sv/Sv
B（水晶体用受動形個人線量計）	β 線	^{90}Sr/^{90}Y	$H_p(3)$:	1.08 Sv/Sv	D_{plens}:	0.42 Gy/Sv
C（中性子サーベイメータ）	中性子	^{241}Am-Be	$H^*(10)$:	1.17 Sv/Sv	H^*:	1.27 Sv/Sv

参考文献

[1] International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU). *Operational Quantities for External Radiation Exposure.* ICRU Report95. J. ICRU 20(1) (2020)

*Hiroshi Yoshitomi[1], Tomoya Tsuji[1], Sho Nishino[1], Tomoyo Fukami[1] and Yoshihiko Tanimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

PVA-KI ゲル線量計への X 線照射よる光吸収 In-situ 測定

Light absorption in-situ measurement by X-ray irradiation to PVA-KI gel dose meter

*砂川 武義[1]，Glenn,HARVEL[2]，青木 祐太郎[1]

[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、PVA と KI かなるゲル状化学線量計（ゲル線量計）を開発した[1)]。本研究では、X 線照射と同時に光吸収 測定する in situ 測定 システムを構築し、PVA-KI ゲルへX線照射効果を明らかにすることを試みた。

キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、in situ 測定

1. 緒言

PVA KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化技術と して 研究・ 開発が行われている。本研究では、PVA KI ゲルに特化した X 線照射と同時に光吸収測定を行うことが可能な in situ 測定システムを構築し、受光カウントの時間分解測定を行うことにより、PVAKI ゲルへの X 線照射の特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

本研究で使用した PVA-KI ゲルは、PVA 5.5 wt%、KI 9.1 wt%、ホウ砂 3.6 wt%，果糖 4.9 wt%を含んでいる。試料への X 線照射は、日立社製 MBR-1520R-3 X 線照射装置を使用した。照射条件は、管電圧 150kV、管電流 20mA、フィルターAl 0.5mm + Cu 0.1mm、線量率 6Gy/min であり、4Gy 照射を 5 回行い積算で 20Gy となるように照射した。本研究で構築した in situ 測定システムは、SoC 搭載モジュールである M5STACK-BASIC (M5Stack 社製) 、タイマー基板、電源からなる測定装置部と発光ダイオード（中心発光波長 500 nm）、カラーセンサ（S11059-02DT/03DS 浜松ホトニクス社製）を設置したセルホルダー部からなる。ここで、測定装置部とセルホルダー部は約 3m のケーブルで繋がっている。カラーセンサ感度波長は 400-540nm を選んだ。光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに PVA- KI ゲルを封入した試料の光吸収の 受光カウントの時間分解測定を行った 。

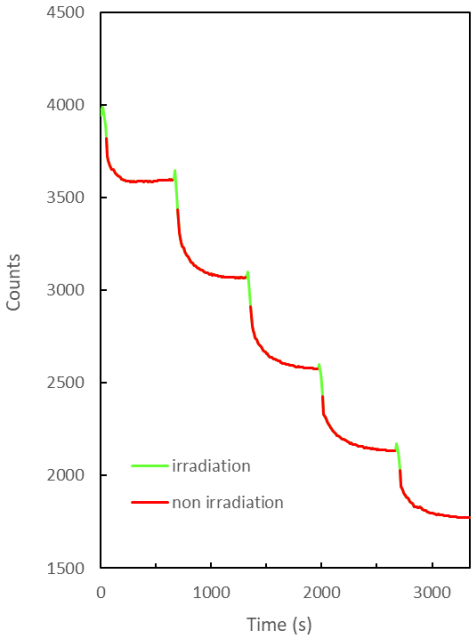


Fig.1 X 線照射における受光カウントの時間分解測定結果

3. 結果

Fig.1 に PVA-KI ゲルへの X 線照射による、カラーセンサ Blue (455 - 630 nm) 測定における受光カウントの時間分解測定結果を示す。ここで X 線照射は 4Gy 照射（緑色線）後 10 分間間隔を空け（赤色線）、再び 4Gy 照射を繰り返した。X 線照射後受光カウントが減少し約 3 分後に一定になる傾向を示した。本研究の詳細は講演時に報告する。

参考文献

1) 砂川 武義 青木 祐太郎 放射線化学 , 112 pp. 53 60 (20 21

* Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1]

[1] Fukui University of Technology., [2] Ontario Tech Univ.

スペクトロメーターを用いた熱ルミネッセンス測定系の開発

Development of a thermoluminescence measurement system using a spectrometer

*上杉 美咲[1]，高瀬 つぎ子[1]，山口 克彦[1]
[1]福島大学

複数の試料における熱ルミネッセンスを同時に測定するために，CCD スペクトロメーターと試料加熱装置を組み合わせ，試料昇温時の熱ルミネッセンススペクトルを連続的に測定できるシステムの開発を行った。

キーワード：熱ルミネッセンス，線量測定，スペクトロメーター，$CaSO_4$:Tm

1. 序論

放射線によって熱蛍光物質のトラップ準位に捕獲された電子を加熱することにより発生する熱ルミネッセンスは，放射線の吸収量と熱ルミネッセンスの発光強度が比例する。このことから，個人被ばく線量計や環境における空間線量測定など，積算放射線量の検出器として利用されてきた。しかし，熱ルミネッセンスの総量を光電子増倍管で測定するという現在の測定手法では，複数の熱蛍光物質におけるグロー曲線を分離して検証することは困難である。本研究では，それぞれの熱蛍光物質が特有の発光波長を持つことに着目し，試料昇温時の熱ルミネッセンススペクトルを連続的に測定できるシステムを試作した。構造材料に含まれる石英などの測定試料と標準試料の熱ルミネッセンスを同時測定し，それぞれの発光強度を規格化することを目指している。

2. 装置製作

本研究で試作した測定系の概要図を Fig.1 に示す。複数の試料が載るよう加工した銅板の上に試料を載せ，変圧器を接続したヒーター（坂口電熱; MC2550）で加熱した。銅板の側面に K 型熱電対温度計（アズワン; KTO-1650）を挿入し，ナノボルトメーター（KEYSIGHT; 34420A）で温度を測定した。また，試料の発光は熱線吸収フィルター(HOYA; HA30)を入れて赤外域の波長をカットし，石英ファイバーを介して CCD スペクトロメーター（浜松ホトニクス; C10027-01）で測定した。この装置では，300nm から 600nm までの発光スペクトルを測定することができ，試料を室温から 380℃まで加熱可能であることを確認できた。また，この装置における光学測定性能を検証するため，一般的な TLD 素子である（Panasonic; UD-110S）を 350nm で励起しフォトルミネッセンスを測定した。これを Fig. 2 に示す。これより，特有のスペクトルピークを確認することができ，製作した測定系が光学測定系として活用可能であることを確認できた。

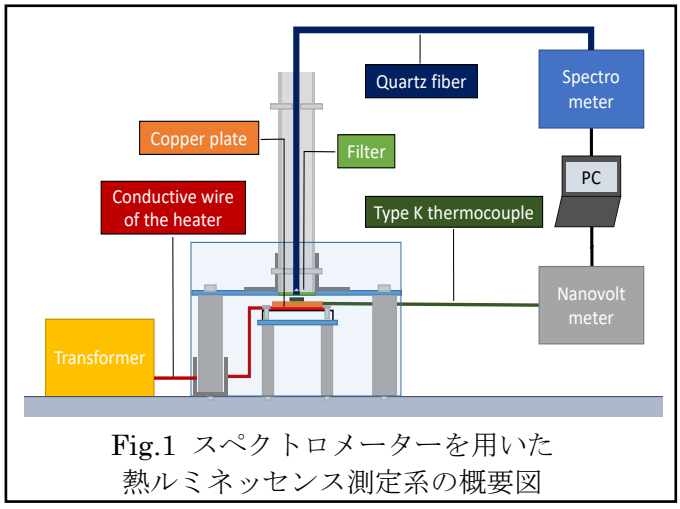


Fig.1 スペクトロメーターを用いた熱ルミネッセンス測定系の概要図

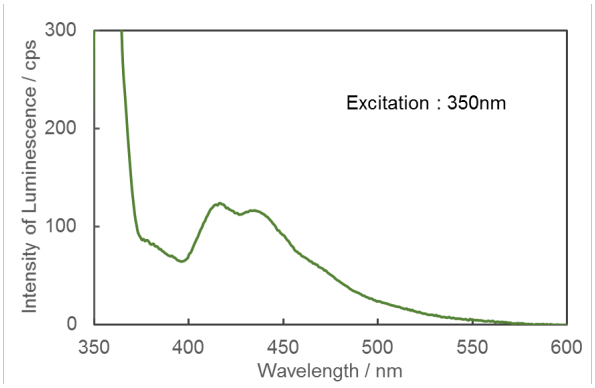


Fig.2 $CaSO_4$:Tm の発光スペクトル

3. 展望

この装置を用いることで，昇温途中の熱ルミネッセンススペクトルの変化を観察し，発光波長の異なる複数の試料におけるグロー曲線を同時に測定することが可能になると考えられる。これにより，熱ルミネッセンスにおける線量推定精度の向上が期待できる。

*Misaki Uesugi[1], Tsugiko Takase[1] and Katsuhiko Yamaguchi[1]
[1]Fukushima Univ.

機械学習を用いたγ線スペクトルデータからの放射線源分布の推定

Estimation of radiation source distribution from γ ray spectral data using machine learning

*菅 蒼太[1]，近藤 勇斗[1]，高瀬 つぎ子[1]，山口 克彦[1]
[1]福島大学

実測値を用いた機械学習から放射線源分布を推定するために，平面上に分布した放射線源を多様なパターンで配置して測定を行い，γ線スペクトルデータを取得した．さらにこの測定から得られたスペクトルデータを用いて，機械学習及び検証データによる放射線源分布の推定を試みた．

キーワード：機械学習，放射線源分布の推定，エネルギースペクトル，NaI スペクトロメータ

1. 序論

2011 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所事故の発生から 11 年が経過し，今後の廃炉や除染を進めていくためには，不均一に存在している放射性核種の分布を明らかにすることが重要となる．これまで本研究室では，シミュレーションで計算されたγ線エネルギースペクトルを用い，機械学習による放射線源分布の推定手法の開発が行われており[1]，線源分布と測定点の間に遮蔽材料がある場合でも，シミュレーションデータを用いた場合では，線源分布の推定を行えることが示されている．

しかし，実際にγ線スペクトロメータによる測定で得られた実測データを用いて機械学習を行い，放射線源分布の推定を行うことは未だ行われていない．そこで， 実際にγ線スペクトルデータを取得して機械学習を行うために，複数の NaI スペクトロメータ（キャンベラ-ジャパン製；NaI 検出器：2 inch×2 inch, MCA: OSPREY）を用いて，平面に分布した放射線を安定的に測定する装置を試作した．今回はこの装置を使用した測定によって得られたデータを使用して機械学習を行い，推定精度の確認を行った．

2. 研究手法

標準線源（^{137}Cs 線源を 2 個，^{60}Co 線源を 1 個）を木製の 2 次元メッシュ（1 メッシュ：70×60 mm，全体：4 ×4 メッシュ）の上に配置し，レール上をスライドさせることのできる台の上に固定した．そこから高さ 3cm の位置に，検出部を 2 次元メッシュ方向に向けた NaI スペクトロメータ 4 本を一列に並べて配置（左から順に NaI ①，NaI ②，NaI ③，NaI ④）し，配置した線源のパターン毎に Line1 から Line4 の順で測定（1 時間×4 回）を行った（Fig.1a に示す）．また，得られたエネルギースペクトルから，誤差逆伝播法のニューラルネットワークを用いた機械学習を行った．エネルギースペクトル強度と放射線源分布の相対関係を学習させ，検証データから推定された放射線源分布の推定精度について検討した．

3. 結果

2 次元メッシュ上の放射線源のエネルギースペクトルを測定した結果の一例と，その時の放射線源の配置（この配置を検証パターンとする）を Fig.1a と Fig.1b に示す． ^{137}Cs の全吸収ピーク（662 keV）や ^{60}Co の全吸収ピーク（1,170 keV 及び 1,330 keV）のスペクトル強度は，線源と NaI スペクトロメータの距離に対応した強度を示している．

この相対関係を確認した上で，検証用とは異なる 30 パターンの配置で測定したエネルギースペクトルと，線源分布をデータ化したものを学習データとして機械学習を行った．この学習の後に検証パターンにおける測定データで，線源分布の推定を行った．推定の結果は Fig.1c に示している．推定結果と解答データの差分の 2 乗である誤差関数の値は，5.0 x 10^{-4} であった．^{60}Co 線源に近い位置の ^{137}Cs 線源の推定箇所にズレが生じたものの，もう一方 ^{137}Cs 線源と ^{60}Co 線源の位置は正しく推定された．以上のように実測データを用いた場合でも，放射線源分布の推定が可能であることが示された．

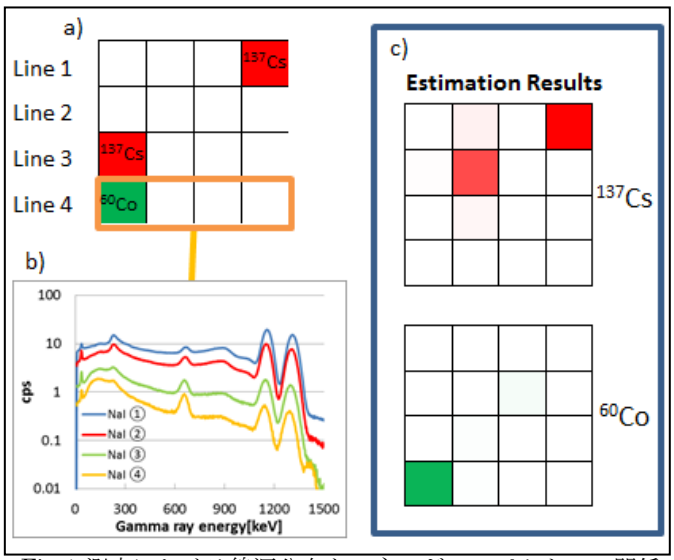


Fig.1 測定における線源分布とエネルギースペクトルの関係，および線源分布の推定結果
a 検証パターンの放射線源分布
b 検証パターン(Line4)におけるエネルギースペクトル
c 推定結果の一例

参考文献

[1] Uemura and Yamaguchi: Estimation of radiation source distribution using machine learning with γ ray energy spectra, J. Adv. Simulat. Sci. Ecg. 7, 71-81(2020)

*Sota Suga[1], Yuto Kondo[1], Tsugiko Takase[1] and Katsuhiko Yamaguchi[1]

[1]Fukushima Univ.

小型多脚移動ロボットを用いた建屋内狭隘部観測システムの研究開発

Research and Development of an observation system for narrow areas in buildings using a small multi-legged mobile robot

嶋野 寛之[1]，*角藤 壮[1]，佐藤 優樹[2]，鳥居 建男[2]，中島 準作[2]，畠山 知圭[3]
[1]株式会社シマノ，[2]原子力機構，[3]株式会社 TAS

多脚移動ロボット、放射線可視化カメラ、画像カメラを組み合わせ、 廃炉等の作業現場において設備や装置等で入り組んだ現場における放射能汚染を可視化する「放射線観測ロボットシステム」を開発し、作業者が容易に近づけないエリアでの汚染状況調査を行える様にする。

キーワード：廃炉，ロボット，放射線観測，環境測定

1. 背景と開発目的

本研究開発は、放射能汚染の観測作業における怪我や被ばくのリスクを軽減させる事を目的としている。原子力関連施設の解体や保守等の放射線作業現場において、放射能汚染状況を正確に取得することは必要不可欠である。主として手作業による測定に依拠している為、計測装置の運搬や設置作業に伴う怪我や被ばくのリスク低減が課題となっており、さらには配管や設備が入り組んだ場所などの狭隘部はアクセスが難しいケースもある。

2. 「放射線観測ロボットシステム」の内容

本システムは、移動ロボット(図 1)及び計測ユニット(図 1 枠内)で構成されている。㈱千代田テクノル製コンプトンカメラ「ガンマキャッチャー」と光学カメラ(LiDAR 内蔵)で構成した計測ユニットを移動ロボットに搭載し、作業現場内を観測後(図 2)、放射線源を可視化した作業現場の 3 次元 CG モデル(図 3)を生成する。

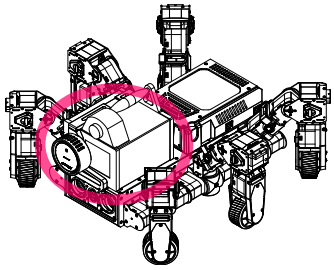


図 1　放射線観測ロボット

2-1. 移動ロボット

移動はユーザーインターフェイスを利用したオペレーターによる移動先の指定と、途中にある障害物対応の自律制御を組み合わせて行う。

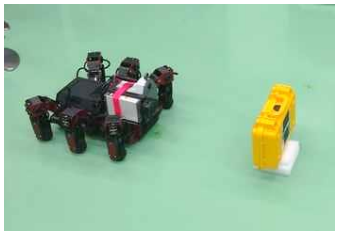


図 2　放射線観測の様子

2-2. 計測ユニット

コンプトンカメラ+光学カメラで構成され、コンプトンカメラにてγ線強度を計測、光学カメラにて空間画像を同期して記録する。

2-3. 3D 放射線イメージ

原子力機構にて開発した「3DRADMAPCC_TYPE2」アプリケーションを利用し、計測ユニットで観測したγ線強度データと、空間画像データをもとに別途作成した作業環境の 3 次元モデルデータを統合することにより、放射線源を可視化した作業現場の 3 次元 CG モデル(図 3)を生成する[1]。

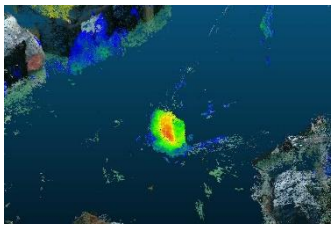


図 3　3 次元 CG モデル

3. 期待される成果と展開

原子力関連施設の解体や保守等の放射線作業現場において、現場の放射線の分布状況を分かり易く、手軽に取得することが可能となり、作業の軽減や作業者の被ばく軽減と安全衛生の向上につながる。

本研究は原子力機構令和 2 年度成果展開事業「放射線観測ロボットの開発」にて実施したものである。

参考文献

[1] Y. Sato, Physics Open, 7, 100070, (2021).

Hiroyuki Shimano[1], *Takeshi Kakuto[1], Yuki Sato[2], Tatsuo Torii[2], Junsaku Nakajima[2], Tomoyoshi Hatakeyama[3]
[1]Shimano Co Ltd., [2]JAEA., [3]TAS Co Ltd.

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

[2I08-13] Radiation Measurement 2

Chair:Yuko Hatano(Univ. of Tsukuba)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:20 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I08] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Yamato Toyoda[1], Ryutaro Imai[1], Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1] (1. KAKEN)

2:45 PM - 3:00 PM

[2I09] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Ryutaro Imai[1], Yamato Toyoda[1], Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1] (1. KAKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[2I10] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Daiki Namba[1], Takeru Hosone[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ., 2. KAKEN, 3. IES)

3:15 PM - 3:30 PM

[2I11] Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration

*Takeru Hosone[1], Daiki Namba[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1] (1. Ibaraki Univ., 2. KAKEN, 3. IES)

3:30 PM - 3:45 PM

[2I12] The continuous measurement of tritium assuming discgarge of ALPS treated water into the sea at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hirofumi Yamamoto[1], Yuichiro Saito[2], Hitoshi Yoshida[1], Yoshihiro Yamamoto[1], Kazuo Taniguchi[1] (1. Techno Bridge, 2. SANWA Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM

[2I13] Leaching of potassium and metakaolin based geopolymer and mechanical properties under electron irradiation

*Yaru Yang[1], Thi Mai Dung Do[2], Thi Chau Duyen Le[4], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[3], Koichi Niihara[1], Hisayuki Suematsu[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 3. ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia , 4. Dandang University of Science and Technology,54 Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

環境トリチウムの迅速測定法の開発
（1）環境トリチウム計測のための真空凍結乾燥装置の開発

Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration
(1) Development of a Vacuum freeze drying apparatus for environmental tritium measurement

*豊田 大和[1]，今井 隆太郎[1]，坂口 智洋[1]，田仲 睦[1]，石川 幸治[1]，川上 智彦[1]
[1]㈱化研

海洋生物のトリチウム分析のための真空凍結乾燥装置を製作し、最適条件を検討したので報告する。

キーワード：トリチウム、生物試料、組織自由水トリチウム、有機結合型トリチウム、真空凍結乾燥

1. 背景

福島第一原子力発電所ではトリチウムを含む処理水が多量にタンク内に保存されている。このトリチウムを含む処理水は海洋放出による処理が検討されており、海洋放出による環境への影響を確認すべくトリチウムのモニタリングの重要性が高まりつつある。トリチウム分析法として文部科学省放射能測定法シリーズ No. 9 があるが、海洋生物のトリチウムを分析するには、組織自由水（TFWT）と有機結合型トリチウム（OBT）に分けて分析する。海洋生物からの TFWT の回収方法としては真空凍結乾燥法が一般的であるが、市販されている真空凍結乾燥機は乾燥食品を作ることが主目的としているため、TFWT の回収の問題、装置 1 台につき 1 試料しか処理できない等の効率の問題がある。本研究は複数の海洋生物を同時に処理し、TFWT を効率良く回収することを目的とし検討を行った。

2. 装置製作

TFWT について 10 試料同時に回収する装置を製作した。装置は試料を設置する 10 個の容器と、自由水を回収する 10 個の容器からなり、10 組を配管で接続し容器はインキュベータに設置した。TFWT 回収容器内に冷却コイルを設け、昇華した水を捕集する構造とし、その後段はマニホールドで 10 組を連結し 1 台の真空ポンプで減圧できる構造とした。

3. TFWT の回収条件の最適化

初期検討では模擬試験装置によりスポンジに水を含浸させた凍結試料を用いて冷媒温度やインキュベータ温度について検討した。また、トリチウムを添加したスポンジ試料を処理し、トリチウム回収率を確認した。乾燥・回収容器を 10 組とし、模擬試料として真鱈を設置し、TFWT を回収し、容器間のばらつきを確認した。また、試料予備凍結温度や試料サイズ等について最適化した。

4. 試験結果

冷媒温度-90 ℃、冷媒流量 200 L/min、乾燥インキュベータ温度 10℃の条件下で 10 検体のヒラメから TFWT を回収した結果を図 1 に示す。約 400 g の試料が恒量になるまでの時間は 7 日程度であった。TFWT の回収率は 95 %以上と良好な結果が得られた。

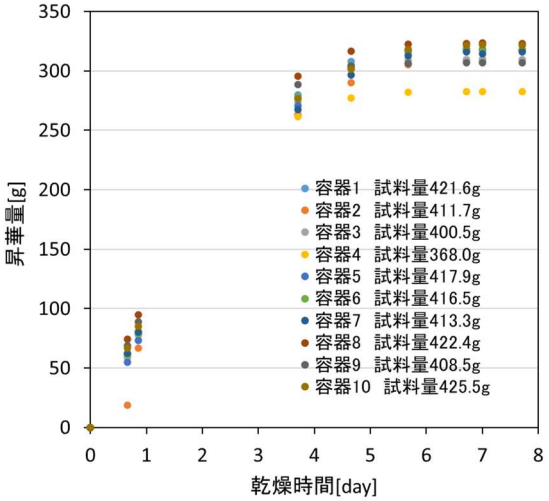


図 1 ヒラメの凍結乾燥結果

*Toyoda Yamato[1], Ryutaro Imai[1] and Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1]
[1]KAKEN Inc.

環境トリチウムの迅速測定法の開発
(2)環境トリチウム測定のための電解濃縮装置の開発

Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration
(2)Development of an electrolytic enrichment device for environmental tritium measurement

*今井 隆太郎[1]，豊田 大和[1]，坂口 智洋[1]，田仲 睦[1]，石川 幸治[1]，川上 智彦[1]
[1]化研

A system to simultaneously enrichment 12 samples using the alkaline electrolysis method was fabricated, and the conditions of the system with short time and high tritium enrichment efficiency were investigated.

keywords：tritium, electrolytic enrichment, tritium enrichment, separation factor

1. 緒言

環境試料のトリチウム分析において、海水はトリチウム濃度が比較的低い。液体シンチレーションカウンター（LSC）により低い検出下限値を求めるには、長い計測時間を要するため、前処理としてトリチウムを濃縮している。水のトリチウム濃縮は電気分解で行い、軽水素とトリチウムの分解速度の違いにより、トリチウムが液中に濃縮される。濃縮方法として、アルカリ電解質を加えたアルカリ電解濃縮法[1]が知られているが、多くの検体を処理するには時間が掛かるため迅速な処理が求められている。本研究では 12 試料を同時に濃縮するシステムを構築し、短時間でトリチウム濃縮効率が高い条件を検討した。

2. 方法･結果

2-1.電気分解部の構成

陽極(外筒)に SUS304、陰極(内筒)に炭素鋼のパイプ(JIS 規格)を用いた 2 重構造の電解セルとした。セル外側を絶縁のためポリマーでコーティングし、容器自体を電極とした。両極は極力近接させ、接液部の電極面積を広くした。セル上部に溶液を補充する補給タンクを設け、セル内の液量を一定に保持できる構造とした。

2-2. 電流値の検討

電流値をパラメータに条件検討を行った。17 Bq/kg のトリチウム水 350 g を入れた電解セルを約 0℃に冷却し、10, 20, 30 A の電流を印加してトリチウム水を 50 g まで濃縮した。結果を表 1 に示す。電解濃縮は電流が大きいほど反応は早く進むが、トリチウムの電気分解も増え、濃縮効率が低くなった。30 A では分離係数 β が 5.6 となり、分離係数と電解時間から 20 A が最適となった。

表1 電流値ごとの比較

	電流値		
	10A	20A	30A
電気分解重量理論値 g/h	3.36	6.72	10.08
重量減少実験値 g/h	3.41	6.96	10.59
理論値との乖離率 %	1.4	3.6	5.1
トリチウム保持率R	0.87	0.88	0.71
分離係数 β	14.3	14.1	5.6

※ $\beta = K_H/K_T$
$\beta = \log(Wi/Wf)/(\log(Wi/Wf)-\log(Tf/Ti))$
K_H : 水素分解反応速度定数 K_T : トリチウム分解反応速度定数
Wi : 初期液量 g Wf : 最終液量 g Ti : トリチウム初期濃度 Bq/kg
Tf : トリチウム最終濃度 Bq/kg

2-3. 12 試料同時濃縮検討

12 試料同時に濃縮する検討を行った。8.6 Bq/kg のトリチウム水を各容器に 733 g 入れ、電解セル 12 本を直列につなぎ、約 0℃で冷却し、積算電流が 1843 A･h となるように 20 A で印加し 100g に濃縮した。電解濃縮の結果、平均最終液量は 104.0±4.3 g だった。電解後のトリチウム濃度は 53.3±2.9 Bq/kg であり 6 倍以上濃縮された。トリチウムの保持率は平均で 87%となり効率よくトリチウムが濃縮された。分離係数 β は平均値で 14.6 となり、12 式でも単体と同等の結果が得られた。本トリチウム濃縮装置は、ばらつきが小さく、92 時間で 12 試料を同時に処理でき、迅速処理が可能となった。

[1] 柿内 秀樹, *J. Plasma Fusion Res.*, **92**, 26 (2016).

*Ryutaro Imai[1], Yamato Toyoda[1], Tomohiro Sakaguchi[1], Atsushi Tanaka[1], Koji Ishikawa[1], Tomohiko Kawakami[1]
[1]Kaken Inc.

環境トリチウムの迅速測定法の開発
(3) 環境トリチウム測定の簡素化・迅速化

Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration
(3) Simplification and acceleration of environmental tritium measurement

*南場 大輝[1], 細根 孟留[1], 川上 智彦[2], 柿内 秀樹[3], 鳥養 祐二[1]
[1]茨城大, [2](株)化研, [3](公財)環境研

トリチウム処理水の海洋放出処分では環境トリチウム濃度のモニタリングを行うが、測定に長い時間がかかってしまい、迅速な安全確認ができない。そこで迅速な測定法の開発を行っている。本報告では、電子レンジを使用した方法(マイクロ波加熱法)を用いて、魚などの食品からの水の迅速な回収が可能となったので報告する。

キーワード：トリチウム処理水、魚中のトリチウム濃度測定

1. 緒言

魚中のトリチウム濃度を測定する際、既往の凍結乾燥法[1]では1つの試料の測定に最短で1ヶ月必要であるため、迅速な安全確認法の開発が必要不可欠である。そこで、迅速な食品中自由水の回収方法として、電子レンジを用いたマイクロ波加熱法を開発し、検証した。この方法では使用した器具は測定毎に廃棄可能なため、装置の汚染の心配がない。手順も非常に簡単で、1日に5~10試料の測定が可能である。

2. 実験

トリチウムの分析には液体シンチレーションカウンタ（ParkinElmer社、Tri-Carb 3110TR）と液体シンチレータ（同社、UltimaGold LLT）を用いた。海水は茨城県大洗町で採取・ろ過処理して使用した。トリチウムを含む重水を用いて、純水及び海水中のトリチウム濃度が138 Bq/Lである溶液を調整した。電子レンジでの回収条件として、600 Wまたは200 Wで加熱して水を回収した。減圧蒸留装置、常圧蒸留装置でも水を回収し、液体シンチレーションカウンタで測定した。

3. 結論

既往の凍結乾燥法と、今回開発した電子レンジを用いたマイクロ波加熱法による食品中自由水の回収法の工程を図に示す。凍結乾燥法では凍結乾燥に2週間程度の時間がかかるため、食品中の自由水の測定だけでも1ヶ月弱の時間が必要である。このように時間がかかっては魚などの食品の迅速な安全確認は不可能である。そこで、短時間で自由水を回収する方法を検討した。自由水の回収法としては、過去に植物などの水の回収に使われていた電子レンジを用いた方法を改良した。試料を蓋部分に穴が空いた市販のレンジ対応容器に入れ、その容器をチャック付きポリ袋に入れて密封し、電子レンジで加熱することで水を回収した。電子レンジのワット数を600 Wと200 Wで比較した結果、200 Wで加熱すると効率よく水が回収できた。実際に、この方法で40 mLの純水を15分間連続で加熱すると、約13 mLの水を回収することができた。そこで、重水起因のトリチウムを含む純水と海水を、マイクロ波加熱法により水の回収を行ったところ、加えたトリチウムを測定できた。水の回収法によるトリチウム濃度の違いを比較した結果、同位体効果と思われる濃度変化が得られたが、マイクロ波加熱法の測定値は理論値に非常に近かった。従って、マイクロ波加熱法は自由水の回収方法として、使えそうである。本法は、市販の容器とチャック付きポリ袋、電子レンジのみを使用して水の回収ができ、回収装置のトリチウム汚染を心配する必要が全くなく、手順も簡単で、短期間に多試料の測定が可能な手法であり、トリチウム処理水の海洋放出処分のスクリーニングに使用できると思われる。

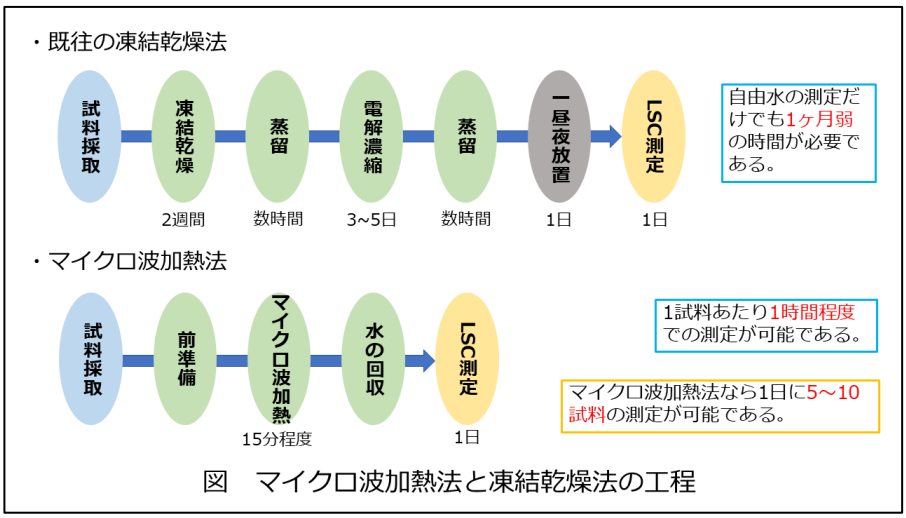


図　マイクロ波加熱法と凍結乾燥法の工程

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ9 トリチウム分析法，2002年

*Daiki Namba[1], Takeru Hosone[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1]
[1]Ibaraki Univ., [2]KAKEN, [3]IES

環境トリチウムの迅速測定法の開発
(4)魚中トリチウム濃度の迅速なスクリーニング法の開発

Development of a rapid measurement method for environmental tritium concentration
(4) Rapid screening method for tritium concentration in fish

*細根 孟留[1], 南場 大輝[1], 川上 智彦[2], 柿内 秀樹[3], 鳥養 祐二[1]
[1]茨城大学, [2](株)化研, [3](公財)環境研

トリチウム処理水の海洋放出処分では、風評被害の防止のため魚中のトリチウム濃度の迅速なスクリーニング法の開発が不可欠である。本報告では、マイクロ波加熱法を用いて回収した魚の自由水に100 Bq/L 程度のトリチウム濃度になるようにトリチウムを添加し、測定を検証したので報告する。
キーワード：トリチウム処理水,魚中のトリチウム測定

1. 緒言

魚中のトリチウム濃度を測定する際、既往の凍結乾燥法では 1 つの試料の測定に最短で 1 ヶ月[1]必要であるため、迅速な安全確認の開発が必要不可欠である。本実験ではマイクロ波加熱法による魚の自由水回収の迅速化を行い、回収した自由水にトリチウム処理水の海洋放出を考慮し、100 Bq/L 程度のトリチウム濃度になるようにトリチウムを添加し測定を検証した。

2. 実験

魚中の自由水の回収法は、環境中トリチウムの迅速測定法の開発(3)で示した。自由水回収の試料として、市販されているごはん(サトウ食品)、真タラ及び、福島県産のヒラメを用いた。マイクロ波加熱法により自由水を回収し、得られた自由水に対して重水起因のトリチウムを添加し、測定試料とした。トリチウムの測定は低バックグランド仕様の PerkinElmer 社製 Tri-Carb 3110TR を、液体シンチレータは UltimaGold LLT 使用した。本実験では、630.2 Bq/L と 1039.0 Bq/L のトリチウムを含む重水をトリチウム源として使用した。液体シンチレーションカウンタ(LSC)の測定時間は 50 分とし、複数回測定することで平均値から試料に含まれるトリチウム量を求めた。測定ではシンチレータと試料を 9 ml:9 ml で混合して使用した。測定試料はマイクロ波加熱法で回収した自由水 8.5 ml に重水 0.5 ml を添加して調製した。

3. 結論

マイクロ波加熱を用いた食品中の自由水の回収では、約 30 g の真タラを 200 W で 15 分の加熱を行い、15 ml 程度の自由水を回収することができた。600 W で加熱した場合は加熱が急速なため、内圧の急激な上昇により内容器の蓋やチャック付きポリ袋の口が開き、自由水が蒸気となって外部に漏れるなどの現象が起き、スムーズに回収は行えなかった。また、回収した自由水に不純物が混入し、白濁した。マイクロ波加熱法により自由水を回収するには、低い電子レンジ出力を用い、急激な温度上昇を防ぐ必要があることが分かった。

表は、マイクロ波加熱でごはんと真タラから回収した自由水に、重水起因のトリチウムを添加して、トリチウム濃度を測定したときの理論値と実測値、理論値に対する実測値の比率を示している。また、表にはトリチウムを含んだ海水および純水に対してマイクロ波加熱法により回収した水のトリチウム濃度も示している。表に示す通り、60〜90 Bq/L の濃度になるようにトリチウムを添加して測定した結果、最も低いもので理論値の 75 %、高いもので 123 %の値となったが、平均すると理論値の 100 %となり、標準偏差も 14 程度の精度で測定された。本実験は、Tri-Carb 3110TR の性能下限付近で行っているため実測値にばらつきが認められる。しかし海洋放出を考慮して添加したトリチウムを迅速に測定できた。この様にマイクロ波加熱法では自由水の回収は律速とはならず、LSC での測定が律速となる。今後は、トリチウム海水で飼育した魚に対してマイクロ波加熱法で自由水を回収し測定法を検証する予定である。

表 重水を添加した自由水のトリチウム濃度

試料	理論濃度 / Bq・L^{-1}	実測濃度 / Bq・L^{-1}	比率 / %
海水	62.9	73.2	116.4
純水	65.1	75.8	116.5
ごはん A	60.5	74.3	122.9
ごはん B	64.8	65.1	100.3
真タラ A	68.3	70.4	103.1
真タラ B	65.4	66.1	101.1
真タラ C	64.4	64.5	100.2
真タラ D	86.6	65.1	75.2
真タラ E	87.3	71.2	81.5
真タラ F	82.6	77.4	93.7
平均(%)			101.1
標準偏差			14.4

参考文献

[1] 文部科学省，放射能測定法シリーズ 9 トリチウム分析法，2002 年

* Takeru Hosone[1], Daiki Namba[1], Tomohiko Kawakami[2], Hideki Kakiuchi[3], Yuji Torikai[1]
[1]Ibaraki Univ., [2]KAKEN, [3]IES

福島第一原子力発電所の ALPS 処理水海洋放出水を想定したトリチウム連続計測

The continuous measurement of tritium assuming discharge of ALPS treated water into the sea at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*山本 裕史[1]，齋藤 雄一郎[2]，吉田 仁[1]，山本 由弘[1]，谷口 一雄[1]
[1]株式会社 テクノブリッジ，[2]株式会社 三和製作所

福島第一原発で貯留される ALPS 処理水の海洋放出が日本政府により発表された。トリチウム放出について国際基準、総量規制、国内規制基準を満足し海洋放出するためにはトリチウム連続計測の技術の確立が望まれる。今回、我々は GAGG シンチレータを用いて短時間でのトリチウム計測・検量線の作成に成功した。発表では連続計測や検出下限値などについて議論する。

キーワード：トリチウム連続計測

1. 緒言

貯留に限界が見え始めた福島第一原発の ALPS 処理水の海洋放出が決定された．除去が極めて困難なトリチウムを含む ALPS 処理水を海洋放出するためには，国際基準・総量規制・国内規制基準を満足する必要がある．そのためには放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度（希釈前 60,000 Bq/L; 希釈後 1,500 Bq/L）を，全量かつ連続で計測する必要がある．これを実現するべく，GAGG シンチレータを用い，短時間かつ連続でのトリチウム計測技術の確立に着手した．

2. 計測装置の概略

シンチレータに効率よくトリチウムを含む ALPS 処理水を触れさせるようにシンチレータを，図 1 のように櫛状に配置したシンチレータカラムと，トリチウムによるシンチレータ発光を 2 方向から計測する同時検出を実現可能な検出器を作成した．この検出器に流水での計測を可能とする配管系を備えた．

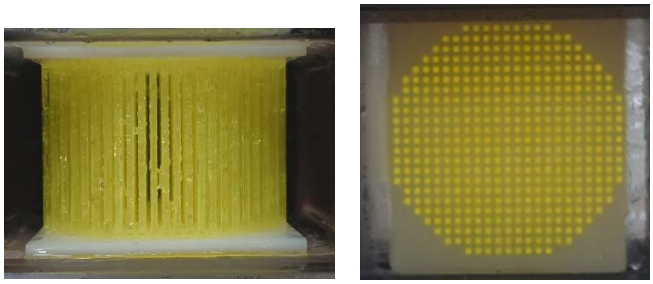


図 1　GAGG シンチレータカラム

3. 計測結果

図 2 に典型的な検出器信号とトリチウムスペクトルを示す．明確にトリチウムが検出することができた．試料中のトリチウム濃度および同一検出時間を変化させたときの測定結果を図 3 に示す．いずれの場合も，検量線が良好な直線性が得られた．当日は，流水による連続計測や検出下限値について議論する．

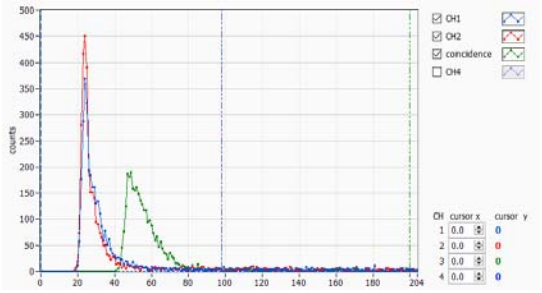


図 2　トリチウムスペクトル

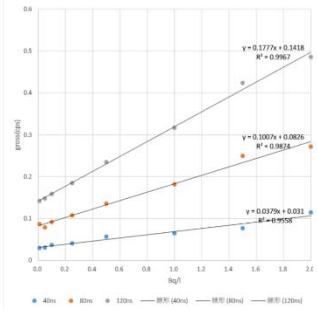


図 3　検量線

*Hirofumi Yamamoto[1], Yuichiro Saito[2], Hitoshi Yoshida[1], Yoshihiro Yamamoto[1] and Kazuo Taniguchi[1]
[1]Techno Bridge Co., Ltd., [2]Sanwa Corporation

Leaching of potassium and metakaolin based geopolymer and mechanical properties under electron irradiation

*Yaru Yang[1], Thi-Chau-Duyen Le[4], Thi-Mai-Dung Do[1,2], Koichi Niihara[1], Tadachika Nakayama[1], Gordon Thorogood[1,4] and Hisayuki Suematsu[1]
[1]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan
[2]Department of Nuclear System Safety Engineering, Nagaoka University of Technology, 1603-1 Kamotomioka-cho, Nagaoka, Niigata 940-2188, Japan
[3]ANSTO, New Illawarra Rd, Lucas Heights, NSW, 2234, Australia
[4]Dandang University of Science and Technology,
[5]Nguyen Luong Bang, Lien Chieu, Danang City, Vietnam

Abstract

Geopolymers are inorganic polymers composed of AlO_4 and SiO_4 tetrahedral structural units and a three-dimensional network structure. The stability of geopolymer under irradiation is important. After the decommissioning of JMTR, the geopolymer treatment method for difficult waste ion exchange. Leaching experiments will be used to detect the compaction of geopolymers for radioactive aluminum ions.

Keywords: Geopolymer, irradiation, ion- exchange, hardness, leaching

Introduction

With the development of the nuclear industry, there are inevitable problems of nuclear power plant decommission and nuclear waste disposal. The disposal of some radioactive metal ions, in particular aluminum alloys from the JMTR reactor core, has not yet been well solved. Geopolymers are inorganic polymers with a three-dimensional network structure [1]. This structure can adsorb metal ions in the framework [2]. Utilizing this property, we have proposed geopolymers being used to compact radioactive aluminum ions by replacing a part of the raw materials in this research.

Experiment

Geopolymer samples were made of EFACO silica, metakaolin powder, potassium hydroxide and potassium silicate solution with molar ratios of Al: Si: K: H_2O =1: 2.1: 0.8: (7, 8, 9,10). 6 Samples were synthesized and divided in to 3 groups, then cured at RT, 40℃ and 60 ℃ for 1 day with lid respectively in curing 1. In curing 2, all the samples were moved to RT. For one of the samples in each group, the lid was opened while for the others, the lid was kept sealed until the 7 days.. The potassium and metakaolin-based geopolymer was irradiated by ETIGO-III at a peak voltage 2MeV, current 5kA and a pulse with of 100 ns from one to four shots. A Vickers indenter was loaded at 1 kgf to analyze Vickers hardness.

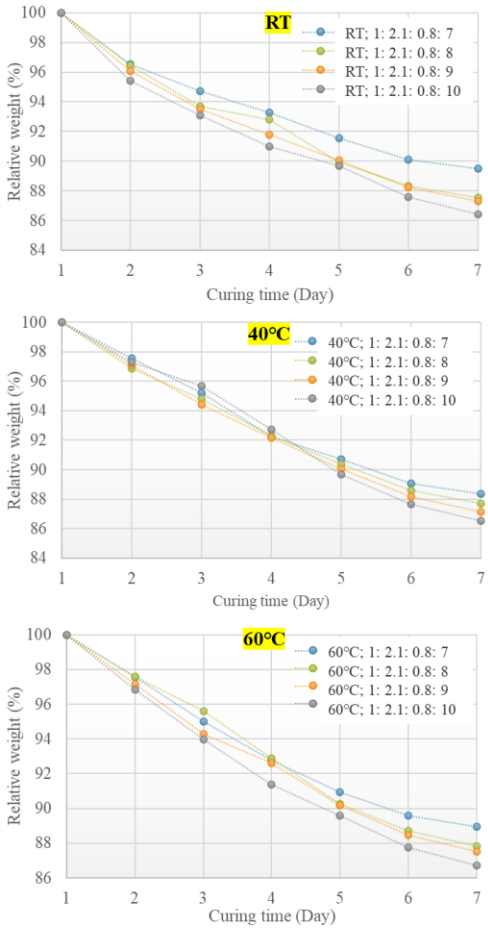


Fig. 1 Vickers hardness of geopolymer before and after irradiation

Results and Discussion

In this research, the potassium and metakaolin-based geopolymer with different water content have been synthesized. The Vickers hardness will be measure before and after irradiated by ETIGO-III at a peak voltage 2MeV, current 5kA and a pulse with of 100 ns at room temperature from one to four shots. The relative weight change was measured during curing as shown in Fig.1, the result showed that higher water content relative weight decreases more, however not so much different (the range of relative weight decrease was from 10% to 14%).

References

[1] Roy, D.M., New strong cement materials: chemically bonded ceramics. Science, 1987. 235(4789): p. 651-8.

[2] Chindaprasirt, P, et al. Workability and strength of coarse high calcium fly ash geopolymer. Cement and Concrete Composites, 2007. 29(3).

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

[2I14-19] Radionuclides Migration

Chair:Sakae Kinase(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:20 PM - 6:00 PM Room I (E1 Bildg.3F No.34)

[2I14] Study of the evacuation of residents in nuclear emergency

*Kazumasa Shimada[1], Kazuya Yamamoto[1], Shogo Takahara[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM

[2I15] Simulation of Nuclear Accident Evacuation using MASSIVES (a Multi Agent Speedy Simulated Interactive Visual Evacuation System) .

*Martin Andersson[1], Susumu Ryufuku[1], Hiroko Kido[1], Mitsuhiro Kanno[1], Naohiro Kurosawa[1] (1. V.I.C.)

4:35 PM - 4:50 PM

[2I16] Investigation of usefulness of vertical integrated concentration of radioactive materials in the atmosphere for nuclear disaster prevention use

*Koya Kajiwara[1] (1. Department of Integrated Energy Engineering, Graduate School of Engineering, Nagoya University)

4:50 PM - 5:05 PM

[2I17] Numerical model analysis of long-range atmospheric Pb-210 transport causing heavy deposition over Japan

*Hiromi Yamazawa[1], Tatsuya Matsumoto[1], Yu Cai[2] (1. Nagoya Univ., 2. Univ. Tokyo)

5:05 PM - 5:20 PM

[2I18] A Study on the Applicability of CFD Models for Atmospheric Diffusion under Various Stable Conditions to Administrative Regulations

*Gaku Sasaki[1], Jiro Yoneda[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

5:20 PM - 5:35 PM

[2I19] Investigation on Simple Measurement for Evaluating Cesium Concentration in General Waste

*Kazuyuki Takase[1], Kouki Kokubun[1], Kazuaki Kusakabe[1] (1. Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation)

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力緊急時の住民の広域避難に関する研究

(1)自主避難率が避難時間推計に与える影響

Study of the evacuation of residents in nuclear emergency

(1) The impact of shadow evacuation rates to evacuation time estimation

*嶋田 和真[1]，山本 一也[1]，高原 省五[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

抄録：交通シミュレーションを用いて原子力施設から半径約 5km(PAZ)住民を半径 5-30km(UPZ)圏外に脱出する時間の推計し、UPZ 住民の自主避難率および出発地点の設定方法が結果に与える影響を評価する。

キーワード：原子力防災、広域避難計画、避難時間推計、交通シミュレーション、自主避難

1. 背景と目的

日本の原子力防災対策は、PAZ 住民は、緊急事態区分が全面緊急事態と認定された時点で、放射性物質が放出される前に予防的に避難を開始する。また、UPZ 住民は直ちに屋内退避を行い、放射性物質が放出され、地表面に沈着したことを確認した後に空間線量率に応じて避難・一時移転を行う。一方、UPZ 住民の自主避難(Shadow evacuation)により渋滞が発生すると、PAZ 住民の避難が妨げられることが過去の日本の避難時間推計(ETE)で指摘された[1]。そのため、放射性物質が早期に放出される場合、避難の途中に PAZ 住民が屋外で被ばくする可能性がある。そこで、交通シミュレーションを用いて UPZ 住民の自主避難が PAZ 住民の避難にどの程度影響を与えるかを定量的に評価した。

2. 手法

本研究では交通シミュレーションソフトとして、日米で ETE の利用経験がある PTV 社製の VISON（VISUM &VISSIM）を使用した。ETE の指標は、PAZ 住民が UPZ を脱出する時間とし、米国 NRC の ETE ガイダンス[2]に則り、対象範囲の車両の 90%が通過した時間（90%ETE）とした。道路データは Open Street Map より入手し、広域避難計画に記載されている避難道路・避難先を設定した。避難車両数は、国勢調査の人口データを元に、乗車人数で割ることで設定した。出発地点は、これまでの国内の ETE で見られた事例に倣い市町村ごとに 1 点から出発する設定（従来法）及び、今後 Level3 確率論的リスク評価(PRA)を実施するために設定した詳細なメッシュごとに出発する設定（詳細メッシュ）とした。

3. 結論

図に PAZ 住民の 90%ETE が出発地点の設定及び UPZ 住民の自主避難でどのように変化するかを示す。まず、従来法よりも詳細メッシュの場合に 90%ETE が減少した。これは、従来法では車両の出発地点が一か所に集中し、車両が道路に流入するのに多くの時間が必要となったからである。また、詳細メッシュに設定した場合は自主避難率が増えるごとに 90%ETE が線形に増加した。以上、本研究により出発地点を詳細に設定することで 90%ETE が減少することを新たに示した。ただし、今回の評価結果を実際の避難計画に適応する際は、さらなる解析を実施し、結果の妥当性検証が必要である。

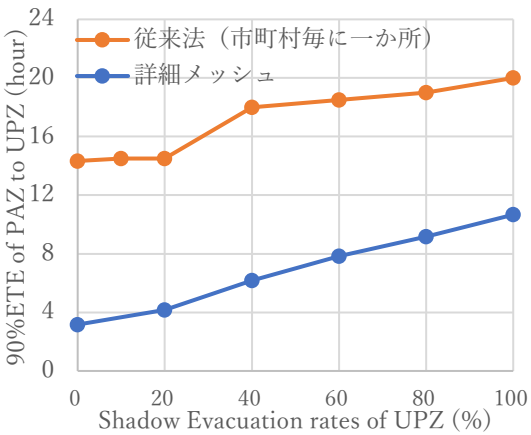


図 出発地点の設定及び UPZ 自主避難率が PAZ 住民の UPZ 脱出時間に与える影響

参考文献

[1] 嶋田和真、高原省五 JAEA-Review 2021-013”原子力災害対策重点区域に対する避難時間推計の日米の比較分析” (2021)

[2] U.S.NRC, NUREG/CR-7269 “Enhancing Guidance for Evacuation Time Estimate Studies” (2019)

*Kazumasa Shimada[1], Kazuya Yamamoto[1] and Shogo Takahara[1] [1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center.

Simulation of Nuclear Accident Evacuation using MASSIVES (a Multi Agent Speedy Simulated Interactive Visual Evacuation System)

*Martin Andersson[1], Susumu Ryufuku[1], Hiroko Kido[1], Mitsuhiro Kanno[1], and Naohiro Kurosawa[1]
[1] Visible Information Center, Inc.

Abstract
We present the continued development and improvement of a hybrid model approach to producing time estimates for evacuation planning using graph adhered multi agent simulation. We are constructing the simulation environment to simulate evacuation, and the potential influence of shadow evacuation in the Tokai-mura PAZ, and UPZ.

Keywords: Evacuation Simulation, Nuclear Accident, Shadow Evacuation, Multi Agent System, OIL

1. Introduction

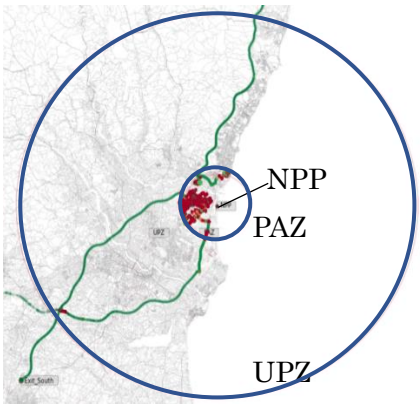
As a lesson learned from the Fukushima Nuclear Power Plant accident, is that it is important to adopt an evacuation time estimate into an evacuation planning. The goal of this project is to develop an evacuation simulation called “MASSIVES” [1].

2. Simulation as an aid in evacuation planning

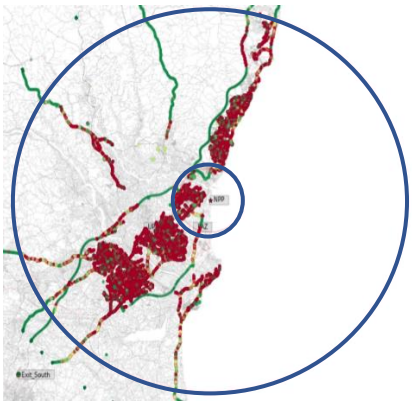
With our system we are developing a **hybrid model** for evacuation simulations. This hybrid model employs multi agent simulation on a graph, rather than simulating the agents as traditional on a Euclidean grid. Moreover, our newly developed original “weighted inverse BFS” is computationally beneficial compared to traditional BFS (Breadth First Search) [1].

3. Use case

In the area surrounding the Tokai-Daini NPP (Nuclear Power Plant) there is a population of about 65,000 people in one village and 4 cities within the PAZ (Precautionary Action Zone), and about 940,000 people in 5 towns and 9 cities in the UPZ (Urgent Protective Action Planning Zone). We made several evacuation scenarios referring publicly opened documents by local authorities [2]. Using MASSIVES, we are examining Tokai evacuation scenarios including; influence of shadow evacuation (certain percentage of people in UPZ start evacuation even though shelter in place is advised and causes delay of PAZ evacuation), influence of detour by tsunami caution, and bottle neck studies (Figure 1) showing increased traffic stagnation due to shadow evacuation (b) vs. (a). We will explain simulation results and findings in the presentation.



(a) Regular scenario



(b) Regular Scenario + Shadow evacuation 40%

Figure 1 Example of bottle neck study
Remark: vehicle speed 4 hours after EAL(AL) event, with green/normal and red/stagnant.

References

[1] Martin Andersson et al. Development of, and Use case for MASSIVES a Multi Agent Speedy Simulated Interactive Visual Evacuation System, 第 23 回「環境放射能」研究会 2022 年 3 月 8 日
[2] For example, 茨城県,原子力災害に備えた茨城県広域避難計画,平成 31 年 3 月改定

原子力防災利用での大気中放射性物質鉛直積分濃度の有用性検討

Investigation of usefulness of vertical integrated concentration of radioactive materials in the atmosphere for nuclear disaster prevention use

*梶原 洸哉[1]，山澤 弘実[1]

[1]名大学工院

本研究では大気拡散予測モデルを用いた沈着予測において湿性沈着計算の持つ不確かさを軽減できる大気中放射性物質鉛直積分濃度の原子力防災利用における有用性を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，大気拡散モデル，緊急時応用

1. 緒言

原災指針では大気拡散予測を用いないとしているが、実測値のみへの依存では防護措置の決定が被ばく及び汚染の発生後の対応となることが課題である。国際モデル比較試験(MIP)の結果[1]、湿性沈着計算が最大の誤差要因であったことから、本研究では沈着予測において湿性沈着計算の持つ不確かさを軽減できる大気中放射性物質鉛直積分濃度(以下、VIC)の利用検討を目的とする。

2. 方法

本研究では第二回 MIP[1]に提出された 12 モデル計算結果を使用。単一モデルとモデルアンサンブルの VIC と沈着量を沈着発生予測の観点で比較。VIC は水平 3km 格子毎に ^{137}Cs 濃度を鉛直方向に積分して得た。実測値には一日毎の沈着量を表す定時降下物量[2]を利用した。評価対象は沈着の有無であり、実測は基準値を超えた場合を沈着発生とした。VIC は基準値を超えたものを沈着発生の可能性ありとし、予想される影響の違いから基準を二つ設けた。(第一基準:大きな影響,第二基準:中程度の影響)

3.結果

12 モデルのアンサンブル(VIC 平均値、沈着量平均値)を用いた沈着予測評価を表 1、表 2、表 3 に示す。表は 4 象限に区分され、実測と計算それぞれでの沈着発生あり(○)、発生無し(×)の全対象地点、全対象時間における割合を表す。現実に沈着が発生した場合にモデル計算で沈着を見逃す割合(危険な沈着なし予測)は沈着量利用では 0.073 であるのに対し、VIC 第一基準利用では 0.073、VIC 第二基準利用では 0.021 となり、VIC 利用の効果並びに段階的な基準設定の効果が見られる。一方、実際に沈着が発生しない場合に計算で沈着発生と予測する割合(無効な沈着あり予測)は沈着量利用では 0.021 であるのに対し、VIC 第一基準利用では 0.063、VIC 第二基準利用では 0.219 と大きくなった。これは VIC が沈着量と比べ、広範囲にわたり有意な値を超える値を持つという特徴が原因である。この値が増えることで無意味な防災措置を取ることとなるが、有効な沈着発生無し予測が十分確保できているため、本研究では許容出来ると考える。

表 1. 沈着予測評価(VIC 第一基準利用)

		Model(VIC) ○	Model(VIC) ×
Obs	○	0.177	0.073
	×	0.063	0.688

表 2. 沈着予測評価(VIC 第二基準利用)

		Model(VIC) ○	Model(VIC) ×
Obs	○	0.229	0.021
	×	0.219	0.531

表 3. 沈着予測評価(沈着量利用)

		Model(deposition) ○	Model(deposition) ×
Obs	○	0.177	0.073
	×	0.021	0.729

参考文献

[1] Sato et al.2018, J. Geophy. Res. 123,11748-

[2] 平成 23 年 3 月の都道府県別環境放射能水準調査結果(定時降下物)

*Koya Kajiwara[1], Hiromi Yamazawa[1]

[1]Nagoya Univ.

日本域で高沈着をもたらす Pb-210 広域大気輸送の特徴の数値モデル解析

Numerical model analysis of long-range atmospheric Pb-210 transport causing heavy deposition over Japan

*山澤弘実[1]，松本達也[1]，蔡 宇[2]
[1]名大院工，2 東大院新領域

冬季日本域での高 ^{210}Pb 沈着の要因として、数値モデルにより日本への広域輸送の特徴及び相関規模気象場との関係を解析した。

キーワード：ラドン，鉛 210，長距離大気輸送，北半球，数値モデル

1. 諸言　世界的にも特徴的に高い冬季日本海側での Pb-210 湿性沈着の要因として、季節風による輸送と日本海側での大きな降水量が指摘されている。これに加えて、大気中での寿命が比較的長いエアロゾル付着 Pb-210 の長距離輸送の特徴が背景となっている可能性がある。そこで、北半球対象の大気輸送・沈着モデルによる長期間計算を行い、日本に影響する主要な発生域及び輸送経路等の観点からにより解析し、相関規模気象場との関係を議論する。

2. 方法　計算に用いたラドン壊変核種長距離輸送モデル（HIRAT）は、Rn-222 とその短半減期壊変核種(Po-218, Pb-214, Bi-214)及び Pb-210 の沈着を含む大気中輸送方程式を差分法で解くオイラー型であり、日本での Rn-222 地上大気中濃度及び Pb-210 降下量の観測値を用いて検証が行われたモデルである。Po-214 は超短半減期であり Bi-214 と放射平衡にあるとして扱う。HIRAT は、気象庁全球客観解析データ（GANAL)、気象庁海水面温度データ(MGDSST)を入力とした気象モデル（WRF）による 3 次元気象場（風、降水等）計算結果を入力として輸送計算を行う。両モデルの計算領域は同一であり、概ね北半球を覆う北極を中心とする 20,000 km ×15,000 km の範囲で、水平格子間隔は 100 km である。Rn-222 は Schery の月毎の分布を用いた。計算対象期間は 2015 年の 1 年とし、大気中 Pb-210 濃度計算結果の鉛直積分値を用いて輸送過程を解析した。

2. 結果と議論　1 年間の計算結果から計算領域内の大気中 Pb-210 存在量は、冬季に約 0.20 PBq の極小値を持つのに対し、5-7 月には約 0.35 PBq 程度であり、3-10 月の暖候期は概ね 0.30 PBq 以上である。計算領域平均の地表面ラドンフラックスは、1 月の極小 28.5 mBqm^{-2}s^{-1} に比べて 7 月の極大は 32.8 mBqm^{-2}s^{-1} と約 15%大きいことが Pb-210 存在量の季節変化の要因の一部と考えられるが、それのみでは十分説明できない。

鉛直積分濃度のユーラシア大陸及び西太平洋での水平分布を図に示す。冬季（上図）はアジア大陸からの Pb-210 は日本西岸まで輸送されるが、太平洋上での存在量は比較的低く、日本域で大気から除去されている（沈着している）ことが示されている。一方 夏季（下図）は、日本域での除去が明瞭ではなく、太平洋上での濃度が冬季に比べて顕著に高い。輸送過程と除去過程の時間・空間的な一致に季節間で差異があり、冬季日本で特に沈着量が大きい要因となっている可能性がある。

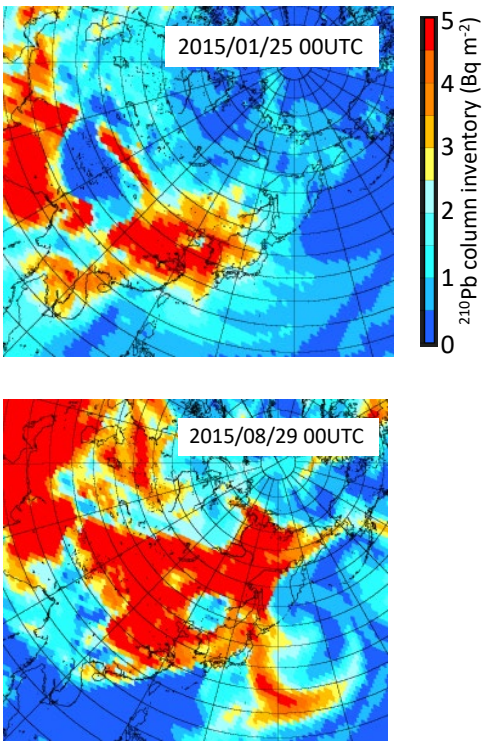


図 大気中 Pb-210 鉛直積分濃度の分布。

*Hiromi Yamazawa[1], Tatsuya Matsumoto[1], Yu Cai[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. Tokyo
本研究は科研費（20H04321）による。

非中立大気拡散 CFD モデルの行政規制への適用性に関する研究

A Study on the Applicability of CFD Model for Atmospheric Diffusion under Various Stable Conditions to Administrative Regulations

*佐々木 岳[1], 米田 次郎[1]
[1]三菱重工業株式会社

本研究は、互いに影響し合う気流場と温度場を、基礎研究の観点で風洞実験や数値シュレーションによる実現象の再現（気流）を試みた先行研究を参考にして、非中立（高さ方向に温度（温位）分布あり）時の行政規制（拡散幅）が再現できるか検討を行ったものである。

キーワード：大気拡散、LES、被ばく評価

1. 緒言

原子炉施設における安全解析の被ばく評価では、風洞実験を用いて地形や建屋影響を考慮した放射性物質の放出源高さとして有効高さを算出する必要がある。その算出にあたっては、実験の制約上、高さ方向に温度（温位）分布がない気象条件（大気安定度が中立）を前提としている。一方で、実大気中で出現し、かつ拡散場が異なる非中立状態での評価を実現するためには、困難さ（温度成層風洞の整備、行政規制が規定する諸条件の再現など）を伴うことから、技術的課題となっている。そこで本研究では、基礎研究の観点で風洞実験や数値シュレーションによる実現象の再現（気流）を試みた先行研究を参考に、シミュレーションでの非中立への適用性（非中立時の行政規制[1]として定められた拡散幅）を検討した。

2. 非中立時の拡散幅再現に関する検討（不安定時の気流再現）

過去の研究例[2]整理し、互いに影響し合う気流場と温度場を、実測データを参考にして諸量を制御（風速、高さ方向の温度分布、地面熱フラックス など）することで不安定層における気流を CFD で再現した。ここで、大気中における高さ方向の温度分布が勾配を持つ非中立状態を再現するには、N-S 方程式に温度を考慮する項を導入する必要があるため、式 1 に示した N-S 方程式を採用している。

$$\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial t}+\bar{u}_j\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j}=-\frac{1}{\rho}\frac{\partial \bar{p}}{\partial x_i}+\nu\frac{\partial^2 \bar{u}_i}{\partial x_j \partial x_j}-\frac{1}{\rho}\frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j}+\beta(\bar{T}-T_0)g\delta_{i3} \qquad (1)$$

x_i：i 方向座標（x_1：主流方向、x_2：水平方向、x_3：鉛直方向）、u_i：速度の i 方向成分、p：圧力、T：温度、ρ：密度、τ_{ij}：サブグリッドスケール応力、β：体膨張係数、g：重力加速度

3. 結論（不安定時の拡散幅再現）

再現した不安定層（制御パラメータ値は図 1 凡例参照）において、地上に煙源を設定し拡散解析を行い、風下の各位置における拡散幅を計算した。その結果、行政規制が定めた不安定時の拡散幅（図 1 の B～C の間）を再現することができた。なお、今回は限られたケースでの検討であるため、実機適用を視野にいれたパラメータスタディを実施し、非中立時の拡散幅再現技術の妥当性をさらに検証していく予定である。

記号	風洞実験スケール[注1)]			
	U (m/s)	q_0 (m/s·K)	w_* (m/s)	z_i (m)
×	0.9	0.204	0.11	0.30

注 1）拡大率 1000 にて実機換算

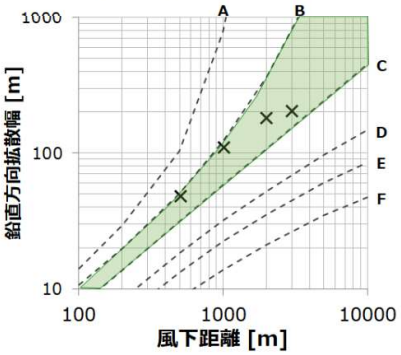


図 1　再現した拡散幅

※図 1 中の A～F は大気安定度である

参考文献

[1] 原子力安全委員会、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について、平成 6 年 4 月 21 日

[2] 大屋 他、上空に強い逆転層を伴う対流境界層の風洞実験、日本風工学誌、第 75 号、平成 10 年 4 月

*Gaku Sasaki[1], Jiro Yoneda[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

一般廃棄物中のセシウム濃度評価のための簡易計測に関する検討

Investigation on Simple Measurement for Evaluating Cesium Concentration in General Waste

*髙瀬 和之[1]，国分 宏城[1]，日下部 一晃[1]
[1]福島県環境創造センター

災害時廃棄物が広域処分される場合を対象に、廃棄物中の低線量のセシウム濃度を現場で簡易的に推定する計測法を検討している。一般廃棄物処分場土壌の線量に着目し、簡易計測について検討した結果を示す。

キーワード：一般廃棄物，処分場土壌、セシウム濃度，簡易計測法，線量計

1. 緒言

大型台風などの災害時に多量の廃棄物を生じた場合、県境を越えての広域処理が必要になる。特に福島県内で発生した廃棄物を搬出する際には放射性セシウム(Cs)濃度の測定が求められる場合があるが、ゲルマニウム半導体検出器を用いた測定は時間がかかるため、迅速な処理に難点がある。そこで、市販線量計を使って廃棄物中の Cs 濃度を簡易的に推定することを検討している。これまでの研究[1],[2]は数百ベクレル以上の線量域を対象にしているが、数十ベクレル未満を対象にした研究は見当たらない。本研究では一般廃棄物処分場の土壌内部の γ 線線量計測結果を基に Cs 濃度簡易計測について検討した結果を報告する。

2. 線量計測の結果

廃棄物処分場の土壌表面に直径 10cm の穴を掘り、深さ 100cm までの異なる鉛直方向位置で土を採取し、γ 線線量計（C12137-01、TCS-172B 等）及びゲルマニウム半導体検出器（GC3018）を使って線量を計測した。Fig.1 に土壌深さ方向の線量分布を示す。縦軸は土壌表面からの距離、横軸は γ 線線量計の測定値である。線量は土壌表面から 3cm 下方位置でピークを示し、30cm よりも下方では一様に低下する傾向が見られた。Fig.2 にゲルマニウム半導体検出器と γ 線線量計の計測結果を示す。縦軸はゲルマニウム半導体検出器の ^{137}Cs 濃度値、横軸は Fig.1 と同じである。土壌内 ^{137}Cs 濃度はバラつきは見られるが、横軸が 0.0024μSv/h よりも低い領域では 0.05~0.08Bq/kg の範囲に分布していることがわかる。

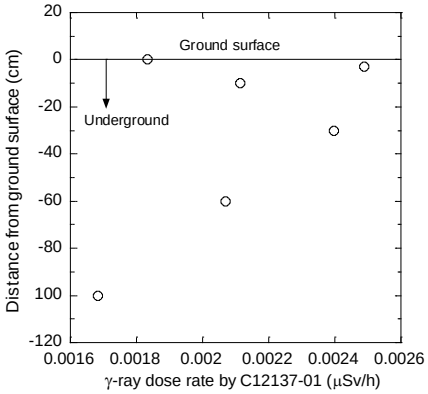


Fig.1 Dose rate distribution in the axial direction

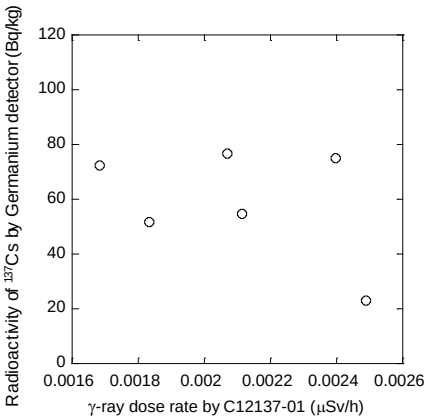


Fig.2 Relationship between both measured results of the Germanium detector and C12137-01

3. まとめ

廃棄物処分場土壌内の Cs 濃度に関する簡易計測について線量データを基に検討した。今後はより多くの土壌データに対して評価を行い、結果の信頼性を高める考えである。

参考文献

[1] 福島県農業総合ｾﾝﾀｰ研究報告，放射性物質対策特集号, (2013) pp.15-18.

[2] Ogawa, H., et al., J. Environmental Radioactivity, 175-176 (2017) pp.158-163.

*Kazuyuki Takase[1], Kouki Kokubun[1] and Kazuaki Kusakabe[1]

[1]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation

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

[2J01-04] Loss of Coolant Accident

Chair:Keita Goto(TOSHIBA ESS)

Thu. Sep 8, 2022 9:45 AM - 10:50 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J01] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Tetsuya Teramae[1], Yugen Shiratsuchi[1], Hamano Junji[2] (1. MHI, 2. KEPCO)

9:45 AM - 10:00 AM

[2J02] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Koudai Inoue[1], Nobuyuki ukai[1], Ryo Fukuda[1], Tetsuya Teramae[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Takeshi Enomoto [1], Hideyuki Sakata[1], Kei Higashi[1], Junji Hamano[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, 2. Kansai Electric Power Co., Inc.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2J03] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

*Tetsuya Teramae[1], Ryo Fukuda[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomokazu Aoyagi[2], Junji Hamano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

10:15 AM - 10:30 AM

[2J04] Development of out of pile test equipment to simulate the dispersal and accumulation behavior of fuel fragments under FFRD condition

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Masaaki Yamato[2] (1. NDC, 2. MHI)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（6）炉心入口部の冷却材供給流路及び代替流路に関する流動試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(6) Core inlet flow pass test and alternative flow pass test for feeding coolant

*緒方 智明[1]，東 慧[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[1]，寺前 哲也[1]，白土 雄元[1]，濱野 淳史[2]

[1]三菱重工，[2]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心入口部を閉塞することが懸念される。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路及び代替流路に着目し、繊維/粒子/化学デブリを投入する流動試験を実施した。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

昨年度秋の大会にて報告した「(5) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験（パラメータ影響確認）」に引き続き、炉心入口流路及び代替流路に着目した流動試験を実施し、両流路がデブリで閉塞しないことを確認した。

2. 流動試験結果

2-1. 燃料集合体 2 体を用いた流動試験

国内 PWR プラントを包絡する繊維デブリ（約 2.6kg/FA）/粒子デブリ（約 8.3kg/FA）を実寸大の燃料集合体 2 体に投入し、低温配管破断時の流量（炉心流速 10mm/s）において供試体間差圧を計測した。供試体間差圧は約 4.6kPa であり、炉心水位維持に必要な許容差圧（約 20kPa）以下であることを確認した。

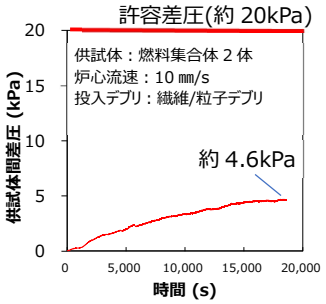
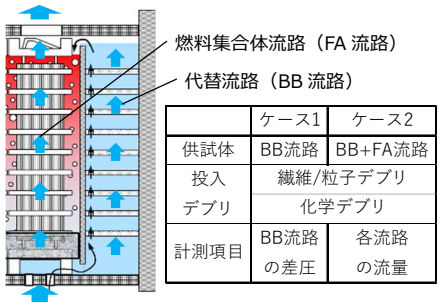


図 1　供試体間差圧
（燃料集合体 2 体試験）

2-2. 代替流路を対象とした流動試験

化学デブリが析出した場合、炉心入口部が通水しなくなり、代替流路（バッフルバレル流路）から冷却材が供給されると仮定している。単独の代替流路に繊維/粒子/化学デブリを投入した結果（ケース 1）、供試体間差圧は増加せず、流路閉塞は生じなかった。また、代替流路と燃料集合体流路を並行した結果（ケース 2）、燃料集合体流路の差圧が僅かに増加したが、化学デブリ投入後も燃料集合体流路を通水することが分かった。



	ケース1	ケース2
供試体	BB流路	BB+FA流路
投入デブリ	繊維/粒子デブリ	
	化学デブリ	
計測項目	BB流路の差圧	各流路の流量

図 2　代替流路を対象とした試験条件

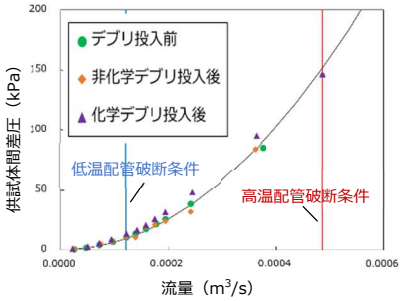


図 3　供試体間差圧（ケース 1）

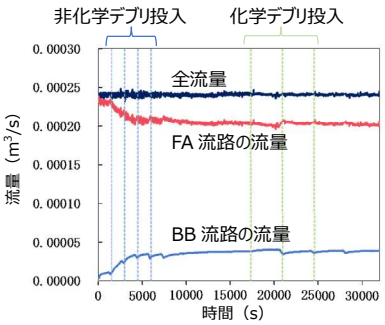


図 4　各流路の流量（ケース 2）

3. 結論

上記の試験結果から、非化学デブリ（繊維/粒子）が流入する事象前半は炉心入口、化学デブリが流入する事象後半は代替流路からの冷却材供給が可能であることを確認した。今回の検討により、再循環サンプスクリーンに関する中長期課題「サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却」を解決できる熱流動解析シナリオの前提条件を実証できた。本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

* Tomoaki Ogata[1] , Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Tetsuya Teramae[1], Yugen Shiratsuchi[1] and Junji Hamano[2]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]Kansai Electric Power Co., Inc.

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（7）化学デブリ析出時間に関する基礎試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling
(7) Fundamental experiments to evaluate precipitation time of chemical debris

*井上 幸大[1]，鵜飼 展行[1]，福田 龍[1]，寺前 哲也[1]，緒方 智明[1]，白土 雄元[1]，榎本 健[1]，
坂田 英之[1]，東 慧[1]，濱野 淳史[2]
[1]三菱重工，[2]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心入口部を閉塞することが懸念されている。本稿では、高温の冷却材に非化学デブリや構造材の成分が溶出し、冷却材の温度低下時に化学デブリとして析出する現象について基礎試験を実施し、実機における化学デブリ析出時間を評価した結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

化学デブリに関する基礎試験を実施し、LOCA 後の炉心長期冷却の成立性確認のために実施する熱流動解析の前提条件の一つとなる化学デブリ析出時間について評価した。

2. 基礎試験

2-1. 試験条件

ビーカにてサンプ水環境（温度、pH 等）を模擬し、非化学デブリや金属片（構造材を模擬）をビーカ内に投入し、24 時間溶出させた後、試験液の温度を常温まで低下させ、化学デブリ析出の有無を確認した。ここで、pH 調整剤による LOCA 後の pH 変化を簡易的に模擬し（図 1 参照）、非化学デブリの濃度、金属片の単位水量当たりの表面積を国内 PWR プラントの包絡量に設定した。

表 1　試験条件

	ケース1	ケース2
試験液組成	ほう酸（H_3BO_3）	
ほう素濃度	4,700ppm	
pH調整剤	水酸化ナトリウム（NaOH）	
pH目標値	8.5	9.4
温度	90℃（24時間後自然放冷）	
非化学デブリ	ロックウール、ケイ酸カルシウム	
金属片	アルミニウム、亜鉛メッキ鋼、炭素鋼	

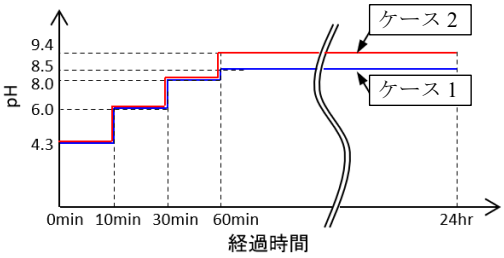


図 1　試験における pH の変化履歴

2-2. 試験結果

ケース 1,2 ともに、試験液が 90℃から常温（30℃以下）となるまでの間、化学デブリ析出による白濁が確認されなかった。なお、pH 調整にヒドラジンを用いて同様の試験を実施し、水酸化ナトリウムを用いた場合と同様の試験結果となることを確認した。また、化学デブリによる白濁が生じる条件を調査した結果の一例として、図 3 に pH 約 3.8 のほう酸水に非化学デブリと金属片を 24 時間溶出させた後、pH 約 8.0、約 30℃とした際の観察状況を示す。

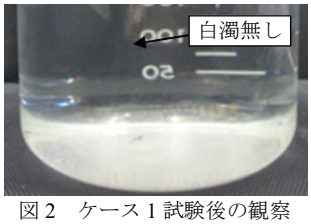


図 2　ケース 1 試験後の観察状況（pH 約 8.5、約 30℃）

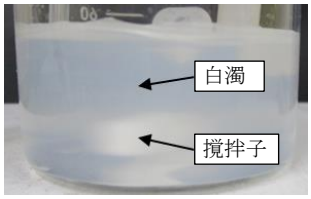


図 3　pH3.8、24 時間溶出後の観察状況（pH 約 8.0、約 30℃）

3. 結論

上記の試験結果から、LOCA 後 24 時間以内は化学デブリが析出しないことを確認した。今回の検討により、再循環サンプスクリーンに関する中長期課題「サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却」を解決できる熱流動解析シナリオの前提条件を実証できた。本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

*Koudai Inoue[1], Nobuyuki Ukai[1], Ryo Fukuda[1], Tetsuya Teramae[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Takeshi Enomoto[1], Hideyuki Sakata[1], Kei Higashi[1] and Junji Hamano[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]Kansai Electric Power Co., Inc.

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（8）各種試験結果を反映した炉心流路閉塞時の熱流動解析

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling
(8) Thermal-hydraulic analysis of core inlet blockage reflect results of several core blockage tests

*寺前　哲也[1]，福田　龍[1]，緒方　智明[1]，白土　雄元[1]，東　慧[1]，坂田　英之[1]，青柳　智和[2]，
濱野　淳史[3]
[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジ，[3]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心入口部を閉塞することが懸念されている。本稿では、PWR 大破断 LOCA 後サンプスクリーンを通過したデブリによる炉心の長期冷却への影響について、各種試験から得られた知見を反映して実施した最適評価コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC による熱流動解析の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

昨年度報告及び今年度秋の大会にて報告する流動試験によって、非化学デブリ（繊維/粒子）が流入する事象前半は炉心入口、化学デブリが流入する事象後半は代替流路からの冷却材供給が可能であることが確認されている。それらの結果から得られた知見を反映し、最適評価コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC を使用した熱流動解析により LOCA 後の炉心長期冷却の成立性を確認した。

2. 熱流動解析

解析には最適評価コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC を使用し、国内代表 3 及び 4 ループ PWR の低温側配管の両端破断 LOCA 後の長期冷却時を対象とした。事象前半の炉心入口部の圧損増加は再循環開始と同時（LOCA 発生後 20 分）とし、事象後半の化学デブリ流入による閉塞時刻を 80 分とし炉心入口部の完全閉塞を設定した（図 1）。代表 4 ループ PWR の解析結果例を図 2 及び図 3 に示す。炉心入口部が完全に閉塞された 80 分以降でも代替流路から炉心へ冷却材は必要量が供給され燃料棒は再ヒートアップすることなく長期冷却維持可能となる結果である。

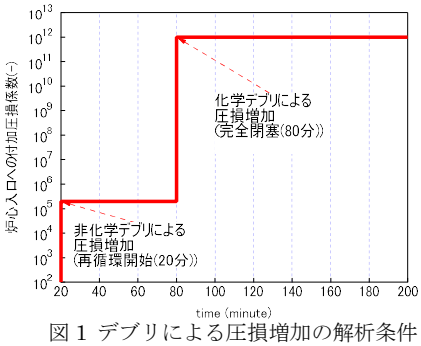


図 1 デブリによる圧損増加の解析条件

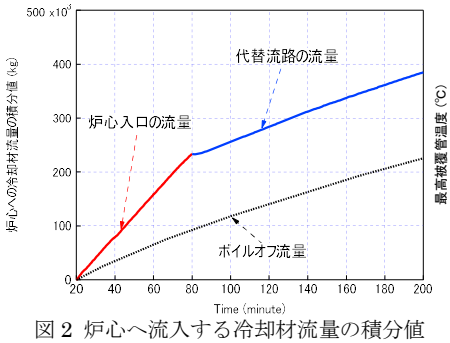


図 2 炉心へ流入する冷却材流量の積分値

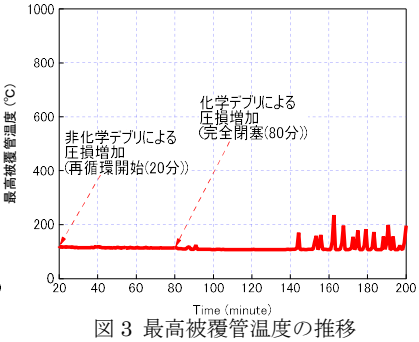


図 3 最高被覆管温度の推移

3. 結論

解析結果から、非化学デブリが流入する事象前半は炉心入口、化学デブリが流入する事象後半は代替流路からの冷却材供給が可能であることを確認した。今回、再循環サンプスクリーンに関する中長期課題「サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却」について熱流動解析により検討し、LOCA 後の炉心長期冷却の成立性を確認した。その他、被覆管表面にデブリ付着を仮定した被覆管温度増加、原子炉容器内のほう酸水の混合への影響を介したほう酸濃度上昇についても評価を実施し長期冷却性への影響に問題がないことを確認した。本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

* Tetsuya Teramae[1], Ryo Fukuda[1], Tomoaki Ogata[1], Yugen Shiratsuchi[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomokazu Aoyagi[2] and Junji Hamano[3]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]MHI NS Engineering Co., Ltd., [3]Kansai Electric Power Co.,Inc.

FFRD 事象におけるペレットの放出及び堆積挙動を模擬するための炉外試験装置の開発

Development of out of pile test equipment to simulate the dispersal and accumulation behavior of fuel fragments under FFRD condition

*清水　勇希[1]，小方　宏一[1]，篠原　靖周[1]，大和　正明[2]
[1]MHI 原子力研究開発(株)，[2]三菱重工業(株)

未照射 PWR17×17 型燃料バンドル体系において、FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象で想定される被覆管バーストに伴うペレット片の放出挙動を模擬すると共に、グリッド及びグリッドと被覆管との間隙部への堆積挙動を模擬し、ペレット片の飛散状態及び堆積状態に関するデータを取得可能とする試験装置を開発した。

キーワード: FFRD、ペレット細粒化、ペレット放出、放出ペレットの堆積、炉心冷却性、高燃焼度燃料、LOCA

1. 緒言

LOCA 時に高燃焼度燃料で想定される FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象において、細粒化したペレット片が燃料棒外へ放出された場合、グリッド上部や被覆管とグリッドとの隙間に放出ペレット片が堆積する可能性が考えられる。この場合、堆積ペレット片からの崩壊熱による局所的な温度上昇や冷却流路の閉塞による堆積部下流側での温度上昇が想定され、ペレット片の堆積分布及び堆積状態が炉心全体及び局所の冷却性に影響することが推察される。堆積影響の評価のため、未照射 PWR17×17 型燃料バンドル体系を用いて、LOCA 時の被覆管のバーストによる模擬ペレット片の飛散及びグリッド間隙部への堆積挙動を模擬する試験装置を開発した。

2. 試験装置の設計・製作

FFRD 事象における被覆管のバーストによるペレット片の飛散及びグリッド上部やグリッドと被覆管の間隙部への堆積挙動を模擬すると共に、事象の基礎的挙動を把握する観点から、未照射 PWR17×17 型フルグリッドと模擬被覆管から成る燃料バンドル体系において、模擬ペレット片と不活性ガスを封入したジルカロイ-4 被覆管 1 本を中央に配置した試験装置を設計・製作した。電気炉の炉内温度 1100℃まで予め加熱し、リフターを用いて試験体を昇降させることで、昇温速度を制御可能とした。

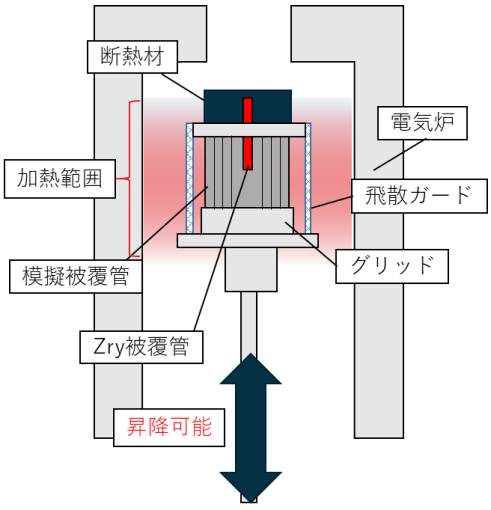


図 1 試験装置の概要

3. 性能確認試験

模擬ペレット片として二酸化ウランと密度が近い酸化ハフニウム粉を用い、電気炉内の温度を 1100℃に保った状態で性能確認試験を実施した。実機のバースト時被覆管内圧を模擬するため、被覆管の初期内圧を調整した。試験の結果、バーストにより飛散した模擬ペレット片がグリッド上部やグリッドと被覆管の間隙部に堆積した。飛散範囲はバースト開口方位に向けて幅広く分布し、特にバースト部近傍で堆積量が多かったことから、バースト部近傍で厳しい温度環境となることが示唆された。

4. 結言

FFRD 事象時に想定されるグリッド上部やグリッドと被覆管との間隙部へのペレット片の堆積挙動を模擬し、ペレット片の飛散および堆積状態に関するデータ取得を目的とする試験装置を製作し、当該装置の性能確認試験により、所期の性能を有することを確認した。

*Yuki Shimizu[1], Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1] and Masaaki Yamato[2]

[1]MHI Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[2J05-08] FP Behavior/Nuclear Disaster Prevention

Chair:Sunghyon Jang(Hokkaido Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 10:50 AM - 11:55 AM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J05] Evaluation of FP Behavior Models in SAs

*Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[2], Shuhei Miwa[1] (1. JAEA, 2. IAE)

10:50 AM - 11:05 AM

[2J06] Development of Mechanical Source Term Evaluation Methodology for Sodium-cooled Fast Reactors

*Yasushi OKANO[1], Akihiro UCHIBORI[1], Hidemasa YAMANO[1], Satoshi FUTAGAMI[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2J07] Examination of Screening Point Operation Optimization in a Nuclear Disaster

*Hengyang Li[1], Kyoko Oba[1], Muneyoshi Numada[2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[2J08] Proposals of Un-collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants against Un-expected Design-size of Tsunami Inundation for Hamaoka Plant

*Daijiro KANEKO[1] (1. Remote Sensing Environmental Monitor, Inc.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

SA 時の FP 挙動モデルの評価
(3) SA コードにおけるエアロゾル沈着及び CsOH 再蒸発モデルの検討

Evaluation of FP Behavior Models in SAs

(3) Evaluation of aerosol deposition models and CsOH re-vaporization model in SA codes

*唐澤　英年[1]，三輪　周平[1]，木野　千晶[2]

[1]JAEA，[2]エネ総研

今回、複数核種から構成される一次粒子の形成モデルを組込んだ SAMPSON を用いて、Phébus-FPT1 試験の一次系解析を行い、エアロゾル熱泳動モデルと CsOH 再蒸発モデルが妥当であることの見込みを得た。

キーワード：エアロゾル、熱泳動、CsOH、再蒸発、Phébus-FPT1 試験、SAMPSON コード

1. 緒言

SA 解析コードに用いられている現状の FP 挙動モデルにおいて、改良すべきモデルの調査・検討を行っている。これまで、Phébus-FPT1 試験で得られたエアロゾル形成時の核種重量分布は粒径に依存しないという知見に基づきエアロゾル生成モデルを見直し、SAMPSON コードにそのモデルを組込んだ [1, 2]。今回、Phébus-FPT1 試験の一次系条件における FP 挙動解析を行い、模擬蒸気発生器(SG)への熱泳動によるエアロゾル沈着量を評価し、エアロゾル生成モデルの妥当性を検証した。また、凝縮した CsOH 蒸気が、気相濃度の減少により再蒸発するという再蒸発モデルの妥当性も確認した。

2. 解析

熱水力解析モジュールと FP 挙動解析モジュールを組み合わせた SAMPSON 試験解析コードを用いた。一次系の解析区画を 20 分割し、炉心で発生する FP、制御材、燃料等の核種の発生速度と、壁温度は入力値とした。熱泳動によるエアロゾル沈着速度は、ガス―壁の温度差の関数である Talbot 等の相関式 [3]を用いた。エアロゾルを形成する FP の化学形は、Phébus-FP 試験で得られた知見から、酸化物とした。ただし、Cs_2O は、炉内で水蒸気と反応して CsOH を形成すると仮定した。また、ヨウ素は化学反応計算が必要なため、今回は対象外とした。

3. Phébus-FPT1 試験結果との比較

一次系での主な沈着機構は、ガスより低い温度である壁への熱泳動であった。SG 内は温度を 150℃に設定したため、温度差は SG 入口で約 550℃であった。実験では、SG への沈着量は核種毎に相関式で与えられている。熱泳動による沈着は粒径に依存しないので、全沈着量に対する核種毎の沈着割合は、エアロゾルを形成する核種の重量割合に等しくなる。右図に解析（丸記号）と実験（破線）で得られた核種毎の沈着割合を示す。Ag_2O 以外は実験結果を説明でき、本エアロゾル生成モデルの妥当性を確認できた。Ag に関しては酸化物を仮定したが、Ag 蒸気の凝縮の影響を検討している。CsOH は再蒸発モデルを考慮したため、再蒸発分の沈着を含む実験結果を説明できた。

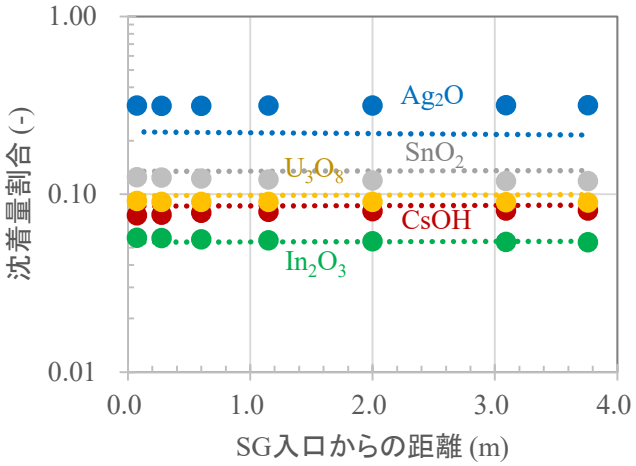


図 模擬 SG への熱泳動によるエアロゾル沈着量

参考文献

[1] 唐澤、他、2020 秋の大会、2F05. [2] 唐澤、他、2022 春の年会、1J02. [3] L.Talbot, et.al., J. Fluid Mechanics, 737(1980).

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1] and Chiaki Kino[2], [1]JAEA, [2]IAE.

高速炉におけるソースターム解析・評価手法の開発
－核分裂生成ガス気泡のナトリウム液中挙動評価に係るモデル検討－

Development of Mechanical Source Term Evaluation Methodology for Sodium-cooled Fast Reactors
– Study on numerical models of fission product gas behavior in liquid sodium coolant –

*岡野 靖[1]，内堀 昭寛[1]，山野 秀将[1]，二神 敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉では、アルカリ金属・高沸点の冷却材ナトリウムが大気圧近傍で運転されており、燃料損傷時にも核分裂生成物が一次冷却材系統内に留まる可能性がある。本報では、核分裂生成物挙動解析コード TRACER における気泡挙動及び物質移行挙動に関連するモデル高度化の検討結果を報告する。

キーワード：高速炉、ナトリウム、核分裂生成物、除染係数、TRACER

1. 緒言

事故時の核分裂生成物（FP）挙動に関連し、ナトリウム冷却高速炉ではアルカリ金属ナトリウムによるハロゲンヨウ素との化合物形成等により、FP が一次冷却材系統内に留まる可能性が指摘されている。本報告では、ナトリウム冷却高速炉を対象とした、一次冷却材系統（カバーガスを含む）における FP 挙動解析コード TRACER の高度化の一環として実施した、気泡及び物質移行のモデル検討の結果について報告する。

2. TRACER コードによるベンチマーク解析とモデル検討

非凝縮性ガスを含む FP の燃料からの放出後における移行挙動は、燃料集合体→原子炉容器内→一次冷却材系統内→格納容器内に大きく分類できる。このうち、事故時の燃料及びナトリウムの温度等の環境に大きく影響を受ける一次冷却材系統内挙動の定量化には、化学種毎の特性に応じた試験的な知見の蓄積に加えて、種々の物理・化学・流動モデルを組み合せた解析コードが不可欠であり、JAEA は過去、TRACER コード[1]の開発を進めてきた。また試験的な知見として、ヨウ素ガスを含むキセノン気泡をナトリウム液中に放出し、ヨウ素の除染係数（DF: Decontamination Factor）を計測する試験が行われた[2]。

本報では、気泡からナトリウム液相へのガス成分の質量移行式において、新たな移行係数モデル[3]及び気泡表面の変形による実効表面積増加モデルを適用し、既存試験によるベンチマーク解析を実施した。ヨウ素濃度約 5 mol%に対する解析結果を図に示す。新モデルの適用により、概ね DF の実験値と解析値の差は 1 桁以内に収まると共に、ナトリウム液深効果の分析を進める必要がある。

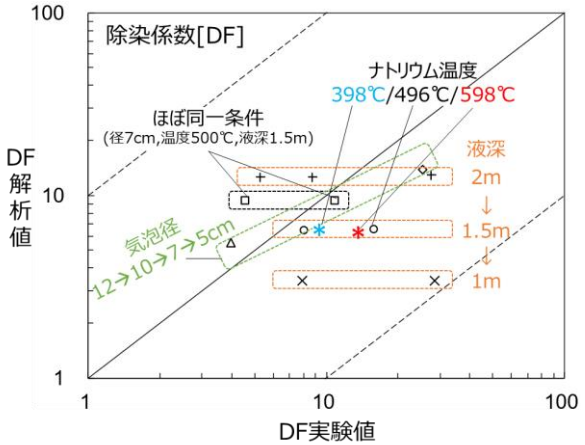


図 ナトリウム液中気泡試験での除染係数の比較

3. 結言

今回の高度化で気泡径に対する DF 変化の模擬性が向上した。今後、気泡上昇モデルの高度化、気泡内のエアロゾル・Na-I 化学反応等のモデル構築を進め、さらに格納容器内挙動評価との一貫解析を図る予定である。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1]豊原ら,JNC TN9520 2004-004 (2005), [2]宮原ら, J. Nucl. Sci. Tech., 33, p.128 (1996), [3] Coppus, DOI:10.6100/IR146257 (1977).

*Yasushi Okano[1], Akihiro Uchibori[1], Hidemasa Yamano[1], and Satoshi Futagami[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力災害時のスクリーニングポイントの運営業務モデルの検討

Examination of Screening Point Operation Optimization in a Nuclear Disaster
Development of Work Model

*李　亨洋[1]，大場　恭子[1]，沼田　宗純[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]東京大学

本研究では，住民避難を要する原子力災害時に行われる避難退域時検査及び簡易除染実施場所（以下，「スクリーニングポイント」という。）の業務モデルを構築した。そして本モデルを用いて，限られた人員および機器等のリソースを考慮しながら，避難する住民の被ばく低減を最優先課題としたスクリーニングポイントの運営業務の最適化を検討した。

キーワード：スクリーニングポイント，原子力防災，住民避難

1. 緒言

住民避難を要する原子力災害時のスクリーニングポイント業務のマニュアルは，各自治体によって制定されている。しかしながら，現行のマニュアルの多くは，実際に起きうる可能性のある様々な状況に臨機応変に対応できるものではない。そこで本研究では，様々な状況に合わせた住民の被ばく低減を目的とした避難完了時間の短縮の実現を目指し，スクリーニングポイントの業務モデルを構築するとともに，スクリーニングポイントの業務最適化を検討した。

2. 実施内容

2-1.モデルの構築　新潟県のマニュアル[1]を参考に，スクリーニングポイントにおける各業務をリスト化し，業務順番を付けた。また，原子力規制庁が作成した「平成 25 年 2 月の原子力災害対策指針改定における防護措置の実施の判断基準（OIL：運用上の介入レベル）の設定の考え方」[2]に基づき，避難する住民の人数や自家用車の乗車人数のばらつきおよび除染基準を超える住民の割合を用いてプログラム計算用のデータベースを作成した。本モデルは，初見の人でも扱いやすいことを重視し，Excel のマクロ（VBA）機能でプログラムを組み，避難者数とスクリーニングポイントにおいて時間を要する業務のレーン数を変数とした。

2-2. 業務の最適化　本研究におけるスクリーニングポイントの運営業務の最適化とは，住民の滞留時間を最短にしながら全業務の終了時間を最小限にすることである。業務量が多く，住民の滞留が考えられる業務については，複数のレーン設置が必要となる。住民の滞留をなくすには，1) 住民に対してスクリーニングポイントに到着してほしい時間を予め指示すること，2) レーン数を変えることの 2 つの方法が考えられる。そこで本研究では，それぞれの方法による最適化を検討した。その結果，滞留時間の短縮には，住民に到着時間の指示を適切に出すことが重要であることが確認できた。また，避難者数に対する滞留時間短縮に効果的なレーン数が明らかになった。

3. 結言

本研究でスクリーニングポイントの運営業務モデルを構築し，業務最適化を検討した。今後は，より多い避難住民数の対応をめざしたモデルの高度化の実現と，時系列による最適な作業員数についての検討を進めたい。

参考文献

[1] 新潟県（福祉保健部，防災局）：新潟県スクリーニング・簡易除染マニュアル（Ver.1.3），2021
[2] 原子力規制庁：平成 25 年 2 月の原子力災害対策指針改定における防護措置の実施の判断基準（OIL：運用上の介入レベル）の設定の考え方，2013 年 3 月

*Hengyang Li[1], Kyoko Oba[1] and Muneyoshi Numada[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]The University of Tokyo

浜岡原発の自然砂丘内に函体内蔵型の無崩壊津波堤防を適用した多重防御

Proposals of Un-collapse Tsunami Levee for Atomic Power Plants
against Un-expected Design-size of Tsunami Inundation for Hamaoka Plant

*金子　大二郎[1]
[1]遥感環境モニター

原子力のエネルギー利用は，脱炭素の中で主要な政策の一つである．国内の土木学会と原子力工学会，及び米国地球物理学会（2021）部門，更に米国海洋学会（2022）において崩壊しない津波海岸堤防を原発の多重防御に適用し，原発稼働による CO_2 排出削減と日本のエネルギー供給の安定を目指して，その重要な候補地として浜岡原発を選定した．多重防御によって再稼働への住民と国民合意の形成を図っている．

キーワード：浜岡原発，津波堤防，函体内蔵，多重防御，合意形成，エネルギー安定供給，脱炭素

1. 緒言

国内の原子力発電所について，発電規模と地理的存在価値の高い優先すべき有力な原子力発電所を選定し，関連学会に研究発表し，かつ投稿中である．太平洋岸の海溝に沿う巨大地震の可能性に対し，中央防災会議は 1979 年に地震防災対策強化地域に指定してきた. 既に 43 年を経過し, 東日本太平洋沖地震後に，東海地震に直面して（元）管直人首相が浜岡原発の停止を要請したのは実に妥当な措置であったが，驚くことに更に 10 年を経過し未だに発災しておらず，予知の困難さと直前予知の方針の妥当性を示している．一方で相模トラフに直面する危険域ではあるが，発達した自然砂丘という，津波遡上に措置し易い長所がある．故に，地形特性を活用し，崩壊しない津波海岸堤防を従来の津波防災施設に併設し，多重防御の対策を提案した．

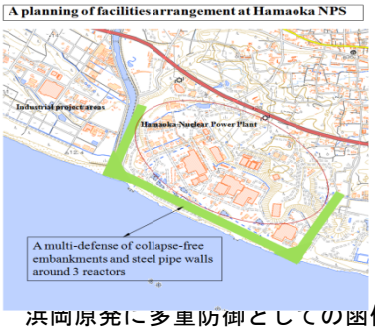


図-2　浜岡原発に多重防御としての函体内蔵型津波海岸堤防を適用.

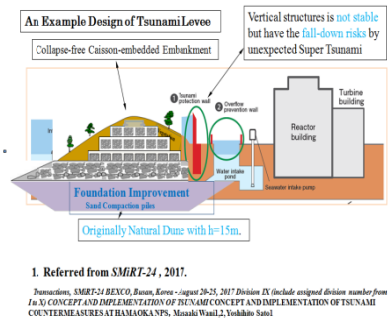


図-3　自然砂丘内に不崩壊な安定型の函体を内蔵した多重防御の断面図.

2. 浜岡原発の重要性と地形的な長所と短所

原発とは，万年に 1 度の津波に対しても耐えねばならない．それが，本研究における，“本質的に崩壊しない安定な耐津波構造”の概念である．内閣府による最大クラスの津波波高は御前崎で 20m，4000 年の遠州灘の津波痕跡によると 10m，既往記録では安政地震津波により約 6m である．現在の浜岡原発の津波海岸直立壁は遡上 T.P.が 18m，現在は 22m である．2011 年には，陸前高田の砂丘は全壊し流出している．安政地震や津波痕跡の 10m の場合は，重複波によっても越流しない．しかし，直立壁は，想定を越える場合に基礎が破断し倒壊する構造なのである．当該地の砂丘は高さが 15m 弱あり，本質的に倒壊しない函体内蔵型津波堤防を埋設し，景観としての公園型の盛土を確保可能であると考えている．

3. 結論

浜岡原発について自然堤防を活用した多重防御により，首都圏の電力需要の安定化と日本のエネルギー自給，及び 2050 年にまでに脱炭素の方針に沿い，原発の函体内蔵型津波対策による多重防御を提案した．

参考文献　[1] Daijiro KANEKO, New Designs for Coastal Levees as Stable and Safe Structures Against Un-expected Sizes of Tsunami, Storm Surges, and River Flooding, AGU Fall Meeting 2021, SY15E-0589, https://doi.org/10.1001/essoar.10509156.1

*Daijiro KANEKO[1], [1]Remote Sensing Environmental Monitor, Inc., President, Dr.

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

[2J09-13] Passive Safety System

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:10 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J09] Research on Reactor Cavity Cooling System (RCCS) with Passive Safety Features

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Shumpei Funatani[2], Masaki Banno[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Yamanashi)

2:45 PM - 3:00 PM

[2J10] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*Koji Morita[1], Wei Liu[1], Tatsumi Arima[1], Yuji Arita[2], Isamu Sato[3], Haruaki Matsuura[3], Yoshihiro Sekio[4], Hiroshi Sagara[5], Masatoshi Kawashima[5] (1. Kyushu Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Tokyo City Univ., 4. JAEA, 5. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM

[2J11] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*Tatsumi Arima[1], Masato Sumiyoshi[1], Koji Morita[1], Isamu Sato[2], Koukin Oo[2], Yuji Arita[3], Kei Ando[3], Taku Miyabe[3] (1. Kyushu university, 2. Tokyo city university, 3. University of Fukui)

3:15 PM - 3:30 PM

[2J12] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*Yoshihiro Sekio[1], Isamu Sato[2], Masatoshi Kawashima[3], Koji Morita[4] (1. JAEA, 2. TCU, 3. Tokyo Tech, 4. Kyushu Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[2J13] Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors

*HIROSHI SAGARA[1], Koji Morita[2], Masatoshi Kawashima[1], Tatsumi Arima[2], Wei Liu[2], Yuji Arita[3], Isamu Sato[4] (1. Tokyo Tech, 2. Kyushu Univ, 3. Univ. of Fukui, 4. TCU)

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

受動的冷却機能を持つ原子炉圧力容器冷却設備に関する研究

Research on Reactor Cavity Cooling System (RCCS) with Passive Safety Features

*高松 邦吉[1]，舩谷 俊平[2]，坂野 雅樹[2]

[1]JAEA，[2]山梨大学

実用高温ガス炉向けに、自然対流や自然循環よりも、できるだけ放射冷却や輻射を用いたRPV冷却設備を提案する。自然循環冷却方式よりも放射冷却方式の方が事故時の安全性を高められることを明らかにした。

キーワード：安全工学，高温ガス炉，炉容器冷却設備，RCCS，原子炉圧力容器，RPV，輻射，自然循環

1. 背景

1-1. 福島原発事故後　近年、炉心溶融が生じない高温ガス炉への期待が高まっている。同時に福島第一原子力発電所事故のようにヒートシンクを喪失することもなく、動的機器及び非常用電源等も必要とせず、事故時の崩壊熱を受動的に除去でき、メルトダウンが起こりえない、安全なRPV冷却設備が求められている。

1-2. 問題点　HTTRでは、RPVから放出される熱を除去するため、ポンプ等による水の強制循環を用いた能動的RPV冷却設備を採用していた。しかし、電力の供給が遮断されるとポンプ等が駆動できず、除熱能力が著しく低下する。そこで実用高温ガス炉向けに、煙突効果を利用し、外気の自然循環を促進させた受動的RPV冷却設備(自然循環冷却方式)が提案された(図 1)。しかし、煙突効果や外気の自然循環を用いた除熱方法は、影響を受ける外部パラメータ数や検討すべき項目数が多い。例えば、乱流から層流への熱伝達率の低下、煙突やダクト内の逆流や閉塞、自然循環の不安定化である。さらに自然災害が発生した場合、除熱能力が著しく減少する可能性もある。例えば、炉心強制冷却喪失(LOFC)が発生した場合、台風、ハリケーン、トルネード等及び豪雨は煙突内の自然循環に影響を与え、炉心からの発熱を除去できない可能性がある。

2. 研究内容

2-1. 目的　事故時に炉心から崩壊熱を受動的に除去できる新たなRPV冷却設備を考案する。

2-2. 課題　動的機器や非常用電源等を使用しない。自然循環や自然対流はできるだけ用いない。冷却材や最終ヒートシンクまでの経路を喪失しない。なお、実用高温ガス炉で要求されるRPVからの除熱量は3 kW/m^2 。

2-3. 解決策　気体(空気)や液体(水)の流体の作動にできるだけ依存しない除熱方法を考案する。輻射のみで除熱ができれば自然災害に強い。RPV からの放出熱を全て冷却室へ放射し、冷却室から外気へ放射冷却する。RPVからの輻射が冷却室の上部まで達するよう、冷却室の最適な高さや幅の寸法を見出す。熱交換面をドーナツ形状にし、外気と熱交換できる面積を倍増させる。

2-4. 結果　今まで存在しなかった放射冷却RPV冷却設備を考案できた(図 2)。解析した結果、冷却室の幅(約2m)、高さ(フィン無し約20m、フィン有り約10m)を定めるだけで、実用高温ガス炉が要求するRPV表面からの除熱量(約3kW/m^2)を達成した。また実機を模擬したスケールモデルを製作し、実験した結果、除熱量(約 3kW/m^2)以上も達成した。80m 以上の煙突が必要な自然循環冷却に対し、放射冷却方式の冷却室の高さは最大 87.5%低くできた(図 1, 2)。煙突効果や外気の自然循環方式で危惧される問題点は無くなった[1]。

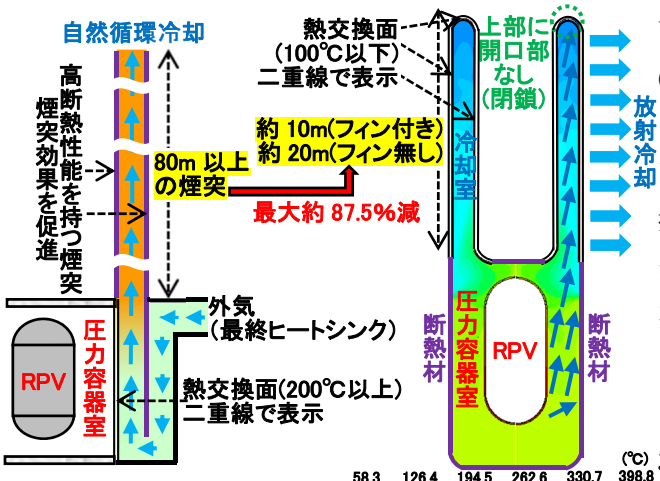


図 1 自然循環冷却方式

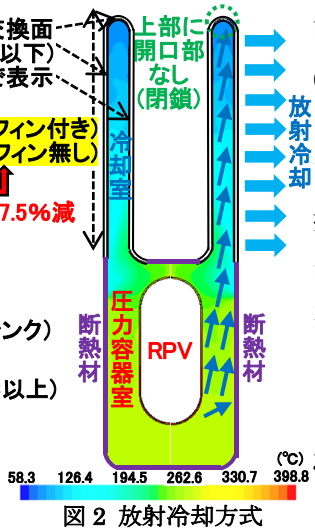


図 2 放射冷却方式

3. まとめ　自然循環冷却方式よりも事故時の安全性を高められる放射冷却方式を提案できた。

参考文献　[1] Comparisons between passive RCCSs on degree of passive safety features against accidental conditions and methodology to determine structural thickness of scaled-down heat removal test facilities, Ann. Nucl. Energy., 162, 108512, (2021).

*Kuniyoshi Takamatsu[1], Shumpei Funatani[2] and Masaki Banno[2], [1]JAEA., [2]Yamanashi Univ.

謝辞　本研究は、JSPS 科研費 JP22K04628 の助成を受けたものです。

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （7）2021 年度までのプロジェクト全体進捗概要

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(7) Overview of overall project progress through FY2021

*守田 幸路[1]，劉 維[1]，有馬 立身[1]，有田 裕二[2]，佐藤 勇[3]，松浦 治明[3]
関尾 佳弘[4]，相楽 洋[5]，川島 正俊[5]
[1]九大，[2]福井大，[3]東京都市大，[4]JAEA，[5]東工大

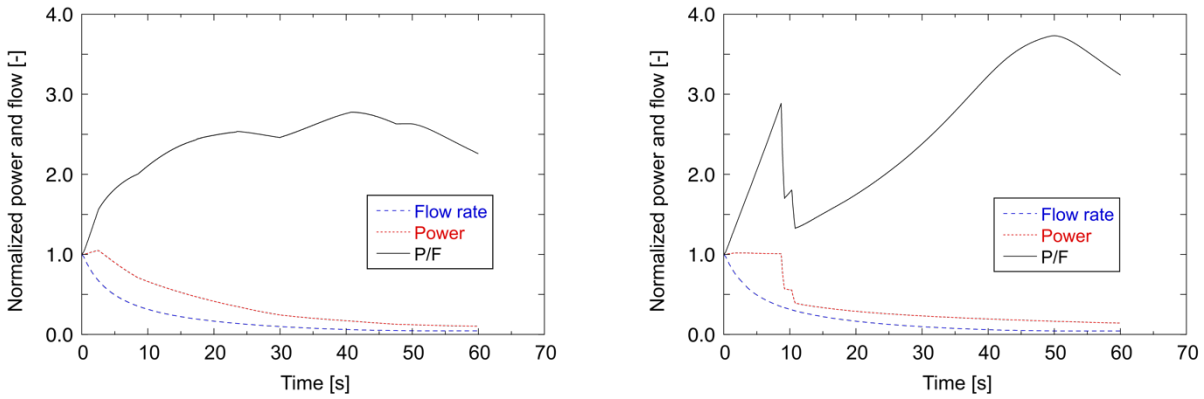
ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故発生防止対策の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体型の受動的炉停止デバイスを開発する研究プロジェクトを進めている。プロジェクト全体及びデバイスの候補材と構造、模擬実験、デバイス装荷炉心の核特性に関する検討の 2021 年度までの進捗の概要を報告する。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，受動安全，過酷事故発生防止

1. 緒言　本研究では、高速炉において一部の燃料集合体に置き換えて装荷することで炉心損傷事故の発生を防止する集合体型の受動的炉停止デバイスについて、デバイスに用いる燃料の候補材、事故時の燃料移動を実現するピン構造、デバイス動作時の核・熱流動特性等の観点から総合的に検討し、本デバイスの工学的成立性ならびに実現性を示すことを目的としている。

2. 研究進捗　デバイス試験に用いる模擬燃料及び可溶栓候補材の物性値測定と評価を進め、デバイス燃料の液化移動特性を評価するための基礎挙動試験データを拡充し、統合試験に着手した。また、デバイスの有効性を最大化するデバイス構造及びデバイスの炉内設置方法を評価すると共に、合金系及び塩系デバイス燃料について、核燃料物性に基づく核不拡散性を定量化・比較評価した。さらに、実証炉クラスの MOX 燃料高速炉について、デバイス装荷炉心の ATWS 過渡特性を評価し、デバイス動作時の応答特性を把握・確認した。

3. デバイス装荷炉心の安全評価　750 MW 級 MOX 燃料 SFR 従来型均質炉心（ボイド反応度 8 $）において、デバイス集合体（デバイス燃料 Pu：U 比約 1:3）を装荷した炉心の ULOF 事象解析を行った。その結果、デバイス集合体間や集合体内での出力分布等に起因したデバイス動作の非同時性を考慮した場合においても、図 (a) 合金系デバイス燃料で 28 体（全デバイス反応度−2.57 $）、図 (b) 塩系デバイス燃料で 32 体（全デバイス反応度−2.1 $）のデバイス集合体を装荷することで、事象を終息できる見通しが得られた。



(a) 合金系デバイス燃料（U-Pu-10 a%Fe）　　(b) 塩系デバイス燃料（(U-Pu)Cl_3＋Zr 粉末混合体）

図 ULOF 時の流量 F, 出力 P, P/F の時間変化（定格運転に対する相対値）

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。プロジェクトの立案・遂行には、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

*Koji Morita[1], Wei Liu[1], Tatsumi Arima[1], Yuji Arita[2], Isamu Sato[3], Haruaki Matsuura[3], Yoshihiro Sekio[4], Hiroshi Sagara[5] and Masatoshi Kawashima[5]
[1]Kyushu Univ., [2]Fukui Univ., [3]TCU, [4]JAEA, [5]Tokyo Tech

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （8）模擬燃料材料及び可溶栓材料の選択と物性評価の進捗

Development of a Passive Safety Shutdown Device to Prevent Core Damage Accidents in Fast Reactors
(8) Progress in Selection and Material Properties Evaluation for Simulated Fuel and Fusible Plug Materials

*有馬 立身[1]，住吉 壮斗[1]，守田 幸路[1]，佐藤 勇[2]，王 浩キン[2]，
有田 裕二[3]，安藤 慧[3]，宮部 拓[3]
[1]九州大学，[2]東京都市大学，[3]福井大学

受動的炉停止デバイスの燃料候補材である合金燃料及び塩系燃料の模擬材料を選定・物性評価を行った。更に、燃料ピン内で合金燃料を支持する可溶栓材料を選定・物性評価し、模擬燃料合金-可溶栓に対して共存性試験を実施した。

キーワード：合金燃料，塩系燃料，溶融，可溶栓，物性，共存性

1. 緒言：本デバイスの燃料物質は、定常運転時に固体、設計基準を超える炉心温度上昇時に液化し、デバイスピン内の反応度価値の小さい領域に移動する。その結果、大きな負の反応度が印可され、炉心損傷事故の回避が可能となる。令和 3 年度はデバイス材料開発については、模擬燃焼合金の物性測定・評価を行うとともに、可溶栓の候補材との共存性に関する評価を行った。また、塩系燃料の熱物性評価も実施した。

2. デバイス材料開発の研究進捗

2-1. 合金系燃料評価：本研究では実機デバイス燃料として U-Pu-Fe 系合金を想定しているが、本研究では溶融金属の「固液二相」状態での粘性特性を把握するという目的のもと、Sn-Bi 共晶系合金を模擬材として、粘性特性を観察した。精緻な温度評価のもと固体割合を温度で制御し、粘性測定を行ったところ、固体：液体＝1：1 にあたる温度(188℃)で急激に粘性が変化することを確認した。本研究の設計としては、溶融落下を開始する固体割合を 40%と設定しているが、温度計測等の不確かさを見込むとその設定が妥当であることが明らかになった。

2-2. 塩系燃料評価：実機デバイス燃料として U-Pu-Cl 系混合塩を想定しているが、本研究では燃料温度分布評価の際に重要である熱伝導率の特性を把握するという目的のもと、共晶系擬二元混合塩化物や固溶系擬二元混合塩の熱拡散率測定を実施し、それぞれの混合塩における熱伝導率の評価を行った。混合塩の熱伝導率は低温では酸化物燃料よりも小さな値となり、熱伝導向上や設計での工夫が必要であることが示唆された。

2-3. 可溶栓材料評価：本研究では模擬デバイス燃料として Ce-Fe 合金を選択し、アーク溶解炉を用いて本合金を作製した。Ce-17Fe 合金（Fe: 17 mol%の共晶組成）は、室温では Ce と $CeFe_2$ から構成されており、共晶温度は 608℃であり、状態図を再現していることを確認した。固体の熱伝導率は室温から 400℃にかけて、約 9 から 15 W/mK へと上昇し、Pu や Pu-9.5Fe 合金に比べると 13-17%程度低くなった。液体の熱膨張率を静置法にて測定し、体積膨張率が Ce > Ce-17Fe > Fe であることが分かった。模擬デバイス燃料 Ce-17Fe 合金と可溶栓候補材 Al-12.2Si 合金の拡散対に対して共存性試験を実施した。定常運転時の温度温度を 478℃と想定し、ステンレス製容器にて最長 4 週間、Ar ガス中で加熱した。合金境界において合金構成物質の移動は見られず、酸素が Ce-17Fe 合金側に多く含まれることが SEM/EDS 分析で判明した。

謝辞 本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。プロジェクトの立案・遂行には、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

*Tatsumi Arima[1], Masato Sumiyoshi[1], Koji Morita[1], Isamu Sato[2], Koukin Oo[2], Yuji Arita[3], Kei Ando[3], Taku Miyabe[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Tokyo City Univ., [3]Univ. of Fukui

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （9）可視化試験によるデバイス内燃料移動挙動の基礎評価

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(9) Basic evaluations of fuel migration behavior in the device by visualization experiments

*関尾　佳弘[1]，佐藤　勇[2]，川島　正俊[3]，守田　幸路[4]
[1]JAEA，[2]東京都市大，[3]東工大，[4]九大

集合体型受動的炉停止デバイス構造の工学的成立性の評価・検討に資する基礎的知見の取得を目的として、デバイスピン模擬体を試作し、模擬固体燃料の溶融及び液相移動の挙動を可視化試験により評価した。

キーワード：高速炉、炉心損傷事故、受動安全、過酷事故発生防止

1. 緒言　本事業では、定常運転時に固体であるが、設計基準を超える過酷事故時に所定の温度で液相化する燃料物質を封入したピン（デバイスピン）を束ねた集合体型の受動的炉停止デバイスの開発を進めている。本デバイスは、事故時にデバイスピン内で液相化した燃料を軸方向の反応度価値が低い下部領域に移動させ、原子炉を未臨界状態へ導く安全機能を有する。本研究では、提案するデバイス構造の工学的成立性の評価・検討に資する基礎的知見の取得を目的として、模擬固体燃料及び細管等により構成されたデバイスピン模擬体を試作し、模擬体内における模擬固体燃料の溶融及び液相移動の挙動を可視化試験により評価した。

2. 実施内容　デバイスピン構造については U、Pu を含む合金系燃料（外径約 8.5 mm$^{\Phi}$、内径約 7.5 mm$^{\Phi}$ の中空燃料）及び可溶栓（燃料領域下部に配置され、事故時に周囲冷却材温度の上昇で可溶栓を溶融し、可溶栓上下のガス圧力差で溶融燃料の移動を促進する役割）をステンレス被覆管で覆う仕様を考案しており、本試験では低融点金属 Sn の円筒試料（模擬固体中空燃料）、ガラス管（模擬被覆管）及び低融点金属 U アロイ（模擬可溶栓）により構成されたデバイスピン模擬体を試作した。模擬材径方向サイズは構造案と同等とし、軸方向は約 1/10 サイズとした。作製した模擬体の中空燃料部内部に直径 2mm$^{\Phi}$ の鉄棒を装荷し、鉄棒に対して高周波誘導加熱を行い、模擬体内の燃料溶融及び液相移動挙動を高速度カメラ撮影により可視的に評価した。

3. 結果　図 1 は、模擬体の模擬燃料 Sn の溶融及び液相移動の様子（可溶栓上部圧力導入なしの条件）を示したものである。0 s から 21.59 s の範囲で Sn が溶融し、液相化した Sn が上部から下部に移動していく様子が捉えられた。この長い溶融時間は鉄棒からの伝熱に時間を要したためであり、実際のデバイス燃料は核分裂による内部発熱に起因して短時間で溶融すると推測される。21.59 s 時点では、液相が燃料下面から下方へ落下し始め、21.70 s 時点で可溶栓に到達した。以上のことから、本試験のサイズの模擬体においては、液相移動中の燃料閉塞はなく、可溶栓領域まで液相が到達することを可視的に確認することができた。今後は、実機条件の模擬性向上のため模擬体のサイズアップ、ステンレス製模擬被覆管の適用及び可溶栓保持温度の高温化を行うとともに、液相移動に及ぼす可溶栓上部への圧力導入の影響等を評価する予定である。

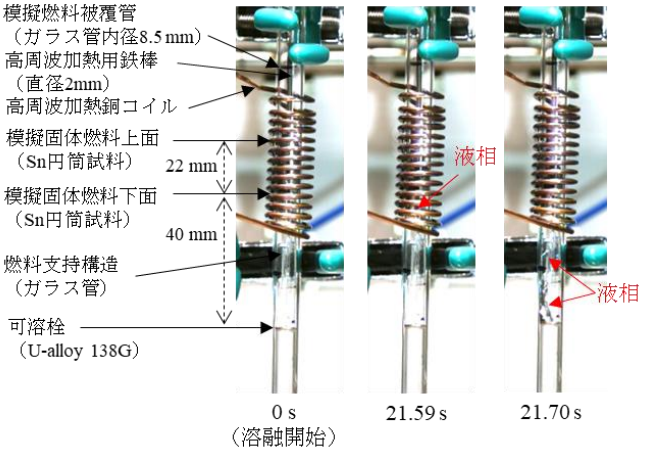


図 1. 細管内液相移動に係る可視化試験

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。

*Yoshihiro Sekio[1], Isamu Sato[2], Masatoshi Kawashima[3] and Koji Morita[4]
[1]JAEA, [2]TCU, [3]Tokyo Tech, [4]Kyushu Univ.

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発
(10) デバイス効果を強化するデバイス集合体基本仕様の選定

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(10) Selection of the device assembly design effective in the reactivity control by its material relocation

*相楽　洋[1]，守田　幸路[2]，川島　正俊[1]，有馬　立身[2]、劉　維[2]，有田　裕二[3]，佐藤　勇[4]
[1]東工大，[2]九大，[3]福井大，[4]東京都市大

ナトリウム冷却・混合酸化物燃料大型高速炉に配置する本集合体型デバイスの基本仕様を選定した。

キーワード：大型高速炉，炉心安全特性，CMR（Controlled Material Relocation），燃料集合体型デバイス

1. 緒言　集合体型受動的炉停止デバイスを装荷したナトリウム冷却・混合酸化物（MOX）燃料 750MWe 級大型高速炉[1,2]を対象に合金燃料型と塩燃料型のデバイス基本仕様を選定した。

2. 研究手法　合金デバイス基本仕様検討結果[3,4]と材料・試験評価[5,6]を参考に、燃料物質・吸収材配置を調整した。合金燃料タイプでは中空燃料デバイス（ピンサイズ 7.5～8.4mm、初期スメア密度 25~30%SD）燃料下部の簡素化と可溶性配置を、また、塩燃料デバイス検討では、塩化物燃料ピンの線出力向上方策（金属 Zr 粉の混合による熱伝導度向上と中空形状）や、有効長さを検討した。図 1 にデバイス燃料ピンの概略図を示す。デバイス燃料ピンと温度調整のための予加熱ピンを組合せて使用する。デバイス燃料の出力・温度評価に「工学的安全係数（HSF）」と過出力係数を反映した。炉心特性及び炉停止機能喪失事象（ATWS；ULOF）過渡特性計算では、炉心燃料高さ 100cm の従来型高速炉体系[1,2]を用い、炉心燃料集合体及び本集合体型デバイスを、269 体と 16 体、281 体と 22 体、275 体と 28 体の組合せたデバイス分散配置を想定した。

3. 結果　合金デバイス燃料として U-Pu-10a%Fe 合金（Pu: U 比=1:3 程度）では、28 体装荷体系で全体の反応度価値約 2.5$～3$ の負の反応度効果を得た。塩燃料デバイス（Pu-U）Cl_3（Pu: U 比=1:3 程度）は約 2.5$ の負の反応度となった。デバイス燃料の物性および予加熱ピン内の発熱物質・中性子吸収物質配置が要点である。デバイス燃料材料候補を選定では、プラントにおける核セキュリティ面からの評価検討等を反映した。

4. 結論　デバイス燃料ピンと予加熱ピンの運転中・動作時の機能・役割の検討と要求される基本仕様をもとに、合金燃料と塩燃料としての基本仕様を選定した。下部ヒーター燃料には U-Pu-10w%Zr 合金（Pu：U 比約 1:1～1:2 程度）を選択した。これらにより過渡解析により ULOF 事象は終息するできる見通しが得られた。

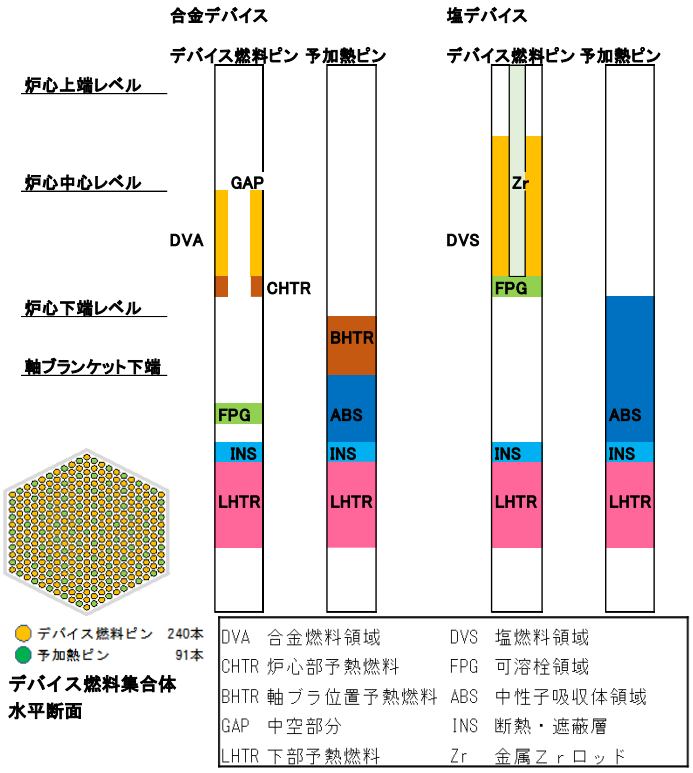


図 1　デバイス燃料ピン及び予加熱ピン概念図

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。本計算において東芝 ESS 坪井靖氏の協力がありました。

参考文献　[1]2020 秋の大会予稿, 2I02、[2] 2020 秋の大会予稿, 2I03、[3]2021 秋の大会予稿, 2E01、[4] 2021 秋の大会予稿, 2E04、[5]2021 秋の大会予稿, 2E02、[6] 2021 秋の大会予稿, 2E03

*Hiroshi Sagara[1], Koji Morita[2], Masatoshi Kawashima[1], Tatsumi Arima[2], Wei Liu[2], Yuji Arita[3], Isamu Sato[4]
[1]Tokyo Tech, [2]Kyushu Univ., [3]Fukui Univ., [4]TCU.

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

[2J14-19] Hydrogen Treatment System

Chair:Hidetoshi Karasawa(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 4:10 PM - 5:45 PM Room J (E1 Bildg.4F No.42)

[2J14] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Hiroki Kokami[1], Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Daiki Takeyama[1], Hirofumi Okabe[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:10 PM - 4:25 PM

[2J15] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Motoshige Yagyu[1], Akira Yamada[1], Hirofumi Okabe[1], Kazuya Yamada[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:25 PM - 4:40 PM

[2J16] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Daiki Takeyama[1], Masayuki Sato[1], Takashi Mawatari[1], Kotaro Nakamura[1], Masato Fukuta[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2J17] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Kotaro Nakamura[1], Daiki Takeyama[1], Masato Fukuta[1], Takao Nakagaki[2], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Waseda Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM

[2J18] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Hirofumi Okabe[1], Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu [1], Kazuya Yamada[1], Motoaki Kawase[2], Ryuichi Ashida[2], Hiroki kokami[1], Hiroshi Masaki [1] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

[2J19] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

*Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Hiroki Kokami[1], Hiroshi Masaki[1] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION)

5:25 PM - 5:40 PM

©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 Phase-II
（1）全体概要

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

(1) Overview

*鴻上 弘毅[1]，後藤 圭太[1]，武田 知弥[1]，青木 保高[1]，竹山 大基[1]，岡部 寛史[1]，正木 洋[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント時の大量水素発生への対策として、水素処理材に金属酸化物を用いて不活性な雰囲気で水素を処理できる、水素処理システムの開発概要について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上

1. 緒言

沸騰水型原子炉の原子炉格納容器（PCV）において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理システムの開発を進めている。PCV 内は窒素置換で不活性化されており、不活性雰囲気ではシビアアクシデント時に発生する水素を処理出来ず、新規制基準対応として設置の進む格納容器圧力逃がし装置により系外放出する計画であり、これに起因し水素及び放射性物質の PCV 外への放出が考えられる。そこで、金属酸化物を用い不活性雰囲気で水素を処理することを目的に開発を進めている。

2. 開発概要

2-1. 開発目的

新規制基準によりシビアアクシデント対策設備が配備されたプラントにおいて、炉心損傷を伴う重大事故が発生し、PCV の圧力及び温度を低減する設備が作動した後も、PCV 内に酸素や大量の水素が蓄積される。この事象解決のためにベント以外の方法として水素処理システムを適用し、長期ノーベント維持を実現することを目的とする。

2-2. 実施内容

格納容器圧力逃がし装置による系外放出を除いて、不活性雰囲気中で水素処理を行う方法として金属酸化物による水素の酸化反応がある。この反応を利用し、ブロワで PCV 内のガスを取り込み金属酸化物と反応させる水素処理システムを検討した（図１）。これについて、システム構成の具体化（規制動向や運用の考慮、解析結果に基づく条件設定、配置成立性）、水素処理材の改良（低温・高湿度環境での影響、反応熱による過熱防止、水素処理材の粉末化抑制）、反応速度式の精度向上（試験結果と解析の差分解消）、反応器評価モデルの精度向上（伝熱モデルの改良）を実施した。

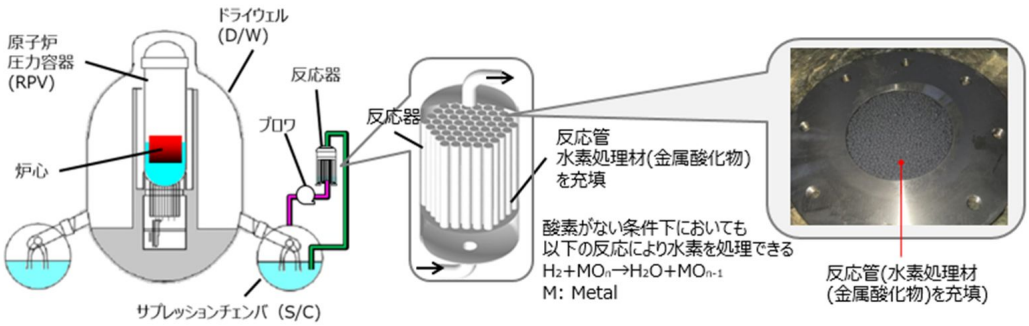


図１　水素処理システム概略図

*Hiroki Kokami[1], Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Daiki Takeyama[1], Hirofumi Okabe[1] and Hiroshi Masaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発 Phase-II
（2）水素処理材の開発

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II
(2) Development of Hydrogen Reactants

*柳生 基茂[1]，山田 昂[1]，岡部 寛史[1]，山田 和矢[1]，鴻上 弘毅[1]，正木 洋[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

水素処理システムに用いる水素処理材（処理材）として酸化銅を用いた処理材（CuO）とより発熱を抑えた低発熱処理材を開発中である。これらの処理材は特定条件にて形状保持に課題があったものの、改良により粉末化の対策の目途を得た。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上，酸化反応，水素，処理材

1. 緒言

沸騰水型原子炉の原子炉格納容器において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理材（処理材）に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。圧損低減、取り扱い性向上のため金属酸化物にバインダーを添加、φ2 mm に成形した処理材を使用している。処理材は水素処理時に粉末化が進むことを確認し、粉末化の進行は圧損の上昇を招くため粉末化防止のための改良が望まれる（図 1）。

2. 手法

焼成条件、バインダーを変更した処理材を試作した。調製条件を表 1 に示す。従前の試験で粉末化*が進んだ条件にて、新たに調製した処理材を用い水素処理試験を実施した。処理後の処理材を 1 mm ふるいに掛け、粉末化率を評価した。

* 1 mm のふるいを通過する水素処理後の処理材粉末の割合（粉末化率）が 10%以上

図 1　反応管単管試験前後の CuO（従来品）

表 1　CuO の調製条件

	従来品	焼成品	水ガラス	改良品
焼成温度[℃]	120	600,800,900 1000,1160	800	800
バインダー	水硬性アルミナ		ケイ酸ナトリウム	バインダーA

3. 試験結果

従来品の焼成条件を変更した 1000 ℃、1160 ℃焼成品は、処理材の変質が見られた。変質が見られなかった 600 ℃、800 ℃焼成品、水ガラス、改良品について、水素処理試験を実施した。水素処理により 600 ℃、800 ℃焼成品、水ガラスは粉末化が発生した、バインダーA を用いた改良品は水素処理後も形状を保持し、粉末化の抑制効果を確認することができた（図 2）。

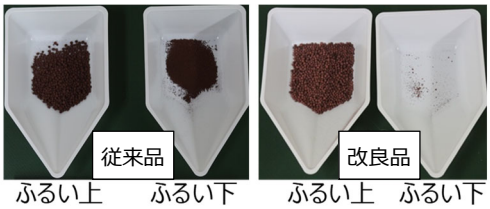


図 2　水素処理後の CuO（左:従来品、右:改良品）

4. 結論

粉末化防止のための改良として、焼成条件、バインダーを変更した処理材を試作した。バインダーに水硬性アルミナを用いた場合、粉末化の抑制が困難であった。一方、バインダーを変更した改良品は粉末化を抑制できた。水素処理システム向け処理材として、バインダーを変更した CuO 及び低発熱処理材を開発した。

* Motoshige Yagyu[1], Yamada Akira[1], Hirofumi Okabe[1], Yamada Kazuya[1], Hiroki Kokami[1] and Hiroshi Masaki[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発 Phase-II
（3）反応管単管試験による反応挙動測定

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

(3) Measurement of Chemical Reaction Behavior by Experiment of Packed Bed in Single Tube

*竹山 大基[1]，佐藤 正幸[1]，馬渡 峻史[1]，中村 浩太郎[1]，福多 将人[1]，鴻上 弘毅[1]，正木 洋[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

反応管内に充填した水素処理材と水素の反応挙動を正確に把握するため、水素処理材を充填した反応管単管試験により水素処理材の温度上昇度や、水素処理速度を定量的に評価した。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上，酸化反応，反応速度，反応熱，充填層

1. 緒言

沸騰水型原子炉の原子炉格納容器において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理材に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。実機で見込まれる処理性能を検討するために、水素処理材の反応挙動を試験で調査した。

2. 手法

反応管単管試験体（図 1）に φ2 mm に成形した CuO や低発熱処理材を充填し、被処理ガスの供給条件などを変更して水素処理速度や充填層の温度、圧力損失に関する基礎データを取得した。長さ 600 mm の充填区間に、110 mm 間隔で 6 本（5 区間）の差圧計、35 mm 間隔で 17 段の熱電対がついている。試験体周りにはマイクロヒータが巻かれており、水素処理材の作動温度以上まで昇温できる。

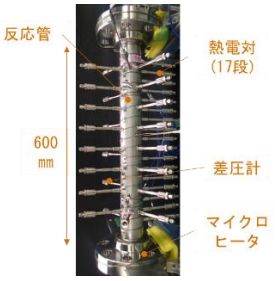


図 1　反応管単管試験体

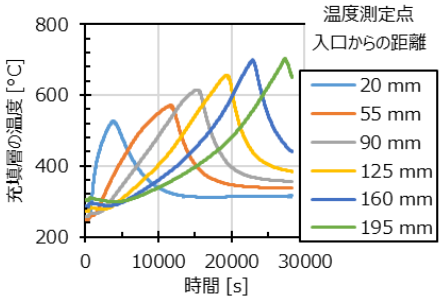


図 2　充填層内 CuO の温度履歴

3. 試験結果

CuO に水素濃度 16.9 mol%（流束 0.21 mol/（m^2·s））、窒素濃度 77.5 mol%、水蒸気濃度 5.6 mol%、空塔速度 23.6 mm/s で被処理ガスを供給した試験では、終了時点の 28000 sec に至るまで反応管出口で水素が検知されることはなく、本体系では水素処理性能は水素ガスの供給律速となった。充填層の断面中心温度は反応帯が下流側に進むにつれ高温になる傾向で（図 2）、試験終了時点では入口から 195 mm 位置で最高温度は 700 °C に達した。

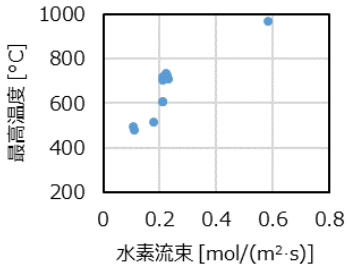


図 3　充填層内 CuO の最高温度

4. 結論

水素処理速度は十分大きかったが、発熱量の大きさから処理材充填部温度が水素供給量に比例して上昇した（図 3）。過剰な温度上昇を抑制しシステムの健全性を確保する点で、水素供給量を制御し発熱量を抑制するなどが必要とわかった。

*Daiki Takeyama[1], Masayuki Sato[1], Takashi Mawatari[1], Kotaro Nakamura[1], Masato Fukuta[1], Hiroki Kokami[1], and Hiroshi Masaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発 Phase-II
（4）数値計算による水素処理性能の予測

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

(4) Prediction of Hydrogen Treatment Performance by Numerical Calculation

*中村 浩太郎[1]，竹山 大基[1]，福多 将人[1]，中垣 隆雄[2]，鴻上 弘毅[1]，正木 洋[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]早稲田大学

水素処理材に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。システムの開発に向けて、充填層での反応挙動を予測可能な反応管数理モデルを構築し、実機におけるシステム成立性などを評価した。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上，酸化反応，反応速度，反応熱，充填層，非定常

1. 緒言

沸騰水型原子炉の原子炉格納容器において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理材に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。水素処理システムでは、水素の自然着火を避けるために 500 °C 以下での運用が求められる。φ2 mm に成形した CuO を充填した反応管では、反応熱により反応が加速し、温度が過度に上昇する可能性があるため、これを予測する必要がある。

2. 反応管のモデル化

反応管数理モデルは、軸対称 2 次元の化学-熱流体連成の保存式に、予備試験より測定した反応速度[1]を組み込んで構築した。図 1 に同モデルと反応管単管（65A）試験より得られた充填層の断面中心温度の経時変化を示す。温度変化量で比べると計算結果は試験結果よりも最大で 17.3%大きくなった。これは、試験装置に取り付けた計測機器等の複雑な 3 次元構造を軸対称 2 次元系でモデル化したことによる差異と考えられる。

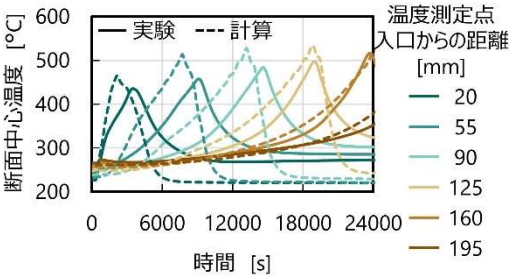


図 1　充填層の断面中心温度の経時変化

3. 処理可能な水素量の予測

上記のモデルを用い、実機管群中 1 本の反応管（350A）で、入口ガス条件（温度・圧力・流速）をパラメータとして水素流束に対する充填層の最高温度で整理した結果を図 2 に示す。水素流束が大きいほど、充填層の最高温度が高い傾向にあった。

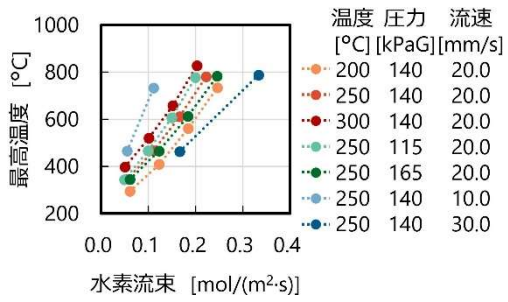


図 2　充填層の最高温度と水素流束の関係

4. 結論

反応管数理モデルを構築し、入口ガス条件や反応管サイズに応じた水素処理性能の予測が可能になった。モデルを用いた検討から、水素流束を制御すれば、水素の自然着火温度（500 °C）以下で処理可能な見込みが得られた。

参考文献

[1] K. Nakamura et al., Modeling of low-temperature reduction of metal oxide in hydrogen treatment system for severe accidents in nuclear power plants, Mechanical Engineering Journal, Volume 8, Issue 4 (2021), pp. 21-00005.

*Kotaro Nakamura[1], Daiki Takeyama[1], Masato Fukuta[1], Takao Nakagaki[2], Hiroki Kokami[1] and Hiroshi Masaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Waseda University

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発 Phase-II
（5）低発熱水素処理材の水素処理性能の予測

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

(5) The behavior of Hydrogen Oxidation Reaction and, A Fundamental Prediction of Hydrogen Treatment

*岡部 寛史[1]，山田 昂[1]，柳生 基茂[1]，山田 和矢[1]，
蘆田 隆一[2]，河瀬 元明[2]，鴻上 弘毅[1]，正木 洋[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]京都大学

酸化銅を用いた水素処理材と比較して反応熱が小さい低発熱処理材について、粉末の反応機構モデルから φ2 mm に成形した水素処理材の水素処理性能の予測を行った。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上，酸化反応，
水素，反応速度

1. 緒言

沸騰水型原子炉の原子炉格納容器において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理材に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。酸化銅を用いた水素処理材と比較して反応熱が小さい低発熱処理材の水素処理性能を予測するための基礎的な検討を行った。

2. 手法

φ2 mm に成形した処理材に対して、水素濃度、水蒸気濃度、温度、圧力をパラメータとした水素処理試験を実施した。高さ 50 mm 分の処理材を反応管に充填し、出入口の水素濃度及び処理材の試験前後の重量変化から処理材の反応率を評価した。低発熱処理材の成形体の反応モデルの概念を図 1 に示す。低発熱処理材を粉砕した粉末から得られた表面反応の反応機構モデル及び反応式を成形体の反応モデルに組み込んだ。水素処理試験結果から処理材が最終的に到達する反応率（最終反応率）とパラメータの相関式を決定した。成形体充填層計算モデルを作成し、最終反応率と試験結果より、成形体内の有効拡散係数とパラメータの相関式を決定した。

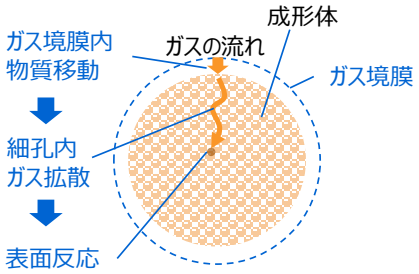


図 1　低発熱処理材成形体の
反応モデル概念

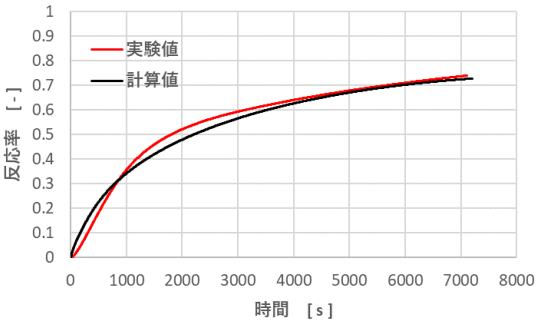


図 2　試験及び計算モデルの結果
（H_2 モル分率[-]:0.2、H_2O モル分率 [-]: 0.3
圧力[MPa]: 0.36、温度[℃]：350）

3. 結果

試験結果及び成形体充填層の計算モデルの試算結果を図 2 に示す。最終反応率、成形体内の有効拡散係数の実験式を用いた計算モデルにより、小規模充填層の水素処理挙動を再現することを確認した。

4. 結論

成形体充填層の計算モデルを作成し、低発熱処理材の水素処理性能を予測できることを確認した。

* Hirofumi Okabe[1], Motoshige Yagyu [1], Yamada Akira[1], Yamada Kazuya[1], Ryuichi Ashida[2], Motoaki Kawase[2], Hiroki Kokami[1] and Hiroshi Masaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Kyoto University

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発 Phase-II
（6）システム性能評価

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accidents Phase-II

(6) Performance Estimation of Hydrogen Treatment System

*後藤 圭太[1]，武田 知弥[1]，青木 保高[1]，鴻上 弘毅[1]，正木 洋[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

水素処理システムの実用化に向け、システム基本構成を踏まえ、複数のシステム構成案の検討を行った。また、原子炉格納容器（PCV）内のガス・蒸気の時刻歴挙動評価を行い、水素処理期間の見込みを得た。

キーワード：シビアアクシデント，水素処理システム，金属酸化物，安全性向上，水素処理期間

1. 緒言

沸騰水型原子炉の PCV において、シビアアクシデント時に大量に発生する水素への対策として、水素処理材に金属酸化物を用いた水素処理システムを開発している。本開発では、様々なニーズに合致するよう最適化の観点から複数のシステム構成案を検討し、反応管単管試験結果および反応管数理モデルの計算結果から予測される水素処理材の処理性能を踏まえ、PCV 内のガス・蒸気の時刻歴挙動評価を行い、各システム構成案における水素処理期間を評価した。

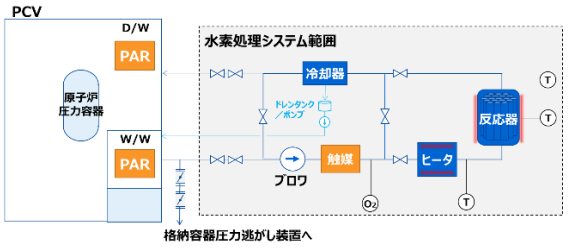


図 1　水素処理システム基本構成

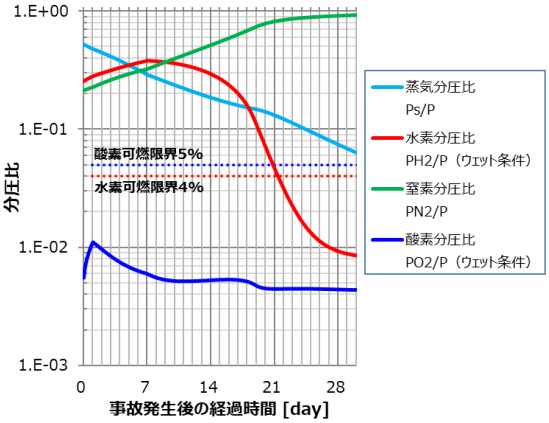


図 2　CuO での時刻歴挙動評価例

2. 評価方法

システム基本構成（図 1）をベースに重量や設置スペース、運転容易性、処理期間等の最適化を行った複数のシステム構成案に対し、水素処理材（CuO 及び低発熱処理材）の反応管単管試験結果および反応管数理モデルの計算結果から各水素処理材の処理性能（処理効率と消費率の関係）を設定した。PCV 内の水素発生量は 135 万 kW 級 ABWR において燃料有効部の被覆管のうち 75%相当の Zr が反応に寄与する条件とし、ドライウェル（D/W）及びウェットウェル（W/W）空間は均一にガス・蒸気が混合するものと仮定した。なお、PCV 破損防止のための設備として、格納容器の圧力及び温度を低減する設備（代替循環冷却設備）、放射線分解により生じる水素と酸素を処理する設備（PAR）の作動を考慮した上で、事故後 1 週間で水素処理システムを投入させることを想定した。これらの条件で、各システム構成案における PCV 内ガス・蒸気の時刻歴挙動評価を行った。

3. 結論

CuO での PCV 内ガス・蒸気の時刻歴挙動評価例を図 2 に示す。現状の基本構成での処理期間はシステム投入後約 2 週間と評価された。低発熱処理材の採用とシステムへの投入水素量の増加により処理期間の短縮が図れ、この場合は基本構成の 3 倍の投入水素量とすると処理期間はシステム投入後約 1 週間と評価された。また、重量やスペースの低減には反応器を分割したシステム構成等が有効であるが、処理期間中に反応器取替えが必須となるため、処理期間は基本構成よりも長期化する結果となった。

---

*Keita Goto[1], Tomoya Takeda[1], Yasutaka Aoki[1], Hiroki Kokami[1] and Hiroshi Masaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1 Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control/303-2 Remote Control, Robotics, Image Processing/303-3 Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[2K01-05] Devices and Systems for Measurements and Human Factors

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 10:30 AM - 11:55 AM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K01] Performance evaluation of radiation-resistant multiplexer composed of SiC digital-analog mixed circuit

*Ryo Kuwana[1], Takayasu Norimatsu[1], Masahiro Masunaga[1], Shinji Nomoto[1], Yuta Kimoto[2], Yoshihiko Kato[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM

[2K02] Study of Neutron Instrumentation System in Pool type SFR

*Takashi Shoji[1], Hitoshi Okazaki[1], Yoshitaka Chikazawa[2] (1. MFBR, 2. JAEA)

10:45 AM - 11:00 AM

[2K03] Basic Study on Ultrasonic Self-Location Estimation &Mapping for Decommission of Nuclear Reactor

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[2], Hiroshige Kikura[2], Naruki Shoji[1] (1. Tokyo Tech, School of Engineering, Department of Mechanical Engineering, Graduate Major in Nuclear Engineering, 2. Tokyo Tech, Laboratory for Zero-Carbon Energy)

11:00 AM - 11:15 AM

[2K04] Study on Incident Analysis Method of Nuclear Power Plant from Safety-II Perspective

*Yuto HORIUCHI[1], Daisuke KARIKAWA[1], Makoto TAKAHASHI[1] (1. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[2K05] Experimental Study on Effects of Failure Tolerance on Training Process

*Daisuke Karikawa[1], Haruki Takano[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

SiC デジアナ混成回路で構成した耐放射線マルチプレクサの性能評価

Performance evaluation of radiation-resistant multiplexer composed of SiC digital-analog mixed circuit

*桑名 諒[1]，乗松 崇泰[1]，増永 昌弘[1]，野本 真司[1]，木元 雄太[2]，加藤 至彦[2]
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

原子力発電プラント内の放射線環境での使用を目的として、耐放射線性に優れる炭化ケイ素(SiC)をベースとしたマルチプレクサ(MUX)を開発した。試作した MUX の基本特性評価及びγ線照射試験の結果を報告する。

キーワード：原子力計装，マルチプレクサ，耐放射線，SiC，デジアナ混成回路

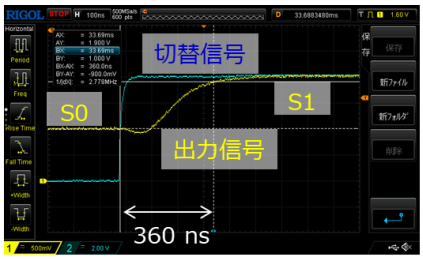
1. 緒言

MUX は計測器のケーブル削減に有効であるが、デジタル回路を含むため放射線に弱く、これまで放射線環境での使用は困難であった。MUX には Metal Oxide Semiconductor Field Effect Transistor (MOS-FET)が複数実装されているが、これに放射線が照射されると電離作用により電荷が蓄積して性能が劣化する。報告者らは、半導体素子の耐放射線性を向上させるために、放射線耐性に優れる炭化ケイ素(SiC)を用いたアナログ素子を開発してきた[1-2]。この技術を応用し、デジアナ混成回路である MUX を開発した。試作した MUX に対して基本動作性能とγ線照射による耐放射線性能を評価した。

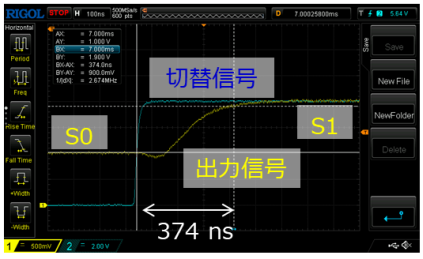
2. 実験方法及び結果

試作した MUX は 4 入力 1 出力であり、通常環境での基本動作性能として、スイッチング時間、オン抵抗、リーク電流を評価した。測定の結果、スイッチング時間は最大 970 ns、オン抵抗は約 690 Ω、リーク電流は約 2.5 nA であることを確認した。この結果から、原子力発電プラントで使用される温度計や圧力伝送器などの主要機器に対して、計測信号を集約するための性能を有することを確認した。

この MUX に対し、γ線照射による耐放射線性能評価を実施した。駆動電圧は 5 V とし、線量率 1 kGy/h で ^{60}Co 線源のγ線を照射した結果、目標 50 kGy を大幅に超える積算 500 kGy でも切替動作が可能であることを確認した。図 1 に照射前後でのスイッチング動作例を示すが、照射後も切替動作が可能と分かる。また、詳細評価の結果、積算 50 kGy ではリーク電流が約 0.5 μA、500 kGy では約 2.7 μA 増加するものの、スイッチング速度やオン抵抗などの他のパラメータは有意な変化が無いことを確認した。本結果より、これまで適用できていなかった放射線環境下においても MUX を設置可能な見通しを得た。今後は、MUX の多入力化を進める計画である。



(a) 照射前のスイッチング動作



(b) 500 kGy照射後のスイッチング動作

図 1 γ線照射前後の MUX のスイッチング動作

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, N. Sugii, and A. Shima；4H-SiC CMOS Transimpedance Amplifier of Gamma-Irradiation Resistance Over 1 MGy.；IEEE Trans. Electron Devices, vol. 67, no. 1, pp. 224-229(2020/1)

[2] 桑名，ほか 5 名；耐放射線 SiC 電源回路の開発と圧力伝送器への応用；日本原子力学会 2021 年秋の大会(2021/9)

*Ryo Kuwana[1], Takayasu Norimatsu[1], Masahiro Masunaga[1], Shinji Nomoto[1], Yuta Kimoto[2] and Yoshihiko Kato[2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

タンク型 SFR に適合する中性子計装設備の検討

Study of Neutron Instrumentation System in pool type SFR

*庄司 崇[1], 岡﨑 仁[1], 近澤 佳隆[2]

[1] 三菱 FBR システムズ, [2] 日本原子力研究開発機構

原子炉の停止状態から定格出力に至る原子炉の出力レベル並びに事故時の原子炉の停止状態等を監視するために必須である中性子計装設備について、タンク型 SFR に適合する計測システムの構築に関する検討状況を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, タンク型炉, 中性子計装設備

1. 緒言

国内の先行 SFR であるループ型炉の常陽及びもんじゅでは、中性子検出器を原子炉容器外に設置しているが、タンク型 SFR は原子炉容器径が大きく炉心周りの遮蔽も厚いため、原子炉容器外に到達する中性子束が少なくなり計測が難しい。そこで、炉容器内の高温環境に耐えうる中性子検出器を採用し、プラント状態の連続監視、安全上の要求等を考慮しつつ、タンク型 SFR に適合する中性子計装システム構成の検討を進めている。

2. 中性子計装設備のシステム構成の検討

タンク型 SFR に適合する中性子計装設備の構成案を図 1 に示す。通常運転時に用いる中性子検出器は、出力監視及び安全保護系として要求される多様性を確保するため、炉心上部機構の下端近傍に耐高温性を有する核分裂計数管電離箱（FC）及びガンマ線補償型電離箱（CIC）の 2 種類の中性子検出器を設置することとした。これらは、中性子との反応物質が異なるとともに、計測回路や設置位置についても多様性を有する構成としている。炉容器内では、ノイズとなるガンマ線や高温環境によるリーク電流が増加するが、適切な減速材を設ける等の方策により計測が可能であることを確認している。

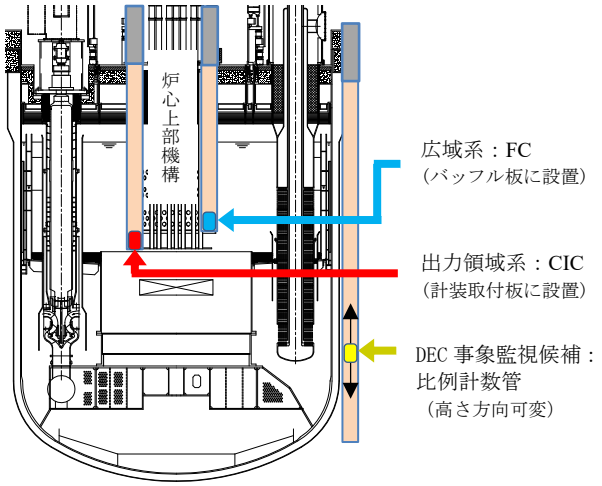


図 1　中性子計装設備の構成案

また、設計拡張状態（DEC）である炉心損傷事故時に、再臨界を回避できていること及び再配置された溶融燃料の存在する位置やその量を計測できることは、事象の進展を把握する上で望ましい。しかしながら、炉心損傷事故時には上述の炉心上部機構に設置する中性子検出器は故障する可能性が高く、炉容器内は高温となることが想定されるため、原子炉容器外に比例計数管を設けることとした。この比例計数管の高さを変更して計測を行うことにより、溶融燃料の位置及びその量を推定する計画である。

3. 結論

タンク型 SFR の中性子計装設備として、主に通常運転時の出力監視を行う炉内設置の中性子検出器及び DEC 事象の監視を行う炉外設置の中性子検出器等の構成を検討した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和３年度 高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

---

*Takashi Shoji[1], Hitoshi Okazaki[1], Yoshitaka Chikazawa[2]

[1]Mitsubishi FBR Systems Inc., [2] Japan Atomic Energy Agency.

廃炉のための超音波自己位置推定，地図生成に関する基礎研究

Basic Study on Ultrasonic Self-Location Estimation & Mapping for Decommission of Nuclear Reactor

*守家 岳志[1]，高橋 秀治[1]，木倉 宏成[1]

[1]東京工業大学

福島第一原子力発電所の廃炉作業工程における原子炉内調査を想定したロボットへの計測手法の適用を目指して，水中未知環境での環境地図生成を行うことを目的とした計測システムの基礎構築を行った．その結果，単純環境内において自己位置推定，環境地図生成が行えることを確認した．

キーワード：UVP，超音波計測技術，ロボット

1. はじめに

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉作業工程において，冷却水等の漏洩箇所特定，滑落構造物・堆積物・デブリ形状や分布等の調査が必要とされている．格納容器内部は懸濁した滞留水の存在が確認されており，光学的計測を補うための調査手法として超音波計測に着目されている．そこで本研究では，廃炉作業工程における原子炉内調査を想定したロボットへの計測手法の適用を目指して，超音波を用いて水中未知環境での環境地図生成・自己位置推定と漏洩箇所推定を行う計測システムの基礎構築を行った．

図 1　アームロボット

2. 実験装置および方法

試験には図 1 に示す 4 節のアームロボットを使用し，エンドエフェクタとして図 2(a)に示す超音波センサアレイ，図 2(b)に示す走査型超音波ソナーを取り付けた．二種のセンサの計測領域，精度の差を活かし，走査型ソナーを用い SLAM(Simultaneous Localization and Mapping)[2]による自己位置推定と粗い環境地図作成を行い，超音波センサアレイの計測結果を環境地図生成結果と重ね合わせ，評価することによって詳細な環境地図生成を行う．

(a)センサアレイ (Japan Probe 社)　(b)走査型ソナー (BlueRobotics 社)

図 2 超音波センサ

3. 結果と考察

構築した基礎システムを評価した結果，SLAM においては，ICP 法[3]に基づく自己位置推定手法を開発し，本手法の実装結果として，未知環境中で平均誤差 10mm 程度での自己位置推定と 2 次元平面上環境地図生成を行うことが可能であった．

4. まとめ

水中未知環境での超音波炉内探査システムの構築を目指して，水槽中で走査型超音波ソナー，超音波センサアレイを用いた環境計測，自己位置推定を行うことで，構築した基礎システムおよび手法の有効性を評価・検討した．結果として，単純環境内において自己位置推定，地図生成が行えることを確認した．また，今後は自己位置推定の高度化，より複雑で広大な環境での評価などを行い，更に研究・開発を進める予定である．

参考文献

[1]河内拓也, et al. 超音波アレイセンサを用いた物体表面形状と二次元流速分布の同時計測手法の開発．電子情報通信学会技術研究報告; 信学技報, 2015, 115.102: 39-44.

[2] PRITSKER, A. Alan B. Introduction to Simulation and SLAM II. Halsted Press, 1984.

[3] TAO, Jin et al. A 3-D point sets registration method in reverse engineering. Computers & Industrial Engineering, 2007, 53.2: 270-276.

---

*Takeshi Moriya[1], Hideharu Takahashi[1] and Hiroshige Kikura[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

Safety-II の観点からの原子力発電所におけるインシデント事例分析手法に関する研究

Study on Incident Analysis Method of Nuclear Power Plant from Safety-II Perspective

*堀内 友翔[1]，狩川 大輔[1]，高橋 信[1]
[1]東北大学

本研究では，Safety-II の観点からのインシデント事例分析手法を提案し，原子力発電所のインシデントに試行的に適用し，人間のポジティブな寄与に着目した安全性向上策を見出せる可能性を示した。

キーワード：インシデント事例分析，ヒューマンファクター，Safety-II，レジリエンスエンジニアリング

1. 緒言

原子力発電所のインシデントに対しては，品質マネジメントの一環で，関係する手順書の改訂等の再発防止対策がとられてきた。一方，社会技術システムの安全を「できるだけ多くのことが正しい方向へ向かうこと」と捉える新たな考え方（Safety-II）と，それを具現化する手法であるレジリエンスエンジニアリングが近年注目されている[1][2]。本研究では Safety-II の考え方を活用して，手順書の範囲を大きく超えないレベルの原子力発電所のインシデントを分析する手法を提案する。さらに提案手法を実際に発生したインシデントに試行的に適用し，人間のポジティブな寄与に着目した安全性向上策を見出せる可能性を検証する。

2. 分析手法

本手法では，マニュアルが指示する作業内容（WAI：Work-as-imagined）と，現実に行われた作業内容（WAD：Work-as-done）の差異に着目する。分析フローは以下のとおりである：（１）インシデント当時の WAI と WAD を調査する。（２）WAI と異なる行為を意図的に行った WAD を分析対象として特定する。（３）レジリエンスの 4 つのポテンシャル（対処，監視，予見，学習）の観点から WAD を分析する。

3. 試行的適用の結果

単に手順書を遵守するだけでは対応できず，臨機応変な対応により重大事故等を回避した美浜発電所 2 号炉蒸気発生器伝熱管損傷事故[3]に対して提案手法を試行的に適用した。分析対象の WAD として，「主蒸気隔離弁の中央制御室での完全閉止失敗・現場増締め操作」，「加圧器逃がし弁開放不能・加圧器補助スプレによる減圧操作」等が特定された。一例として前者には，開閉表示灯から適切に情報を得て主蒸気隔離弁の完全閉止を確認できないとした（監視），代替措置として運転マニュアルに記載のない現場での増締めを行った（対処），過去の経験等から必要な工具を選定し増締めを行った（学習）等が挙げられた。これらの結果は，事故対応に必要な運転員の視点の抽出，効果的な教育訓練等といった安全性向上策の検討に資すると考える。

4. 結論

Safety-II の観点からのインシデント事例分析手法によって，当該インシデントのみへの対応に留まらない汎用的かつ人間のポジティブな寄与に着目した安全性向上策の検討に資する可能性を示した。

参考文献

[1] E. Hollnagel, D. D. Woods, N. Leveson, (Eds.), Resilience Engineering: Concepts and Precepts, Ashgate Publishing Co. (2006).

[2] E. Hollnagel, J. Paries, D. D. Woods, J. Wreathall, Resilience Engineering in Practice, Ashgate Publishing Co. (2011).

[3] 関西電力株式会社，原子炉施設故障等報告書　美浜発電所２号機蒸気発生器伝熱管損傷事象について(1994).

---

*Yuto Horiuchi[1], Daisuke Karikawa[1] and Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

失敗に対する許容度が訓練過程に及ぼす影響に関する実験的検討

Experimental Study on Effects of Failure Tolerance on Training Process

高野 晴来[1]，*狩川 大輔[1]，高橋 信[1]

[1]東北大学

失敗に対する許容度の低さが訓練過程におけるオペレータの失敗を避ける行動につながり、そのことがレジリエンスポテンシャルの向上を妨げる可能性について実験的検討を行った。

キーワード：訓練，失敗許容度，レジリエンス，安全

1. 緒言

複雑システムのさらなる安全性向上を図る上で、個人や組織の変化に対する潜在的な適応能力（レジリエンスポテンシャル）の重要性が指摘されている[1]。その一方で、ルールの厳格化等によって失敗を減らすことに注目してきた従来型の安全マネジメントが、結果的に些細な失敗も許されない環境を作り出すことにつながり、失敗を含む経験を通じたオペレータのレジリエンスポテンシャル向上の妨げとなる可能性が懸念されている。そこで本研究では、失敗に対する許容度が、訓練過程における被訓練者の訓練への取り組み方に与える影響を明らかにすることを目的として、認知実験を通じた分析を行った。

2. 実験

レジリエンスが必要とされるタスクの典型例である火災の消火指揮タスクを模擬した実験用シミュレータを用いて、訓練段階と本番段階で構成される認知実験を実施した。訓練段階では、被験者が自由に選択可能な 4 種類各 4 難度レベルの訓練用シナリオを用意し、2 種類は予め教示された標準手順で対処可能な標準シナリオ、残りの 2 種類は教示されていない非標準手順を試行錯誤的に見出して対処することが必要な非標準シナリオとした。本番段階では、訓練効果の評価のために、非標準手順を必要とする高難度シナリオを含む 2 本のシナリオを用意した。被験者は、東北大学の学生 28 名（男性 23 名、女性 8 名）である。被験者を以下の 2 群に分け、両群の訓練段階におけるシナリオ選択や本番段階でのパフォーマンスの差異を分析した。

失敗許容度低群（以下、「低群」）：タスクに失敗した場合に「過去の被験者の結果」と称して過度に少ない偽の失敗回数が書かれているホワイトボードに自分の失敗回数を記入することを求められ、他者と比較される。

失敗許容度高群（以下、「高群」）：タスクに失敗した場合でも失敗回数の記入は行わない。

3. 結果と今後の課題

全取り組み回数のうち「成功したシナリオに再度取り組んだ割合」の平均値は、低群（0.10）が高群（0.01）よりも有意に高くなった（$t(26)=2.33, p=0.03, d=0.88$）。また、「失敗したシナリオに再度取り組んだ割合」については、高群（0.50）が低群（0.39）よりも高い傾向が見られた（$t(26)=-1.90, p=0.07, d=0.72$）。このことは、高群に比べて失敗を避け、成功する可能性が高い過去に一度成功したシナリオに多く取り組む低群の被験者の傾向を示している。本番段階でのパフォーマンスに関しては有意差は見られなかったが、訓練段階におけるシナリオ選択の差異がレジリエントなパフォーマンスに及ぼす影響について、さらなる検討が必要である。

参考文献

[1] E. Hollnagel, D. D. Woods, N. Leveson, (Eds.), Resilience Engineering: Concepts and Precepts, Ashgate Publishing Co. (2006).

*Haruki Takano[1], Daisuke Karikawa[1] and Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

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

[2K06-09] Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel

Chair:Junji Matsunaga(GNF-J)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K06] Characterization of Co-based alloy Valve Seat manufactured by Additive Manufacturing Technology.

*Shota Tanemura[1], Hirotsugu Kawanaka[2], Michiaki Kurosaki[1], Ryo Kubota[1], Kenji Onodera[1], Daisuke Hirasawa[1] (1. HGNE, 2. Hitachi)

2:45 PM - 3:00 PM

[2K07] Prototype of Differential Amplifier Circuits Based on Radiation hardened H-diamond MOSFET (RADDFET)

*Hiroki Fukushima[1], Manobu M Tanaka[2], Hitoshi Umezawa[3], Hiroyuki Kawashima[3], Masaya Miyahara[2], Yusei Deguchi[1], Tadashi Masumura[1], Naohisa Hoshikawa[1], Junichi H Kaneko[1] (1. Hokkaido Univ., 2. KEK, 3. AIST)

3:00 PM - 3:15 PM

[2K08] Evaluation of the drop test for transport casks based on the integrated acceleration method

*Kenichi Hakozaki[1], Hiroaki Taniuchi[2], Shinichi Takahashi[2] (1. National Maritime Research Institute, 2. Transnuclear, Ltd.)

3:15 PM - 3:30 PM

[2K09] Evaluation of the drop test for transport casks based on the integrated acceleration method

*Takumi Hanayama[1], Hiroaki Taniuchi[1], Shinichi Takahashi[1], Kenichi Hakozaki[2] (1. TN Tokyo, 2. NMRI)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

AM 技術を用いた Co 基合金弁座の特性評価

Characterization of Co-based alloy Valve Seat manufactured by Additive Manufacturing Technology

*種村　翔太[1]，川中　啓嗣[2]，黒﨑　通明[1]，久保田　亮[1]，小野寺　賢司[1]，平澤　大助[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー，[2]日立製作所

原子力発電所に設置される弁の弁座表面には，Co 基合金の硬化盛金を適用しているが，高温高圧の使用環境でエロージョン，コロージョンおよび溶接残留応力に起因する摩耗，割れおよび腐食に伴い Co が溶出し，原子炉内で中性子照射を受け放射化した ^{60}Co の発生原因となることから，Co 基合金弁座の耐食性の改善を目的に，付加製造技術（AM：Additive Manufacturing）の実機弁座への適用を検討した。
AM 技術を用いた弁座肉盛は，従来弁座と比較して，耐食性は浸食深さが 1/10 以下，破壊靭性は平面ひずみ破壊靭性 K_{IC} が 3 倍，割れ発生ポテンシャルは約 1/10 となり，主要な材料特性が優れることを確認した。
また， AM 技術を弁体肉盛に用いた 600A の電動仕切弁の実証試験では，288℃飽和蒸気差圧環境で 100 回作動後もシート面に有意な傷はなく，弁座漏えい量は許容漏えい量以下となり，従来弁座と同等の性能であることを確認し，実機適用の見込みを得た。

キーワード：弁座，Co 基合金，付加製造，
指向性エネルギー堆積法

1. 材料特性評価

表 1 に各主要特性の評価項目を示す。AM 技術を適用した弁座材は，従来弁座材と比較して，弁座材の主要特性が良好であった。

表 1　弁座材特性評価結果

主要特性	評価方法	従来弁座との比較結果
Co 溶出（耐食性）	高温水腐食試験 噴流エロージョン試験	◎
摺動・耐かじり	焼付き摺動試験	○
破壊靭性	破壊靭性試験	◎
残留応力	ひずみ開放法	○
硬さ	ビッカース硬さ試験	◎

◎優れる，○同等以上

2. 実証試験による性能評価

表 2 に実証試験結果の概要を示す。600A の電動仕切弁による実証試験では，288℃飽和蒸気差圧環境で 100 回作動後もシート面に有意な傷はなく，弁座漏えい量は許容漏えい量以下となり，判定基準を満足する結果となった。

表 2　実証試験結果

項目	条件	判定基準	結果
耐圧試験	常温 23.10MPa 3min 保持	変形・漏えいがないこと	合格
弁座 漏えい試験	常温 16.85MPa 3min 保持	許容漏えい量以下 600A：0.8ml/min	合格
蒸気差圧 作動試験	288℃ 7.13MPa 100 回作動	弁が正常に作動すること	合格
差圧作動後 弁座漏えい 試験	常温 8.62MPa 3min 保持	許容漏えい量以下 600A：0.8ml/min	合格

3. 結論

弁座材の材料特性評価および 600A の実証試験の結果から AM 技術を用いた弁座肉盛は実機適用の見込みを得た。

参考文献

[1] -

*Shota Tanemura[1], Hirotsugu Kawanaka[2], Michiaki Kurosaki[1], Ryo Kubota[1], Kenji Onodera[1], Daisuke Hirasawa[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [2]Hitachi Ltd.

耐放射線性水素終端ダイヤモンド MOSFET（RADDFET）を用いた差動増幅回路の試作

Prototype of Differential Amplifier Circuits Based on Radiation hardened H-diamond MOSFET (RADDFET)

*福島　大貴[1]，田中 真伸[2]，梅沢 仁[3]，川島　宏幸[3]，宮原　正也[2]，出口　裕靖[1]，桝村　匡史[1]，星川　尚久[1]，金子　純一[1]

[1]北海道大学，[2]高エネルギー加速器研究機構，[3]産業技術総合研究所

耐高温性、耐放射線性に優れる水素終端ダイヤモンド MOSFET(RADDFET)を使用した差動増幅回路を試作した。Ltspice モデルに基づき回路を設計し、4mm 角ダイヤモンド基板上に 14 個の MOSFET を実装した素子を使用した。シミュレーションでは 4.4 倍に対し、実回路では 4.7 倍の増幅を達成した。

キーワード：過酷環境，ダイヤモンド，福島廃炉事業，差動増幅回路，RADDFET

1. 緒言　福島原子力発電所事故後、原子炉格納容器内使用機器に対して動作温度:300℃(72 時間)、積算線量:5MGy といった過酷事故対応性能が求められるようになった。本研究では過酷事故対応電子機器の開発の一環として、前置増幅器等で必要となる差動増幅回路をダイヤモンド MOSFET(RADDFET[1])を使用して設計・試作し、その特性を測定した。

2. 実験

2-1. RADDFET の作製　4mm 角のダイヤモンド単結晶基板にマイクロ波 CVD 法によりイントリンシック層をホモエピタキシャル成長し、表面を水素終端化した。パッシベーション層として 40nm の酸化絶縁膜(Al_2O_3)を堆積し、ダイヤモンド MOSFET(RADDFET と呼称)を 14 個製作した。RADDFET は 3MGy の積算線量、300℃での動作実績を持つ。RADDFET の製造歩留まりは 84%であった。

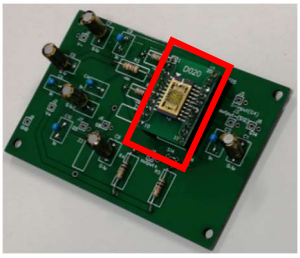


図 1：試作回路の外観
（枠線部が RADDFET）

2-2. 回路シミュレーション　RADDFET の I_d-V_d 特性から LTspice モデルを作成した。差動増幅回路を設計し、全 FET が飽和領域に入るように外部電源電圧を特定し、入出力特性をシミュレーションにより調べた。

2-3. 回路実装　試作した RADDFET を PCB 基板に実装し、図 1 に示す回路を試作した。本回路では特性の近い RADDFET を組み合わせて差動増幅回路を構築している。

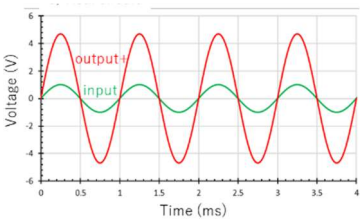


図 2：出入力特性測定例
（実回路、片側増幅）

3. 結果　シミュレーションに基づき約 4.4 倍の電圧増幅が得られるように設計したが、実回路では外部電圧を調節することで増幅率 4.7 倍の非反転増幅が得られ、さらに電圧を調整することで反転・非反転出力を同時に得ることが出来た。本成果により耐放射線性・高温動作前置増幅器の実用化に向け、大きく前進した。

謝辞　本研究の一部は、国立研究開発法人科学技術振興機構「SCORE」事業の支援を受けて実施した。また本研究の一部は、原子力システム研究開発事業（文部科学省）の成果を含む。

参考文献

[1] T. Yamaguchi et al.,Appl. Phys. Lett.118, 162105

*Hiroki Fukushima[1], Manobu M Tanaka[2] , Hitoshi Umezawa[3] ,Hiroyuki Kawashima[3], Masaya Miyahara[2], Yusei Deguchi[1], Tadashi Masumura[1]、Naohisa Hoshikawa[1]，Junichi H Kaneko[1]　[1]Hokkaido Univ., [2]KEK, [3]AIST.

加速度積分近似法による落下試験の解析
（1）パート１　解析原理

Evaluation of the Drop Test for Transport Casks based on the Integrated Acceleration Method
(1) Part 1: Principle of the Integrated Acceleration Method

*箱崎 健一[1]，谷内 廣明[2]，高橋 伸一[2]
[1]海技研，[2]トランスニュークリア

放射性輸送物に課せられる落下試験では、輸送物に作用する衝撃力を求めるために加速度が測定されている。加速度積分近似法は、測定された加速度データからノイズを除去し、加速度データを有効活用するための手法を提供するものである。パート１では、新たに提案した加速度積分近似法の原理について説明する。
キーワード：放射性輸送物，落下試験，加速度測定

1. 緒言

落下試験では輸送物に作用する衝撃力を求めるために加速度が測定されている。

ここに提案する加速度積分近似法（AIVA 法）は、フーリエ変換に基づかないノイズ除去方法であり、周期関数を積分した際にその振幅が周波数に反比例する性質に基づいているため、ノイズの特性を考慮して決定する必要のあるカットオフ値等の工学的判断を要する因子を必要としない手法である。

2. 加速度積分近似法の原理

本解析法では、加速度データは、周期関数の和として表されるノイズと、非周期関数（$f_\alpha(t)$）で表される輸送物への衝撃加速度により構成されると考え、加速度の測定データは（１式）で表されると仮定する。

$$\alpha(t) = f_\alpha(t) + \sum A_i \cdot \sin(2\pi \cdot f_i \cdot t + \varphi_i) \qquad （１式）$$

（１式）を積分し速度を求めると、（２式）のように周期関数で表される周期関数の振幅は$1/(2\pi \cdot f_i)$となり、高周波成分ほど振幅が小さくなる。

$$v(t) = \int f_\alpha(t)dt - \sum \frac{A_i}{2\pi \cdot f_i} \cdot \cos(2\pi \cdot f_i \cdot t + \varphi_i) \qquad （２式）$$

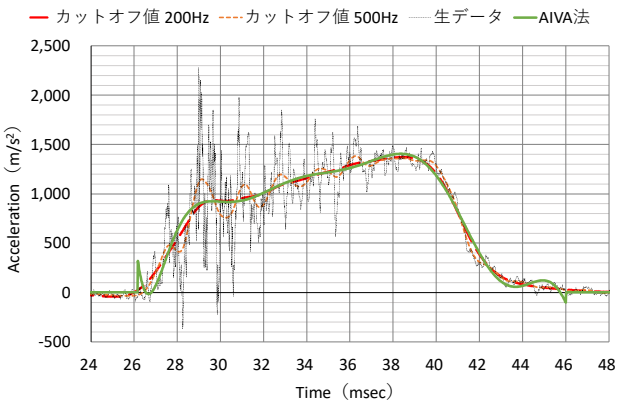
一方、非周期関数の積分は周波数成分に影響されないため、速度データは S/N 比の向上が期待される。

加速度積分近似法（AIVA 法）は、S/N 比の向上した速度データを用い、速度の時系列関数を最小二乗法により多項式近似し、求めた速度関数を微分して加速度の時間関数を求める方法である。

3. AIVA 法の適用事例

右図中の緑線は、輸送貯蔵兼用容器の水平落下試験で取得された加速度データを用い、AIVA 法で再現した加速度である。右図には、加速度の生データ及びローパスフィルター処理（カットオフ：200Hz 及び 500Hz）により求めた加速度を併せて示す。

AIVA 法で求めた加速度は、水平落下で推定される挙動を再現していると考えられ、また 200Hz のカットオフ値を用いてフィルタ処理した加速度とよく一致している（最適なカットオフ値の推定）。



*Kenichi Hakozaki[1], Hiroaki Taniuchi[2] and Shinichi Takahashi[2]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Transnuclear, Ltd.

加速度積分法による落下試験の解析
（2）パート２　落下試験データへの応用

Evaluation of the Drop Test for Transport Casks Based on the Integrated Acceleration Method
(2) Part 2: Application for the Acceleration Measured in the Practical Drop Test

*端山　琢巳[1]，谷内　廣明[1]，高橋　伸一[1]，箱崎　健一[2]
[1]トランスニュークリア，[2]海技研

新たに提案した加速度積分近似法を既存の落下試験で得られた加速度データに適用して、落下衝撃時の供試体の挙動を評価し、併せて加速度データの有効な活用方法の提言を行う。

キーワード：放射性輸送物，落下試験，加速度測定

1. 緒言

パート 1 で提案した加速度積分近似法（AIVA 法）により、落下試験時の加速度データからエンジニアリングジャッジに頼らずノイズを除去した加速度の時間関数が得られることを示した。本手法の応用として、落下時のキャスクのさまざまな挙動に対する評価について提言する。

2. AIVA 法の挙動評価への適用

AIVA 法をキャスクの 1/3 スケールモデルを用いた落下試験結果に適用し、加速度・速度および変位量の時間関数を求めた。モデル内の異なる測定位置におけるこれらのデータを比較することにより、下記のような落下挙動や FEM 解析に関する評価を試みた。

1) 垂直落下時の遅延落下発生の有無（図 1）
2) 水平落下時の水平姿勢からのずれ（図 2）
3) 試験条件に合わせた落下姿勢等の FEM 解析への適用、および FEM 解析結果との挙動の比較

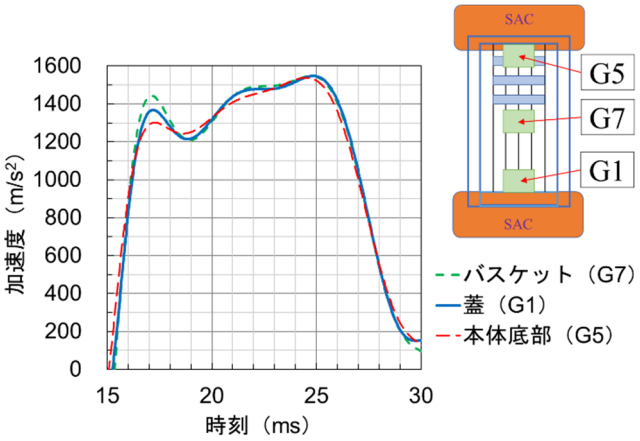


図1　垂直落下時の加速度の時間変化

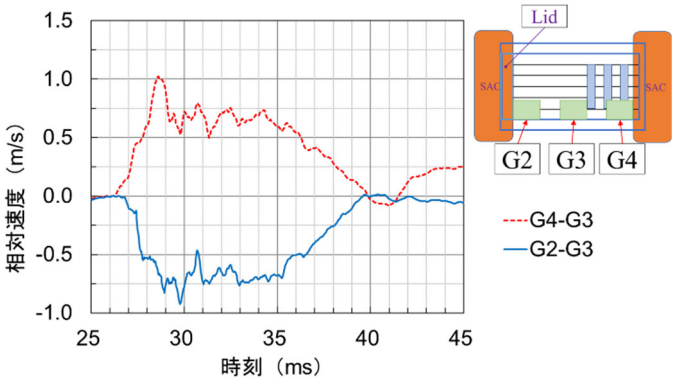


図2　水平落下時の相対速度の時間変化

3. 結論

AIVA 法を適用して得られる落下時の各データの時間的変化を評価することにより、落下試験におけるキャスクのさまざまな挙動の評価や FEM 解析における解析の妥当性、結果の信頼性の評価が可能であるといえる。

*Takumi Hanayama[1], Hiroaki Taniuchi[1], Shinichi Takahashi[1] and Kenichi Hakozaki[2]
[1]Transnuclear, Ltd., [2]National Maritime Research Institute

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

[2K10-12] Advanced Technologies for Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor 1

Chair:MOTOYASU KINOSHITA KINOSHITA(MOSTECH)

Thu. Sep 8, 2022 3:50 PM - 4:40 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K10] Development of rad-hard SiC amplifier for signal transmission over 10 MHz

*Shinji Nomoto[1], Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Katsuhiko Hirano[2], Katsunori Ueno[1], Takahiro Nagai[2], Ippei Ishizuka[2], Kazuya Shimizu[2] （1. Hitachi, 2. HGNE）

3:50 PM - 4:05 PM

[2K11] Development of Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System (HAPPS)

*Yuki Hidaka[1], Akinori Tamura[2] （1. HGNE, 2. Hitachi）

4:05 PM - 4:20 PM

[2K12] Development of Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System (HAPPS)

*Akinori Tamura[1], Yuki Hidaka[2], Haruhiko Ikeda[2], Norikazu Hamaura[2] （1. Hitachi Ltd., 2. Hitachi-GE Ltd.）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

10 MHz 以上の信号を伝送できる耐放射線 SiC アンプの開発

Development of rad-hard SiC amplifier for signal transmission over 10 MHz

*野本 真司[1]，増永 昌弘[1]，桑名 諒[1]，平野 克彦[2]，上野 克宜[1]，
長井 隆浩[2]，石塚 一平[2]，清水 和也[2]，
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

原子力発電所の計測器に向け，10 MHz 以上の信号を伝送できる耐放射線性 SiC アンプを開発した。本稿では試作した SiC アンプの特徴と、これの耐放射線評価結果について述べる。

キーワード： 信号伝送、アンプ、耐放射線、γ線、SiC

1. 緒言

原子力発電所において，高放射線にさらされる過酷環境のリアルタイム計測が望まれている。リアルタイム計測はセンサの種類により数 MHz 以上の信号伝送を伴うため，これに適用できる耐放射線アンプの開発が求められる。そこで報告者らはこれまでに培った SiC デバイス技術[1,2]を用いて，10 MHz 以上の信号を伝送できる耐放射線 SiC アンプを開発したので報告する。

2. SiC アンプの特徴および耐放射線評価

SiC アンプは 10 MHz 以上の帯域を確保するため，移動度の高い n 形 MOS のみで構成した。また，伝送ケーブルの特性インピーダンス(50 Ω)を考慮し，アンプの出力インピーダンスを調整した。試作した SiC アンプに対し，^{60}Co 線源によるγ線照射試験を実施した。線量率は 2 kGy/h，積算線量は過酷環境を想定した 1 MGy とし，照射前後の入出力波形を 50 Ω 終端の測定系にて評価した。

3. 結果

図 1 はγ線照射前後における，20 MHz，1.8 Vpp の矩形波入力に対する出力波形である。照射前の出力波形は設計通りの利得(−20 dB)で入力波を追従した。1 MGy 照射後の出力波形は出力電圧が微増したものの，照射前のそれと比較して誤差 5%以内で重なった。出力波形の再現性を確認するため，1 MGy 照射後の入出力波形に対して FFT 解析を実施した。図 2 は周波数に対する入出力波のスペクトル強度である。スペクトル強度が立ち上がる周波数は入出力波で一致した。また，出力波のスペクトル強度は入力波のそれと比較して 2 次高調波まで−20 dB であり，出力波形は入力波形を再現していることを確認した。これらの結果より，SiC アンプは 1 MGy の耐放射線性を備えつつ，20 MHz までの信号を伝送できる見込みである。

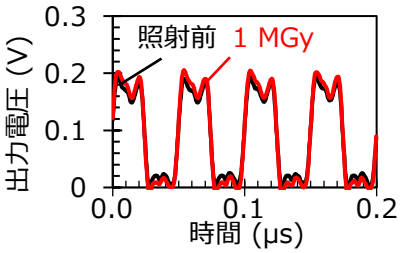


図 1 照射前後の出力波形

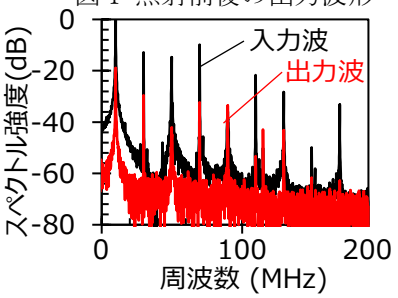


図 2 1 MGy 照射後における入出力波のスペクトル強度

今後，実際のケーブルを用いた伝送試験により，ノイズや遅延の影響を確認する予定である。

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, N. Sugii, and A. Shima, ”4H-SiC CMOS Transimpedance Amplifier of Gamma-Irradiation Resistance Over 1 MGy,” *IEEE Trans. Electron Devices*, vol. 67, no. 1, pp. 224-229, 2020.

[2] 野本 真司，増永 昌弘，桑名 諒，上野 克宜，平野 克彦；耐放射線性 3 MGy を備えたボルテージレギュレータの開発；日本原子力学会 2022 年春の大会(2022/3)

---

*S. Nomoto[1], M. Masunaga[1], R. Kuwana[1], K. Hirano[2], K. Ueno[1], T. Nagai[2], I. Ishizuka[2], K. Shimizu[2]

[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

日立先進プラント性能監視診断システム（HAPPS）の開発
（1）HAPPS の概要および適用効果

Development of Hitachi Advanced Plant Performance Diagnosis System
(1) Outline of HAPPS and Effect of Application

*日高　悠貴[1]，田村　明紀[2]，池田　晴彦[1]，浜浦　紀一[1]
[1]日立 GE，[2]日立

日立先進プラント性能監視診断システム(HAPPS)の概要と、プラント適用により期待される効果、及びモデルケースによる評価機能の検証結果を示す。

キーワード：軽水炉，プラント性能，ヒートバランス，データバリデーションリコンシリエーション

1. 緒言

国内原子力プラントの再稼働および再稼働後の高効率運転を支援するため、プラント運転中に計器/設備劣化量を定量監視できる日立先進プラント性能監視診断システム（HAPPS：Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System）の開発に取り組んでいる。HAPPS は、プラントメーカー知見に基づくヒートバランス解析、欧州原子力分野で実績のあるデータ統計分析法（DVR：Data Validation and Reconciliation）、更にプラント劣化状態を模擬した想定劣化変数[1]により構成される。HAPPS を活用して計器、設備の劣化量を定量監視することで、様々な効果が期待される。

2. HAPPS の概要、プラント適用効果、及びモデルケースによる検証

HAPPS は、制約条件の下で測定値と計器の不確かさからプラント状態値の確からしい値を求める DVR において、制約条件にヒートバランスの熱・流量バランス式を適用したものである。更に HAPPS では、弁座シート部からの蒸気リークや熱交換器の伝熱性能低下等の、直接測定出来ない設備性能の劣化を定量的に評価するために、想定劣化変数という概念を導入している。これにより、プラント運転中の異常原因が計器ドリフトによるものなのか、設備劣化によるものなのかを包括的に判断可能としている。HAPPS を実プラントに適用し、機器性能低下、蒸気漏洩、計器ドリフト等を定量的に監視することで、Fig.1 に示す様に設備利用率の増加や定検作業の減少、再稼働時の健全性確認への寄与が見込める。尚、HAPPS で新たに導入した想定劣化変数等の評価機能に対し、Fig.2 に示す様な弁リーク等を模擬したモデルケースにて検証を行い、評価可能なことを確認している。

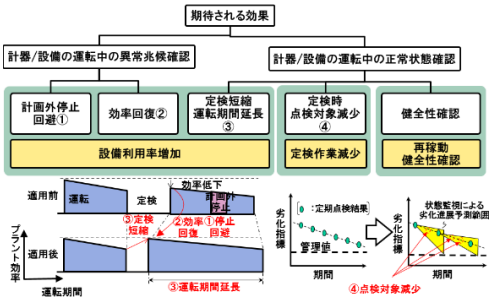


Fig.1　HAPPS 適用により期待される効果

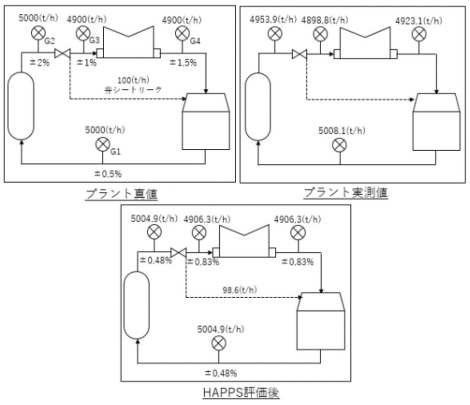


Fig.2　モデルケースによるリーク検知

3. 結論

HAPPS の原子力プラント適用に向け、システムの構成、適用効果、モデルケースの計算結果を示した。HAPPS により再稼働および再稼働後の高効率運転を支援できるよう開発を進める。

参考文献

[1] 特願 2022-07714, プラント計装装置およびそれを備えた設備劣化監視システムとプラント保全最適化システム, 2022/01.

* Yuki Hidaka[1], Akinori Tamura[2], Haruhiko Ikeda[1] and Norikazu Hamaura[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [1]Hitachi Ltd.

日立先進プラント性能監視診断システム（HAPPS）の開発
（2）DVR 技術の国内導入に向けた課題と対策

Development of Hitachi Advanced Plant Performance Diagnosis System
(2) Issue and countermeasure of DVR technology for introduction into domestic nuclear field

*田村　明紀[1]，日高　悠貴[2]，池田　晴彦[2]，浜浦　紀一[2]
[1]日立，[2]日立 GE

日立先進プラント性能監視診断システムのコアとなる Data Validation & Reconciliation（DVR）技術の国内適用における課題および DVR 評価精度向上に必要な運転データに基づく計器誤差の定量化方法を示す。

キーワード：軽水炉，プラント性能，ヒートバランス，データバリデーションリコンシリエーション

1. 緒言

国内原子力プラントの再稼働および再稼働後の高効率運転を支援するため、プラント運転中に計器/設備劣化・設備効率を監視できる日立先進プラント性能監視システム（HAPPS：Hitachi Advanced Plant Performance diagnosis System）の開発に取り組んでいる。HAPPS のコアとなるのはプラントメーカー知見に基づくヒートバランス解析と、欧州原子力分野で実績のあるデータ統計分析法（DVR）[1]である。DVR により測定誤差を低減することが可能であるが、入力となる計器誤差に対する感度が高く、その定義方法が重要である。

2. 国内原子力適用における課題・対策

原子力プラントの計器誤差は計器仕様表で管理されるが、プラント性能評価に用いられる基準計器（例えば復水流量計）は実流校正により実力値で評価されている一方、その他計器は JIS ベースの保守値を用いる等、定義方法にばらつきがある。そこで本開発では、基準計器の計器誤差実力値が定量化されていることに着目し、そこからの偏差で関連する計器誤差を定量化する方法を構築した[2]。計測値に時間平均および統計処理を適用することで、給水ゆらぎ、ランダム誤差、バイアス誤差を定量化することが出来る。Fig.1 に示す給水系統の模擬体系で、本手法を用いた DVR の評価精度向上効果を確認した。Fig.2 に示す通り、本手法により、計器仕様表ベースの DVR から、更に約 20%の測定誤差低減効果が得られた。

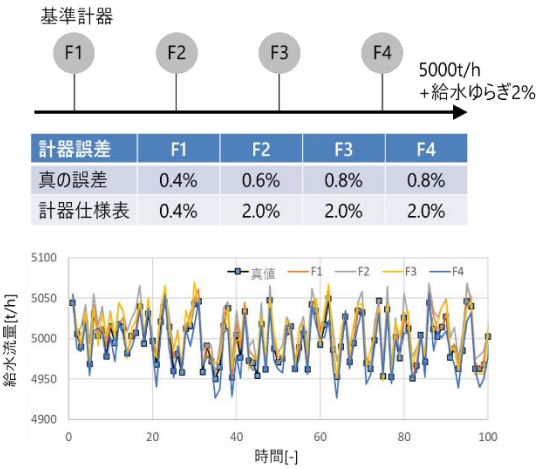


Fig.1　給水模擬体系および入力データ

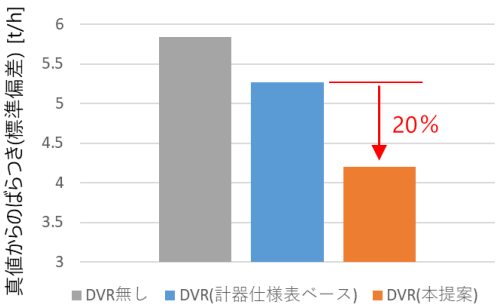


Fig.2　測定誤差低減効果の比較

3. 結論

HAPPS の国内原子力プラント適用に向け、運転データから計器不確かさを定量評価する方法を示した。今後、本手法をプラント計器全体へ適用し、HAPPS により再稼働および再稼働後の高効率運転を支援できるよう開発を進める。

参考文献

[1] M. Langenstein, et. al., ICONE12-49152, Virginia USA, 2004 Apr.
[2] 特願 2022-005308，計器不確かさ評価システム、および計器不確かさ評価方法, 2022/01.

*Akinori Tamura[1], Yuki Hidaka[2], Haruhiko Ikeda[2] and Norikazu Hamaura[2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[2K13-17] Advanced Technologies for Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor 2

Chair:Akinori Tamura(Hitachi)

Thu. Sep 8, 2022 4:40 PM - 6:00 PM Room K (E1 Bildg.4F No.43)

[2K13] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

*Masaki Kawai[1], Hiroki Sugino[1], Junji Etoh[1], Tomomichi Uegata[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Takayuki Yamamoto[4], Hiroaki Karube[4], Masaki Nakano[4], Kazuyuki DEMACHI[3] (1. MRI, 2. NEL, 3. UTokyo, 4. NEC)

4:40 PM - 4:55 PM

[2K14] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

Kazuyuki Demachi[1], Masaki Kawai[2], Hiroki Sugino[2], Junji Etoh[2], Tomomichi Uegata[2], *Shigeo Kodama[3], Masaaki Mori[3], Noriyuki Yamamoto[4], Hiroaki Karube[4], Masaki Nakano[4] (1. UTokyo, 2. MRI, 3. NEL, 4. NEC)

4:55 PM - 5:10 PM

[2K15] Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

*Hiroki Sugino[1], Masaki Kawai[1], Tomomichi Uegata[1], Junji Etoh[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Noriyuki Yamamoto[3], Hiroaki Karibe[3], Masaki Nakano[3], Kazuyuki Demachi[4] (1. MRI, 2. NEL, 3. NEC, 4. UTokyo)

5:10 PM - 5:25 PM

[2K16] The effect of accumulation burnable poison during long-term shut down in the JRR-3

*Kazumasa Kiba[1], Toshiaki Hosoya[1], Hironori Horiguchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:25 PM - 5:40 PM

[2K17] On a future vision on the maintenance activity at NSRR to meet the new inspection program

*Yuiko Motome[1], Masaki Amaya[1], Yonomoto Taisuke[1] (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想
（１）「Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想」の概要

Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

(1) Overview of “Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0”

*河合 理成[1]，杉野 弘樹[1]，上形 知道[1]，江藤 淳二[1]，児玉 茂雄[2]，森 正明[2]，山本 敬之[3]，
刈部 浩明[3]，中野 正規[3]，出町 和之[4]
[1]三菱総合研究所，[2]原子力エンジニアリング，[3]NEC，[4]東京大学

国内の原子力産業において、有効なデジタル技術の導入を進めていくために、「Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想」事業において、デジタル技術導入の便益や課題の検討等を実施した。
キーワード：デジタル技術、原子力産業

1. 緒言

国内の原子力産業において、顕在化しつつある産業全体の課題への対処手段として、あるいは既存原子力施設を持続的に活用していくための手段として、デジタル技術の導入は有効なひとつのオプションである。現状、国内一般産業や海外原子力産業と比較すると、国内原子力発電所に積極的にデジタル技術が導入されているとはいえない。持続可能な原子力産業基盤の実現に向けて、「Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想」事業において、原子力産業におけるデジタル技術導入の便益や課題の検討等を実施した。この事業の概要として、実施内容・検討方法等を報告する。

2. Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想について

「Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想」事業において、国内外の調査や「原子力デジタル産業基盤構想に係る検討会合」の議論を通じて、フィジカル空間とサイバー空間の高度に融合した社会における、原子力発電所のデジタル技術利活用に係る未来像（案）、技術的な課題や非技術的な課題の整理、原子力産業全体の協調領域として特に対処すべき課題の特定、対処方針（案）について取りまとめた。

原子力発電所のデジタル技術利活用に係る未来像（案）に関しては、国内他産業において進められているデジタル技術導入のアクションプラン、デジタルトランスフォーメーションに係るガイドラインや、国外の原子力産業において取りまとめられている、原子力発電所におけるデジタル技術導入のインパクト整理等の情報を踏まえて論点を整理するとともに、検討会合における有識者との意見交換も通じて、原子力発電所におけるフィジカル空間とサイバー空間の高度融合のイメージ（Concept）を取りまとめた。さらに、原子力発電所のデジタル技術利活用による便益として、経済性の向上、安全性の向上、パブリックアクセプタンスや持続的人材確保等の事業基盤の維持強化が整理された。

謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 3 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。また、本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

---

*Masaki Kawai[1], Hiroki Sugino[1], Tomomichi Uegata[1], Junji Eto[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Noriyuki Yamamoto[3], Hiroaki Karube[3], Masaki Nakano[3] and Kazuyuki Demachi[4]

[1]MRI, [2]NEL, [3]NEC, [4]UTokyo

Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想
（2）原子力発電所へのデジタル技術導入に係る現場視点からの期待

Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0

(2) Expectations from a field perspective regarding the introduction of digital technology into nuclear power plants

出町 和之[1]，河合 理城[2]，杉野 弘樹[2]，江藤 淳二[2]，上形 知道[2]，
*児玉 茂雄[3]，森 正明[3]，山本 敬之[4]，刈部 浩明[4]，中野 正規[4]
[1]東大，[2]三菱総研，[3]原子力エンジ，[4]NEC

原子力への DX の導入にあたり、原子力発電所にどのようなデータが存在し、それらのデータがどのように扱われるか調査し、現場ニーズとの関連性およびデジタル技術の適用性について整理した。

キーワード：デジタルトランスフォーメンション，原子力発電所，現場データ，現場ニーズ

1. 緒言

原子力発電所のデジタル技術利活用に係る概念設計に向けた基本情報として原子力発電所に存在するデータの収集・整理をするとともに、整理した基本情報等をもとに、現場の抱えるニーズと課題を整理した。

2. 原子力発電所の有するデータの整理

原子力発電所における主たる業務は、基本的には法令要求に基づいていることから、法令において　要求されている事項は何らかの形のデータとして原子力発電所に存在するという仮定のもと、法令調査を起点として原子力発電所で利用可能なデータを抽出した。これらのデータ項目を①設計データ、②現場構成データ、③物理構成データ、④その他施設運営に係るデータ、という４つの区分に分類し、それぞれのデータ項目に対して、データ概要、データ例および規制強弱について記載しデータカタログとしてまとめた。

3. 現場の抱えるニーズの整理

原子力発電所を有する電気事業者においては 2.に示した法令要求を具体的なルールとして落とし込んだ文書として保安規定を定めている。ここでは保安規定の内容を参考に、業務分類の整理、業務プロセスの調査を行い、次に各業務プロセスに関連するデータの取り扱いに基づき現場ニーズを整理した。ここで、課題とニーズについては「業務効率化」、「データの形態・流れ」、「技術・サプライヤー確保」および「技能・人材確保」という４つの視点から抽出した。さらに、これらの課題とニーズに対してどのようなデジタル技術が適用可能かを照合するために、これらがデータを処理する上での「取得」、「転送」、「蓄積・分析」および「活用」のどの段階のニーズであるのかという軸で分類した。

謝辞　本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 3 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。また、本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

Kazuyuki Demachi[1], Masaki Kawai[2], Hiroki Sugino[2], Junji Etoh[2], Tomomichi Uegata[2], *Shigeo Kodama[3], Masaaki Mori[3], Noriyuki Yamamoto[4], Hiroaki Karube[4] and Masaki Nakano[4]

[1]UTokyo, [2]MRI, [3]NEL, [4]NEC

Society5.0 の実現に向けた原子力デジタル産業基盤の構想 （3）原子力発電所へのデジタル技術導入に係る課題

Concept of the Nuclear Digital Industry for the Society 5.0
(3) Challenges Related to the Introduction of Smart Technology into Nuclear Power Plants

*杉野 弘樹[1]，河合 理成[1]，上形 知道[1]，江藤 淳二[1]，児玉 茂雄[2]，森 正明[2]，山本 敬之[3]，刈部 浩明[3]，中野 正規[3]，出町 和之[4]
[1]三菱総合研究所，[2]原子力エンジニアリング，[3]NEC，[4]東京大学

今後、国内の原子力発電所にデジタル技術を積極的に導入していくために、国内外の文献調査、発電所ニーズ調査（公開情報に基づく）、研究会における議論等を通して、原子力発電所へのデジタル技術導入に向けた主要な課題を特定した。

キーワード：デジタルトランスフォーメーション、人工知能、機械学習、原子力発電所

1. 緒言

国内一般産業や海外原子力産業等と同様に、デジタル技術は限りある国内リソースをより一層適切にマネジメントするため有効なひとつのオプションであると考えられるが、現状、国内原子力発電所に積極的にデジタル技術が導入されているとはいえない。これを踏まえ、国内原子力産業及びデジタル産業が、今後積極的に、国内原子力発電所へのデジタル技術を導入するための「共通認識（目指すべき方向、取り組むべき課題など）」を構築することを目的に、今後原子力発電所へのデジタル技術導促進に向けた課題を整理した。

2. 国内原子力発電所へのデジタル技術導入に係る課題と必要な取組み

デジタル技術導入に係る国内外動向調査や研究会における議論を通して、原子力発電所のデジタル技術導入に係る課題を取りまとめた。

抽出された課題は、すべて一度に対処することが理想ではあるが、現実的にリソースの制約から優先順位の設定が必要である。このため、「デジタル技術導入に係る課題か否か」、「協調領域であるか」、「産業の維持強化に資するものか」という視点から、ビッグデータの構築、サイバーセキュリティの高度化、AI（人工知能）/ML（機械学習）信頼性評価手法の確立、人材確保、利用者のモチベーション向上といった原子力産業全体で特に注力して対処すべき事項（協調領域の課題）を特定した。

原子力発電所にはデジタル化されていないものも含め歴史的に膨大なデータが存在すること改善の目的、対象業務、データ、そしてそれらを統合するエンジニアリングには、非常に多くの組み合わせ等が存在することから、闇雲にデジタル技術導入を始めることは得策ではないことは明白である。このため、上述の強調領域の課題については、「狙いを定め」、「スモールスタート」で、「コストシェア」しながら進めるための社会的な機能（議論・検討の場、実施体制）の構築が重要であると考える。

謝辞

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和 3 年度原子力産業基盤強化事業」として行われたものである。また、本稿は著者らの意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映するものではない。

---

*Hiroki Sugino[1], Masaki Kawai[1], Tomomichi Uegata[1], Junji Eto[1], Shigeo Kodama[2], Masaaki Mori[2], Noriyuki Yamamoto[3], Hiroaki Karube[3] , Masaki Nakano[3] and Kazuyuki Demachi[4]
[1]MRI, [2]NEL, [3]NEC, [4]UTokyo

研究用原子炉 JRR-3 における
長期停止中に蓄積する可燃性毒物の影響について

The effect of accumulation burnable poison during long-term shut down in the JRR-3

*木場 知将[1]， 細谷 俊明[1]， 堀口 洋徳[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本発表では、JRR-3 における長期停止中に蓄積した可燃性毒物 He-3 の挙動及び運転への影響について報告するものである。

キーワード：JRR-3、ベリリウム反射体、可燃性毒物

1. 緒言

JRR-3 では反射体にベリリウムを採用している。同様にベリリウム反射体を採用している海外の大型研究炉において、高速中性子の照射影響により熱中性子断面積の大きい He-3 がベリリウム中に蓄積されることにより、長期停止した場合に過剰反応度が低下することが報告されている[1]。このことから JRR-3 では約 10 年ぶりの運転再開に際し、He-3 等の可燃性毒物の蓄積による反応度への影響評価を行った。さらに、長期停止後の初臨界においては臨界近接実験による臨界制御棒位置の確認、及び過剰反応度の測定を実施した。

2. JRR-3 における可燃性毒物 He-3 の評価について

2-1. 長期停止中のベリリウム反射体中における He-3 の蓄積について

平成 15 年から令和 3 年までの反射体中の Li-6、H-3、He-3 の蓄積量を Fig.1 に示す。従来の運転において反射体中で He-3 は生成(蓄積)・消滅を繰り返しており、また震災後の長期停止中において He-3 の蓄積量が増加していることを確認した。

2-2. He-3 の挙動及び運転への影響について

長期停止後の初臨界においては臨界近接実験による臨界制御棒位置及び炉心の過剰反応度の測定を実施した。臨界制御棒位置(538mm)は、前回までの運転及び燃料の燃焼度を基に予想した位置(370mm)より高い位置となり、過剰反応度(4.04%Δk/k)ついては、前回までの反応度(8.61%Δk/k)より低く、長期停止中の He-3 の蓄積による影響を確認した。初回の高出力運転時の出力上昇に際しては、He-3 の原子炉の運転制御への影響（制御棒の追従性）を確認するため、通常の出力上昇パターンより多くの中間出力において出力保持を行い、He-3 よる運転制御に影響を及ぼすものではないことを確認した。さらに令和 3 年度の施設供用運転においては、制御棒の挙動から長期停止中に蓄積した He-3 の消滅を観測した。

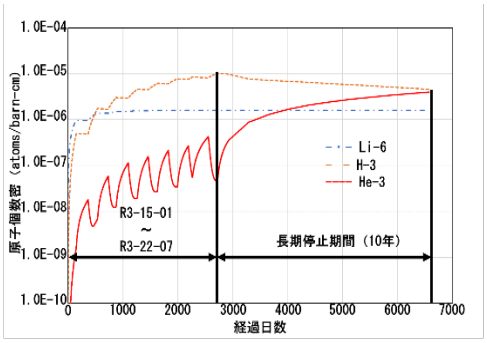


Fig.1 反射体中における
可燃性毒物の蓄積量

3. まとめ

運転再開当初は、長期停止中に蓄積した He-3 が反応度へ影響を及ぼしていたが、運転を繰り返すうちに He-3 が消滅し、停止前の反応度(線形出力)の同程度まで戻ってきたことが確認された。

参考文献

[1] K.Andrzejewski, T.Kulikoaska, M.Bretscher, J.Matos, *Beryllium poisoning in the MARIA reactor*(1999),p01.

---

*Kazumasa Kiba[1], Toshiaki Hosoya[1] and Hironori Horiguchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

NSRR 原子炉施設における新検査制度に対応した保全活動の将来像について

On a future vision on the maintenance activity at NSRR to meet the new inspection program

*求　惟子[1]，天谷　政樹[1]，与能本　泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子炉安全性研究炉 NSRR を対象に、新検査制度が参考にした NRC の原子炉監視プロセス(ROP)の特徴や施設の特徴を踏まえ、保全活動の高度化の方向性について検討した。

Keywords： NSRR, research reactor, graded approach, new inspection program

1. 緒言

新検査制度に係る規制要求への対応として、原子力機構では、本制度の円滑な導入のために従来の保全方法を活用した方法を整備するとともに、今後の高度化のための検討を開始している。本研究は、NSRR 原子炉施設を対象とし、より長期的にグレーデッドアプローチの視点から保全活動のあるべき姿の検討を行い、原子力機構全体の取組みに寄与することを狙いとする。

2. 保全活動の将来像に係る検討の進め方

ROP の特徴として、安全の目標と機器類の保全状態の関係を客観的に評価できるように、定量指標やリスク情報を活用したことが挙げられるが、安全の目的や目標水準を達成する上で、発電炉と NSRR では、保全活動の重要性や役割が大きく異なることに着目する必要がある。例えば、現行の安全機能の重要度分類は、必ずしも、保全活動の目標と整合していない可能性がある。そこで以下の検討を進めることにする。

1）保全活動の目的である、通常運転及び事故時の公衆の防護、放射線業務従事者の防護、核セキュリティへの対策、安定運転・財産保護等に関して、目的ごとに目指すべき目標水準等を検討し、NSRR の特徴を踏まえた上で、規制要求である施設管理方針、施設管理目標等に反映させる。

2）適切に評価されたリスク情報を活用し、保全活動の目的ごとに、機器類の故障による目標水準への影響等を評価し、保全重要度を設定する。リスク情報の活用に際しては、安全機能がすべて喪失した場合の影響評価、平常時の最大放射性物質放出量及び公衆影響評価、カプセルシール部等破損事故時における放射線業務従事者の被ばくリスク解析[1][2]等を参考にする。

3）得られた保全重要度に基づき機器類を分類し、NSRR の保全実績を踏まえた上で、点検方法、頻度等を定めた保全活動の計画、その計画を監視するために適した指標等を設定する。

3. 結果・考察

これまで実施した工学的判断に基づく簡易的な検討では、NSRR の特徴や運転方法を考慮するとリスクが極めて低いことから、保全上、重要な機器類は、施設全体の安全性が保たれていることを監視する機器類に限定される。一方、安全機能の重要度が高いとされてきた原子炉本体の機器類の保全は、主に、施設の安定運転や財産保護等のために必要であることが示されている。安定運転等のための機器類は、直接の規制対象ではなく、安全文化等を介した間接的な規制対象であり、これを明確にして保全活動の目標や保全の計画を定めることが合理的である。直接の規制対象かどうかの判断にあたっては、規制において、合理的に達成可能な最高水準の安全性をどこまで求めることが妥当かを明確にする必要があり、そのための考え方を提案すること等が今後の検討課題となる。

参考文献

[1] 求ら、2021 年秋の大会 1J03、[2] 求ら、2022 年春の大会 1D19

---

* Yuiko Motome[1] Masaki Amaya[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2L01-04] Severe Accident

Chair:Akihiro Uchibori(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:35 AM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L01] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

*Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[2], Hiroyuki Yoshida[1], Yutaka Abe[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tsukuba)

9:30 AM - 9:45 AM

[2L02] Multi-dimensional two-phase flow measurements in simulated particle debris

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Okawa Riichiro[1], Furuya Masahiro[1] (1. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM

[2L03] Experimental study with microjet to elucidate the fragmentation process of small-scale vapor explosion

*Kazui Shindo[1], Shunsuke Kanno[1], Kunihito Matsumura[1] (1. Ibaraki Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[2L04] Analysis of mass transfer effect on iodine release from aqueous phase under severe accident conditions

*Giedre Zablackaite[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Kentaro Kido[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（12） 微粒化物発生量の推定

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(12) Estimation of Fragmentation amount

*堀口 直樹[1]，金子 暁子[2]，吉田 啓之[1]，阿部 豊[2]

[1]JAEA，[2]筑波大

日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）において実施している浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動の評価手法開発の一環として、液膜構造の変化と微粒化物量の変化の関係を解明するため、3D-LIF 法を用いた液体ジェットの実験データに分散相追跡法を適用した結果から、微粒化物の発生量を求めた。

キーワード：浅水プール，液体ジェット，液膜構造，微粒化物，発生量

1. 緒言

軽水炉における炉心溶融事故時、溶融燃料は浅いプールに落下し、液膜状に拡がりながら微粒化する可能性がある。軽水炉の安全性評価に資するべく、JAEA では、数値シミュレーションによるプール中の液体ジェット侵入挙動の評価手法を開発[1]しており、妥当性確認のための実験[2]を併せて実施している。本研究ではこれまで、液膜構造の変化とこれに伴う微粒化物量の変化を観察した[2, 3]。数値シミュレーションによるこの観察結果の再現には、液膜挙動や微粒化の再現[1]だけでなく双方の関係を理解したアプローチが必要である。本報では、この関係を解明するために必要な粒化物の発生量を求めた結果を述べる。

2. 実験データおよび発生量推定手法

実験データは、3D-LIF 法を用いて取得した液体ジェットの 3 次元界面形状データであり、微粒化物が発生する流動条件であるプール水深 30 mm、ノズル入口流速 2.36 m/s のデータ[2]を用いた。これに対して分散相追跡法[4]を適用し、個々の微粒化物に対して追跡が開始または終了した時刻をそれぞれの微粒化物が発生または消失した時刻とみなした。なお、消失は、微粒化物が液膜に戻った場合と実験のデータ取得範囲外に出た場合を含む。時刻毎に発生または消失した微粒化物を数え、微粒化物の発生量と消失量を求めた。

3. 結果

時刻毎の微粒化物の発生量、消失量および発生量と消失量から求めた微粒化物数を**図**に示す。微粒化物は、液体ジェットの床への衝突開始からおよそ 40 ms 後に発生し始め、およそ 400 ms まで増加する傾向を確認した。この結果は、既報[4]の可視化結果に見られる微粒化物の増加傾向を再現した。これに対して発生量は、消失量を上回りながらおよそ 400 ms まで増加し、以降の発生量と消失量は、大きくばらつきながら同程度の値を維持することが分かった。今後、得られた発生量を用いて、液膜構造の変化と微粒化物数の変化の関係を検討する。

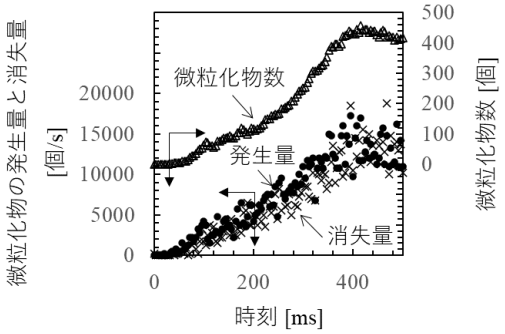


図　微粒化物の発生量、消失量と個数

参考文献

[1] Suzuki, et al., *Procs. of ICONE2020*, ICONE2020-16213 (2020).

[2] Yamamura et al., *Procs. of ICONE2020*, ICONE2020-16233 (2020).

[3] Kimura et al., *Nucl. Eng. Design*, 389, 111660 (2022). [4] Horiguchi, et al., *Procs. of NURETH-19*, 36142(2022).

*Naoki Horiguchi[1], Akiko Kaneko[2] , Hiroyuki Yoshida[1] and Yutaka Abe[2]

[1]JAEA, [2]Univ. of Tsukuba

多次元ボイド計測による粒子充填層における二相流動の把握

Multi-dimensional two-phase flow measurements in simulated particle debris

*植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]

[1]電中研

粒子充填層の内部と構造物壁近傍の二相流動を高速度カメラとワイヤメッシュセンサによって計測し、充填層内における空隙の空間的な繋がりが二相流動と流動様式に与える影響について検討した。

キーワード：粒子状デブリ，充填層，二相流，流動様式，ボイド率

1. 緒言　軽水炉の重大事故では、格納容器下部のプール水中に炉心溶融物が落下し冷却される効果が期待される。溶融物が圧力容器から落下し堆積した際の粒子状デブリ冷却特性については多くの研究があるが、粒子状デブリと構造物が共存する体系における冷却特性や粒子状デブリ内部の気液二相流に関する知見は不足している。本研究では、粒子充填層内部と構造物壁近傍の空気-水二相流動を高速度カメラとワイヤメッシュセンサ（WMS）によって計測し、粒子充填層における二相流動と流動様式について検討した。

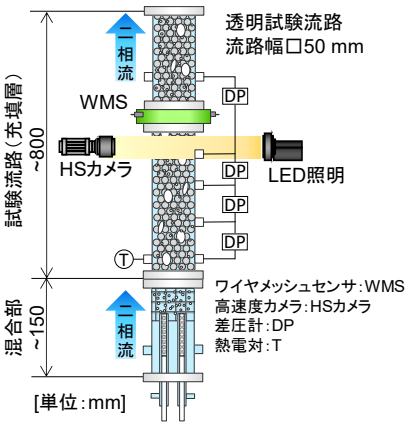


図 1　試験部概略図

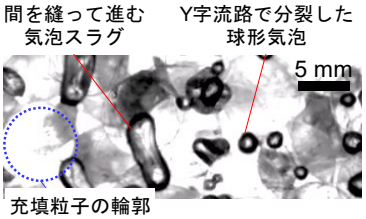


図 2　充填層内二相流可視化

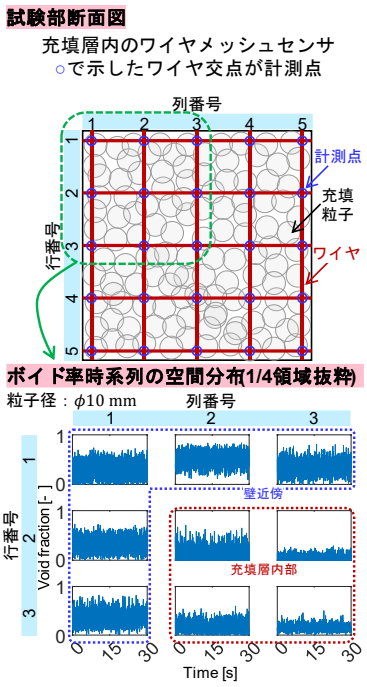


図 3　ボイド率時系列計測

2. 実験方法と結果　図 1 は試験部の概略図である。窒化ケイ素粒子を透明な矩形試験部（幅□50 mm）に充填し均一径充填層とし、見かけ気相速度$j_G = 0.03–2.00$[m/s]と見かけ液相速度$j_L = 0.5–75.3$ [mm/s]の範囲で空気-水二相流動試験を実施した。粒子径は$\phi 3, 5, 10$ mmの 3 パターンとした。粒子径$\phi 5$ mmについては、充填層の一部を純水と同程度の屈折率である高透明な CYTOP により製作し、純水と充填層の屈折率マッチングによって内部の二相流を可視化した。屈折率マッチングにより充填層表面と内部の気泡挙動が明瞭に観察され、Y 字の流路では気泡が分裂し、逆 Y 字の流路では合体する様子が見られた（図 2）。また、充填層内のボイド率時空間変動を WMS で計測し、粒子径が大きい場合には充填層内における空隙の空間的な繋がりによる充填層内部から構造物壁近傍への気泡移流によって構造物壁近傍でボイド率が高くなる傾向が見られた（図 3）。

3. 結論　粒子充填層の内部と構造物壁近傍の空気-水二相流動を高速度カメラとワイヤメッシュセンサによって計測し、充填層内における空隙の空間的な繋がりが二相流動と流動様式に与える影響について検討した。

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（粒子状デブリ冷却性実験）事業」の一部として実施したものである。本実験に際して、電力テクノシステムズ株式会社 上野真也氏、浜田洋治氏にご協力頂いた。ここに記して謝意を表します。

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1]

[1]CRIEPI

小規模水蒸気爆発の微粒化過程解明のためのマイクロジェットによる実験的研究

Experimental study with microjet to elucidate the fragmentation process of small-scale vapor explosion

*進藤 麗允[1]，菅野 俊輔[1]，松村 邦仁[1]

[1]茨城大学大学院理工学研究科

水蒸気爆発現象は，原子炉の事故進展評価の観点から重要な事象であり，過去に多くの研究が行われている．本研究では，高温液体微粒化に及ぼすマイクロジェットによる高温液体との相互作用に着目し，静止した高温流体にマイクロジェットを模擬した低温液体ジェットを衝突させる実験を実施した．

キーワード：水蒸気爆発，膜沸騰，マイクロジェット，トリガリング，フラグメンテーション

1. 緒言

水蒸気爆発における微粒化過程のメカニズム解明を目的とした研究については，多数のモデルが提案されている．本研究では，Corradini[1]らが提案した低温流体ジェットの貫入を実験的に検証することを目的とした．Fig.1 にジェットによって蒸気膜の崩壊に至る過程のモデルを示す．局所的な蒸気膜の崩壊と液々直接接触により発生した気泡が低温液サブクールの効果で凝縮・崩壊し，高温流体表面に向かうマイクロジェットを形成する．定温流体によるマイクロジェットが高温流体と接触することでフラグメンテーションに至る．実験は温度条件の異なる 2 つの体系で行った．

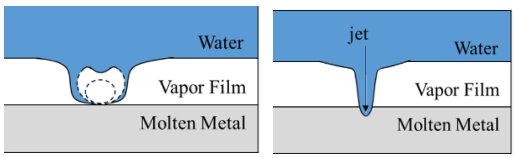
2. 実験器具及び実験方法

マイクロシリンジに蓄えた液体を圧縮空気を利用して噴射することによってマイクロジェットを模擬した．マイクロシリンジは液面に対して鉛直に固定し，液面との距離を変更可能な構造とした．等温系実験においては観察部にアクリル製水槽を使用し，高温系での実験においてはステンレス製の容器内部にて加熱した溶融スズに対してマイクロシリンジより低温流体である水を噴射し，溶融金属への冷却水ジェット貫入による液面の応答について高速度カメラにて記録した．

3. 結果及び考察

マイクロジェットの初期圧力 0.2[Mpa]，噴射時間 0.05[s]，液面との距離を 1[mm]，水槽内部及びジェットに水を使用した実験での結果を Fig.2 に示す．各画像間の撮影間隔は 2[ms]とする．

Fig.2 の画像よりジェットの衝突した位置を中心とした窪みが生じており，巻き込みにより発生した気泡がジェットに同伴され，液中へと侵入していることが確認できる．



(a) Generation of bubbles　(b) contact with liquid surface

Fig.1 mechanism of vapor film collapse by jet

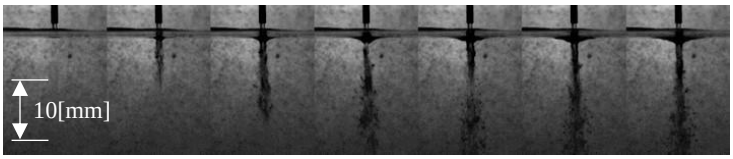


Fig.2 Jet penetration into water surface

参考文献

[1] HangJin Jo，Jun Wang，Michael Corradini，“Stratified steam explosion energetics”，Nuclear Engineering and Technology pp. 95-103.Vol. 51 (2019), pp. 111-116.

---

*Kazui Shindo[1], Shunsuke Kanno[1] and Kunihito Matsumura[1]

[1]Ibaraki Univ.

Analysis of mass transfer effect on chemically produced iodine release from aqueous phase

*Giedre Zablackaite[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Kentaro Kido[1] and Tomoyuki Sugiyama[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

To investigate the mass transfer effect on the overall iodine release to the environment, we propose a chemical-process-reduced mass transfer (CPR-MT) model for iodine that is based on two-film theory and includes an effective mass transfer coefficient ($\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$). By formally decomposing $\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$ into iodine chemistry and mass transfer contributions, we discuss their impact for a variety of severe accident conditions of nuclear power station.

Keywords: Iodine chemistry, KICHE, mass transfer coefficient, two-film theory

1. Introduction In the source term evaluation of iodine during a severe accident in nuclear power station, a combination model between iodine chemistry and mass transfer is usually employed to describe the transferring behavior from the aqueous phase to the gas phase as the re-volatilization. In general, it is difficult to separately evaluate the contributions from chemical and mass-transfer processes in the overall iodine release. Therefore, in this study, we attempt it by proposing a chemical-process-reduced mass transfer (CPR-MT) model for iodine. The model is based on the two-film theory and, instead of the conventional mass transfer coefficient (k_{mt}), it includes an effective mass transfer coefficient of iodine ($\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$) as a single and optimized parameter. Here, $\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$ involves the both contributions and is determined by fitting to the time-dependent concentrations of several iodine species. By regarding this coefficient as a function of pH and k_{mt}, we formally separate their contributions (F_{pH} and F_{mt}) from $\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$,

$$\tilde{k}_{\mathrm{mt}}(\mathrm{pH}, k_{\mathrm{mt}}) = F_{\mathrm{pH}} F_{\mathrm{mt}} \tilde{k}^{0}_{\mathrm{mt}}, \quad (1)$$

where $\tilde{k}^{0}_{\mathrm{mt}}$ is the value of $\tilde{k}_{\mathrm{mt}}$ under pH and k_{mt} set to 7 and 10^{-5} m/s, respectively.

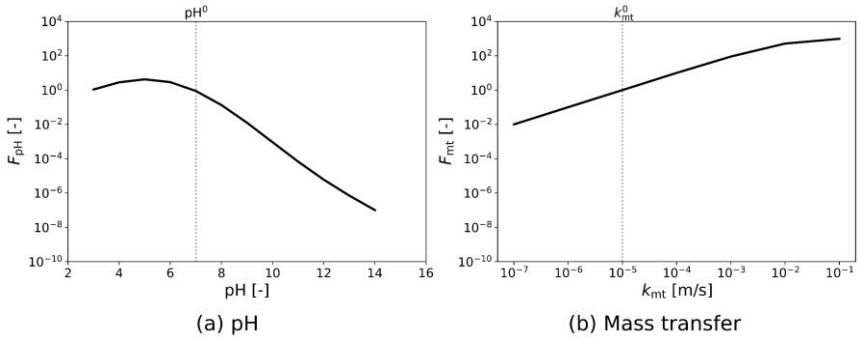


Figure 1 pH (a) and mass transfer (b) contributions defined in Eq.(1).

2. Computational details KICHE code [1] with LIRIC 3.2 [2] reaction database was utilized to evaluate the time-dependent concentrations of iodine species at room temperature. Analytical system was set to the real-size torus-shaped suppression chamber in Fukushima Daiichi Unit 3. The initial iodine anion concentration and γ-ray dose rate are 1.0E-5 mol/L and 3 kGy/h, respectively. The gas phase is swept by nitrogen gas with 300 m^3/s.

3. Results and discussion Figure 1 plots F_{pH} and F_{mt} as functions of pH and k_{mt}, respectively. In this case, $\tilde{k}^{0}_{\mathrm{mt}}$ is 2.26 m/s. Even though there is a very broad peak at pH = 5, the F_{pH} change is small in the acidic range (pH < 7). Hence, in this range, the contribution of mass transfer is significant. Not shown here, the curvature of F_{pH} is dominated by the amount of molecular iodine (I_2) in aqueous phase. Interestingly, in the logarithmic scale, F_{mt} is nearly linear except for a very high rate range. These results show that the uncertainty of k_{mt} (or its product with gas-liquid interfacial area) has a large impact on the source term evaluation for iodine, as well as iodine chemistry.

References [1] Moriyama, K., et al. JAEA-Data/Code 2021-034 (2011). [2] Wren, J.C., et al. Radiat. Phys. Chem., 60, 577-596 (2001).

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

[2L05-09] Numerical Analysis

Chair:Riichiro Okawa(CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2022 10:35 AM - 12:00 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L05] Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

*Koji Nishida[1], Naoki Sano[1], Takayoshi Kusunoki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

10:35 AM - 10:50 AM

[2L06] Phebus Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation methods

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Susumu Yamashita[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. IAE, 2. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[2L07] Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[2L08] Analysis of Reproducibility of a Condensation Test on a In-Pool Heat Exchanger of a Passive Safety System with RELAP5/MOD3

*Atsushi Ui[1], Fulvio Mascari[2] (1. CRIEPI, 2. ENEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[2L09] Numerical Analysis of Oxide Layers Growth and Dissolution Rates in Flowing Lead-Bismuth Eutectic

*Nao Watanabe[1], Kenji Nishihara[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（2）Phebus FPT0 試験の MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(2) MAAP5 Analysis for Phebus FPT0 Test

*西田 浩二，佐野 直樹，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

溶融プールが形成した Phebus FPT0 試験を MAAP5 で検討した。MAAP5 で試験体の被覆管温度、高さ方向の質量分布をほぼ模擬できることを確認した。Phebus FPT0 試験では気液対向流制限で流路が残った可能性があることがわかった。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 前報[1]ではシビアアクシデント初期の炉心を模擬した LOFT LP-FP-2 試験[2]を MAAP5 で検討した。本報では溶融プールが形成した Phebus FPT0 試験[3]を検討したので報告する。

2. 試験の概要 Phebus FPT0 試験体の水平断面を図 1 に示す。試験体は 1 本の制御棒と 20 本の燃料棒から構成され、周囲を断熱層で囲んで放熱を抑制している。燃料棒の発熱長は 1m である。この試験体を Phebus 炉の中央に配置し、核加熱で燃料体を損傷、リロケーションさせる。

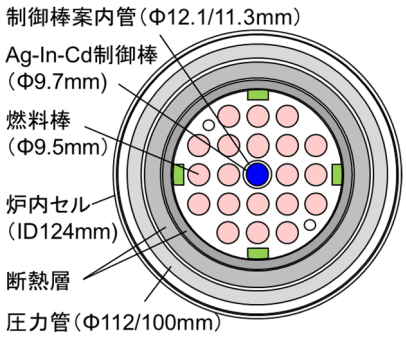


図 1　試験体の水平断面[3]

3. 解析結果及び考察 燃料体の燃料損傷、リロケーションの検討には MAAP5 を用いた。MAAP5 で試験体の被覆管温度をほぼ模擬できることを確認した後、リロケーションについて検討した。高さ方向の質量分布の測定値と MAAP5 の計算値を図 2 に示す。試験では、高さ 0.9m を除くと、高さ 0.28m より上方で初期の質量より小さく、試験体構成材料が下方にリロケーションしている。MAAP5 は高さ方向の質量分布をほぼ模擬している。

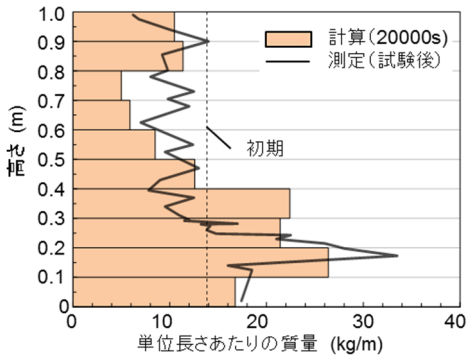


図 2　高さ方向の質量分布

MAAP5 を用いて計算した、リロケーションによる流路面積とガス流速の時間変化を図 3 に示す。リロケーションにより流路面積は段階的に小さくなる。ガス流速は流路面積とガス密度（温度に依存）の変化により図中に示すような変化となる。この時の最大ガス流速を大気圧中の円管内の流下水液膜の試験[4]と比較すると、流路の複雑さ、溶融物-ガスと水-空気との物性差はあるが、気液対向流制限で流路が残った可能性があることがわかった。

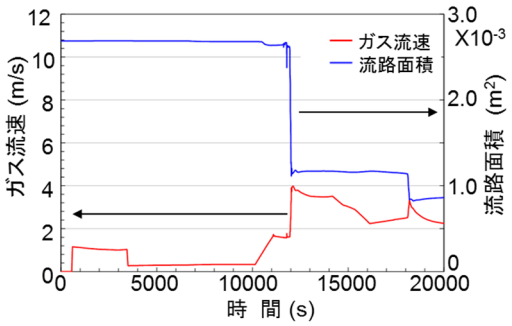


図 3　流路面積とガス流速の変化

参考文献 [1] 西田，他，原子力学会 2021 年秋の大会 2J09. [2] J. J. Pena, et al., NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992). [3] S. -O. Smit, et al., FZKA 6083 (1998). [4] 鈴木，植田，機論 44-377 (1978).

* Koji Nishida, Naoki Sano, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

SAMPSON/JUPITER 連成シミュレーション手法による Phebus 解析

Phebus Analysis using SAMPSON/JUPITER coupling simulation methods

*木野 千晶[1]，手塚 健一[1]，山下 晋[2]，吉田 啓之[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

原子炉過酷事故（SA）解析コードでは、事故時にみられる多様な現象を、空間平均化された領域においてマクロな実験相関式を用いて包括的に捉えることが一般的である。本研究では、事故進展時における局所空間の微細な物理現象の把握を目指し、SAMPSON/JUPITER 連成シミュレーション手法を開発する。

キーワード： SAMPSON, JUPITER, シビアアクシデント、数値シミュレーション、連成解析、Phebus

1. 緒言

著者らは包括的に事故進展を解析する事故進展解析コード SAMPSON[1]と精緻な物理現象を扱う詳細解析コード JUPITER[2]を連成させることで、より高度な SA 解析の実現を目指している。本研究では Phebus 解析への適用を通じて、本手法の妥当性を確認する。

2. 連成手法の概要

JUPITER は燃料棒のヒートアップ、水素発生、共晶反応、溶融などを有限体積法および Immersed Boundary 法を用いて精緻に解析する CFD コードである。本手法では SAMPSON における燃料棒ヒートアップ挙動解析モジュールである FRHA を JUPITER で代替する。SAMPSON の溶融炉心移行挙動解析モジュールである MCRA から JUPITER へは炉心入口・出口の圧力・温度・ボイド率・水素濃度・流体速度、燃料棒内の崩壊熱、燃料棒への輻射熱を送信する。JUPITER から SAMPSON へは燃料棒温度、水素発生量を送信する。

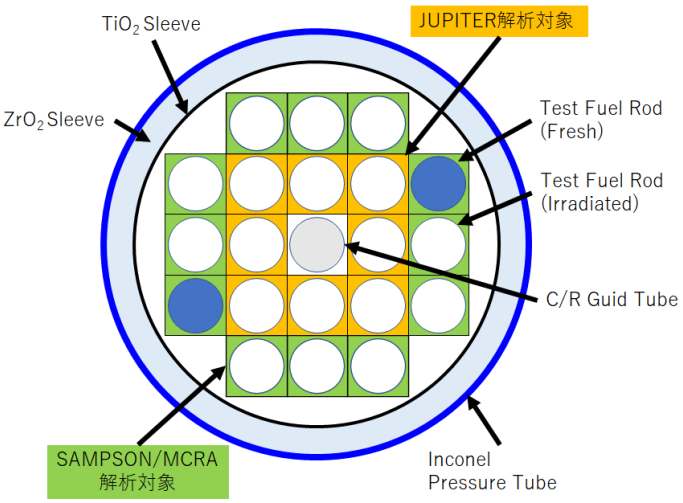


Fig.1 SAMPSON/JUPITER 連成手法における Phebus 解析体系

3. 解析体系および結果

図 1 に SAMPSON/JUPITER 連成解析において Phebus 試験を模擬した解析体系を示す。Phebus 試験は燃料棒 20 本および制御棒 1 本で構成されており、本連成解析では中心 8 本を JUPITER が解析する。解析結果を検証するため、SAMPSON のみ用いた単独解析も併せて実施した。水素発生直前となる試験開始後 8000 秒時点において、制御棒温度(高さ 600mm 地点)を比較し、測定値が 1153K に対し、SAMPSON 単独解析は 1179K、SAMPSON/JUPITER 連成解析は 1157K と概ね整合する結果が得られた。今後は、水素発生量の比較などを通じて本連成解析手法の妥当性を確認する。

参考文献

[1] H. Ujita, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 36(11), pp. 1076-1088 (1999).

[2] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

---

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Susumu Yamashita[2] and Hiroyuki Yoshida[2]

[1]IAE, [2]JAEA

空冷時における燃料デブリ熱挙動推定技術の開発
（3）強制対流におけるポーラスモデルの妥当性確認

Development of Numerical Simulation Method to Evaluate Heat Transfer of Fuel Debris in Air Cooling
(3) Validation of Porous Model in JUPITER for Forced Convection

*上澤 伸一郎[1]，山下 晋[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

燃料デブリ熱挙動推定技術に用いるポーラスモデルの妥当性確認のため、矩形配管内に多孔体（ポーラス体）を設置した体系における強制対流実験を行い、解析手法との比較を実施した。

キーワード：ポーラスモデル，強制対流，空冷，燃料デブリ，福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所格納容器内の燃料デブリ熱挙動を推定するため、空冷時の燃料デブリ熱挙動に対する解析手法の開発を進めている[1]。本報では、多孔体を含む条件での妥当性確認のため、矩形配管内に多孔体を設置して強制対流実験を行い、ポーラスモデルを導入した JUPITER の解析結果と比較した。

2. 実験と数値解析の概要

Fig. 1 は実験装置の模式図である。球径 10 mm の球体を面心立方格子（FCC、空隙率ε = 0.255）、体心立方格子（BCC、ε = 0.338）、ランダム配置（Random、ε = 0.473）に直方体形状で配置した多孔体を用い、実験ならびに解析を実施した。多孔体前の入口流速は PIV より取得した。本解析で用いる透過係数と Forchheimer 係数は、Fig. 2 に示す入口流速と差圧（多孔体の流路方向の長さと入口流速で除した差圧）の実験データを線形近似することにより求めた[2]。解析の解像度は 1 mm/cell とした。

3. 実験結果と数値解析結果の比較

Fig. 2 は、入口流速に対する多孔体前後の差圧の実験結果と解析結果である。空隙率が小さい多孔体ほど同じ流速でも差圧が大きいことがわかる。これは空隙率が小さいことにより流体が透過しにくいためである。

実験と数値解析の結果を比較すると、本解析がどの多孔体についても実験結果とよく一致していることがわかる。このことから、多孔体を含む流動に対して、本解析手法の妥当性を確認できた。

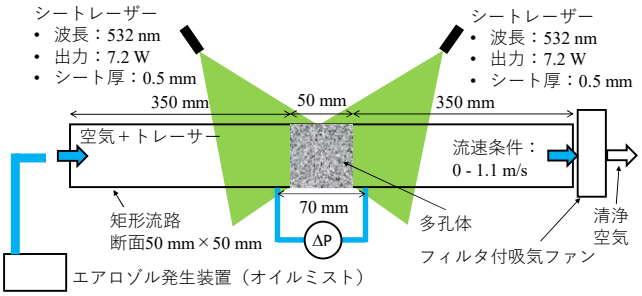


Fig. 1 Schematic of the experimental apparatus

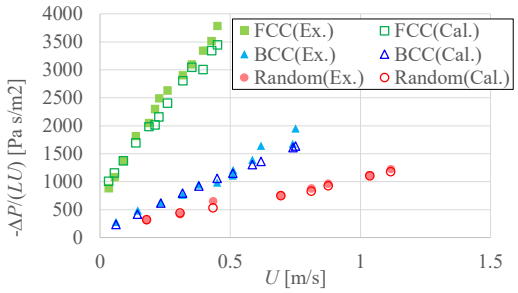


Fig. 2 Comparison between the experiment and JUPITER

参考文献 [1] 山下ら，日本原子力学会 2022 年春の年会, 1E06, 2022.
[2] Straatman, et al., J. Eng. Gas Turbines Power, 129(2), pp.326–330, 2007.

謝辞 本研究は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの分析精度の向上、熱挙動の推定及び簡易分析のための技術開発）」（R3 年度開始）の一部として実施したものです。本研究の実施に当たって協力を得た、東京電力 HD 岩田様、井上様に感謝いたします。本研究成果の一部は、JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

*Shinichiro Uesawa[1], Susumu Yamashita[1], Mitsuhiko Shibata[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

受動的安全系のプール内熱交換器における凝縮試験の RELAP5/MOD3 による再現解析

Analysis of Reproducibility of a Condensation Test on an In-Pool Heat Exchanger of a Passive Safety System with RELAP5/MOD3

*宇井　淳[1]，フルビオ　マスカリ[2]
[1]電中研，[2]イタリア新技術エネルギー環境局(ENEA)

原子炉圧力容器に接続するプール内熱交換器における自然循環凝縮伝熱の試験を対象に原子炉システムコードで解析を行い，熱交換器や蒸気放出による凝縮伝熱に対するコードの予測性を確認した。

キーワード：受動的安全系，非常用復水器，プール内熱交換器，最適評価コード，PERSEO Facility

1. 緒言　次世代原子炉や小型モジュール炉では，自然循環に基づく受動的な崩壊熱除去系（非常用復水器(IC)や受動的格納容器冷却系(PCC)等）が採用されている。IC 等の成立性の検討や安全解析においては，最適評価コードが，プール内熱交換器で起こる自然循環や凝縮現象を正確に再現できることが重要である。SIET 研究所の PERSEO (In-Pool Energy Removal System for Emergency Operation)フルスケール個別効果試験[1]を RELAP5/MOD3.3[2]を用いて再現解析を行い，凝縮モデル等の課題を抽出した。

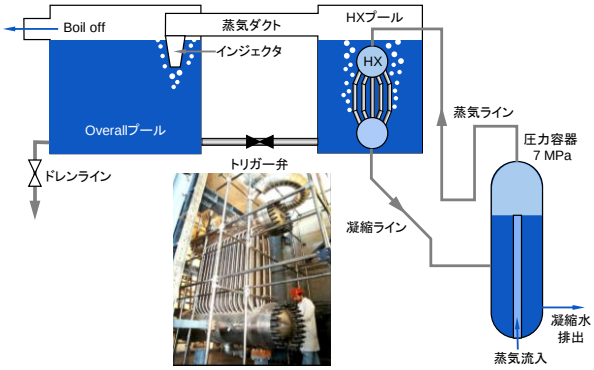


図 1　PERSEO 試験設備

2. 試験と解析方法　PERSEO 試験設備を**図 1** に示す。熱交換プール(HXP)には初期条件では水が無い状態とし，トリガー弁を開くことで Overall プールから水が流入することで試験開始となり，HXP の熱交換器で凝縮が生じるとともに圧力容器の自然循環が生じる。さらに，プール内での沸騰及び凝縮，プール間での自然循環も発生する。水位低下の加速試験の場合は Overall プールより排水する。同試験を RELAP5 を用いて解析し，1 次系の圧力や流量，HXP での熱交換量，プールの水位や温度，伝熱管出入口温度等の時間変化を実測値と比較した。

3. 結果　PERSEO Test 7 Part 1 の実測値と解析結果の比較を**図 2** に示す。1 次系流量，プール水位等の挙動は概ね再現できた。HXP での凝縮伝熱による熱交換量を過小評価する傾向があり，定量的な不一致が確認された。保守側の結果にはなるが，最適評価を目指す場合は凝縮に関するモデルパラメータの適正化や新たなモデル構築が必要である。また，蒸気ダクトのインジェクタにて差圧変動が生じやすく，この部位での凝縮の解析の安定性も改善の余地がある。

4. 結言　フルスケールの IC の実測データをもとに，プール内熱交換器やプールへの蒸気流入における凝縮現象に対する原子炉システムコードの予測性を確認した。本検討で得られた凝縮モデルの特性や，定量的な予測性を向上するためのノード分割の方法等は，今後，次世代炉の概念検討，浮体式原子炉の受動的安全系の構成や成立性の検討等に活用していく。

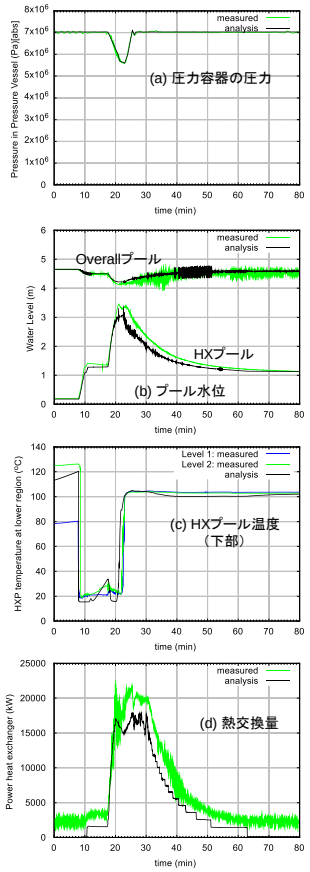


図 2　Test 7 Part 1 の実測値と解析の比較

参考文献　[1] C. Lombardo, et al., Report RdS/PAR2018/122 (2018), [2] U.S.NRC, NUREG/CR-5535 Rev.P5 (2016)

* Atsushi Ui [1], Fulvio Mascari [2]
[1] CRIEPI, [2] ENEA

流動鉛ビスマス中での酸化層成長および溶解速度の数値解析
（1）ANSYS Fluent コードへの酸化層成長および溶解モデルの実装

Numerical Analysis of Oxide Layers Growth and Dissolution Rates in Flowing Lead-Bismuth Eutectic

(1) Implementation of oxide layers growth and dissolution models in ANSYS Fluent code

*渡辺 奈央，西原 健司，吉田 啓之

日本原子力研究開発機構

既存の酸化層成長・溶解モデルを実装した ANSYS Fluent で解析を行った結果、酸化層厚さの変化と壁面酸素濃度の相関性を確認した。

キーワード: 鉛ビスマス共晶合金、T91、酸化層、拡散、CFD

1. 緒言

LBE を冷却材とする炉の安全性や寿命を検討する上で、酸化層の成長・溶解速度の推定は重要な課題である。これに対して既存研究においては、これらの推定に必要な LBE 中の酸素や鉄の濃度を、経験式に基づいて評価しており、燃料集合体などの複雑な流路形状における推定に課題がある。そこで本研究では、CFD を用いて酸素や鉄の濃度を拡散方程式を解くことで求め、任意の流路形状における酸化層の成長・溶解速度の推定手法を構築する。今回はその一環として、上記モデルの ANSYS Fluent コードへの実装を行った。

2. 酸化層成長・溶解モデルの実装

Feng[1]らが一次元流動計算コードに実装した酸化層成長モデル[2]及び酸化層溶解モデルを ANSYS Fluent コードへ図 1 のように実装した。本解析では流速および温度分布は初期条件から不変とし、酸素と鉄の移流拡散のみ計算している。

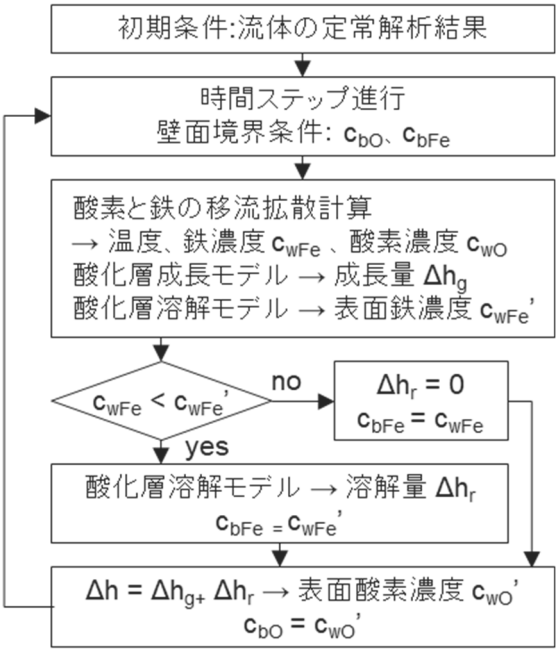


図 1 酸化層の成長・溶解の計算プロセス

3. 解析条件・結果

内径 8 mm、外径 25 mm、長さ 100 mm の二重円管の二次元体系に対して解析を実施した。入口境界条件は温度 450 ℃、平均流速 2 m/s、酸素濃度 10^{-9} wt.%、鉄濃度 2.3×10^{-6} wt.%として、流れが発達した状態の流速分布を与えた。非定常解析における時間ステップ幅は 1 ms とした。初期厚さ 2 μm に対する酸化層の成長量と壁面酸素濃度の時間推移を図 2 に示す。酸化層の成長に伴い酸素濃度が低下し、それによって酸化層の成長速度が緩やかになる挙動のほか、酸化層の溶解と同時に酸素濃度が上昇する挙動を確認した。

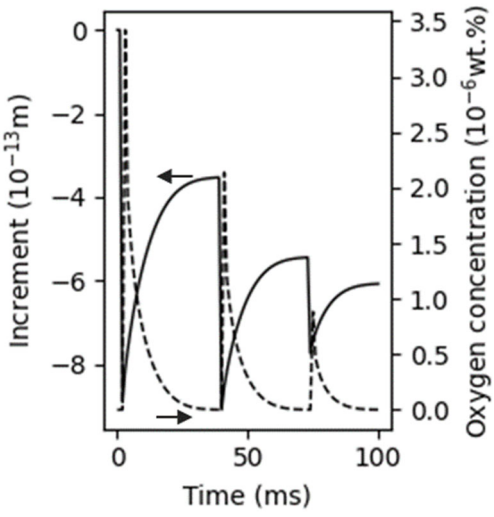


図 2 酸化層成長量（実線）と壁面酸素濃度（鎖線）の時間推移

参考文献

[1] Feng W, *et al. Corros Sci.* 190, 109708 (2008)

[2] Martinelli L, *et al.*, *Corros Sci.* 50, 2549-2559 (2008)

*Nao Watanabe, Kenji Nishihara and Hiroyuki Yoshida

Japan Atomic Energy Agency

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

[2L10-15] Gas-liquid Two Phase Flow 1

Chair:Hiroto Sakashita(Hokkaido Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 4:25 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L10] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet deposition

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1] (1. CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM

[2L11] Measurement of Bubbly Layer Void Fraction at the Point of Onset of Significant Void in Subcooled Flow Boiling

*Binh Thanh Nguyen[1], Tomio OKAWA[1], Ryoma TSUJIMURA[1] (1. UEC)

3:00 PM - 3:15 PM

[2L12] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

Kaoru Okamoto[1], *Yasushi Makino[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. NDC, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[2L13] Experimental study on the breakup of liquid jet discharged from oval nozzle

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2] (1. The University of Electro-Communications, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[2L14] Flow Characteristics in a Vertical Pipe with Sharp-Edged Top and Bottom Ends under Flooding Conditions

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM

[2L15] A Study on Measures to Prevent Flashing by Laser Cavitation

*Toshihisa Tsuchida[1], Akiko Kaneko[1], Tomoomi Segawa[2], Kouichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR スペーサの構造が液滴付着に及ぼす影響評価

Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet deposition

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，飯山 継正[1]

[1]電中研

BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路に様々な構造の模擬スペーサを実装し、試験流路下方から鉛直上向きに液滴流を供給して、模擬スペーサ通過後の模擬燃料棒表面への付着分布及び頻度を液膜センサにより計測し、スペーサの構造が液滴付着挙動に及ぼす影響を評価した。

キーワード：スペーサ、BWR 燃料集合体、液滴付着、沸騰遷移、液膜センサ

1. 緒言　BWR 燃料集合体内を流れる冷却材は、支持部材であるスペーサの影響を受け、燃料棒表面への液滴付着を促進する効果があると考えられている。本研究は、BWR 燃料集合体のサブチャンネル及びスペーサを模擬した試験流路を用い、多点電極基板で構成された液膜センサ[1]を応用してスペーサ下流域における液滴付着挙動の計測手法を開発し、複数の異なる幾何形状のスペーサ型を対象に計測試験を行った結果を報告する。

2. 実験　試験流路を図 1 に示す。BWR 燃料集合体の一部を切り取りセンターサブチャンネル・サイドサブチャンネルの双方を有する断面形状の鉛直上向き流路である。液滴流（水）を射出するノズルが流路底部（上流端）に設置されている。液滴流は同じく底部から供給される気相流（空気）に随伴して上昇し、流路中央部に設置された模擬スペーサを通過後、その幾何形状により気相流にもたらされる乱流効果によって下流域の模擬燃料棒表面への液滴付着が促進される。表面には微小円形の電極を高い集積度で配置したフレキシブル多点電極基板を貼付し、各電極位置で液滴付着時に発生する電位変化を検知して、その分布と頻度を計測する。模擬スペーサは図 2 に示すように、丸セル型・グリッド型・旋回羽型を対象とし、樹脂材料を用いて 3D プリンタにより造形する。試験環境は大気圧・常温で、ノズルから射出される液滴径は概ね 0.01～0.4mm であり、実機で想定される液滴流の径分布をカバーしていることが光学計測により確認されている。

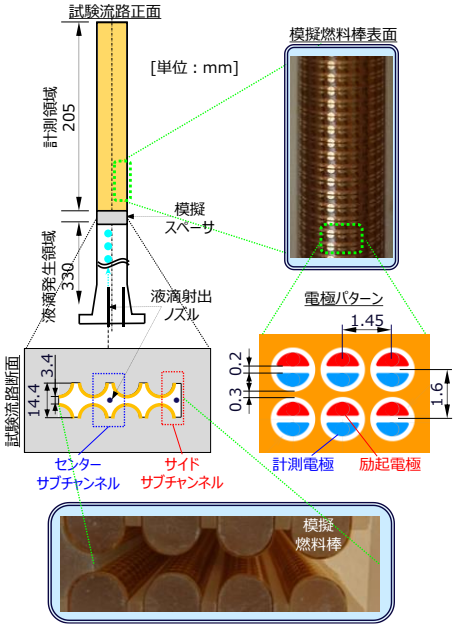


図 1 試験流路

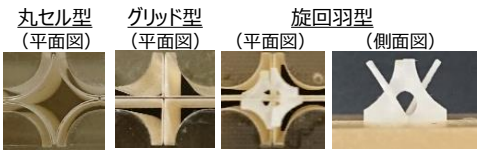


図 2 模擬スペーサ

3. 結果及び考察　図 3 に気相平均流速を 16m/s とした時の実験結果を示す。縦軸がスペーサ上端からの鉛直高さ方向における模擬燃料棒表面への液滴付着分布を表しており、横軸が各高さ位置における液滴付着頻度（同じ高さの電極における付着回数を合算して全体の付着回数で平均化）を表している。丸セル型はスペーサ上端近傍で付着分布の大きい領域が見られるが、スペーサの構造物による流路障害が模擬燃料棒の近くに位置しており、スペーサ下流域でその障害が無くなることによる気相流の乱流効果で液滴の付着が促進されると考えられる。グリッド型はスペーサの構造物による流路障害がサブチャンネルの中央に位置しており、乱流効果は比較的下流域に現れて付着頻度の高まる領域が見られる。旋回羽型は同じ下流域でさらに付着頻度が増加しており、旋回効果が現れていることが分かる。

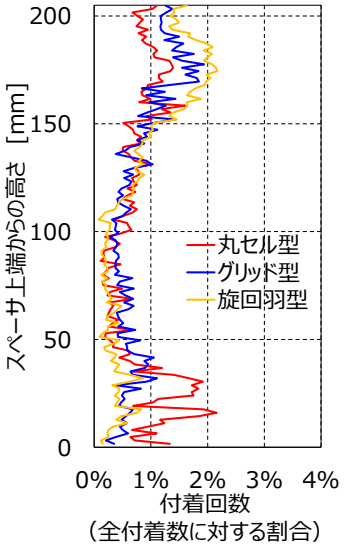


図 3 実験結果

4. 結論　BWR 燃料集合体サブチャンネルの模擬流路を用いて模擬スペーサ通過後の液滴付着分布及び頻度を計測し、スペーサの幾何形状に基づく付着特性の違いが明らかになった。

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料集合体内液滴付着挙動解明試験）」の一部として実施したものである。

参考文献　[1] Arai, T., et al., Exp. Therm. Fluid Sci. 60 (2014) 337–345.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Measurement of Bubbly Layer Void Fraction at the Point of Onset of Significant Void in Subcooled Flow Boiling

*Nguyen Thanh Binh[1], Tsujimura Ryoma[1], Okawa Tomio[1]
[1]The University of Electro-Communication

In two-phase flow, the formation of a large bubble is an important phenomenon, it is directly related to the inception of departure from nucleate boiling (DNB). However, thermal-hydraulic condition imposes a strong impact on the point of onset of significant void (OSV), therefore it is troublesome to quantitively detect the point of OSV. Based on the theoretical work done by Okawa (2021), it is said that the small-sized bubble coalesces directly related to the OSV, also flow regime transition from bubbly flow to slug flow in the bubbly layer is an important factor, and the critical void fraction α at the point of OSV is said to be 30%. Therefore, by using a gamma densitometer and an optical void probe, the void fraction at the near-heated wall region was measured to quantitively verify the critical void fraction at the point of OSV.

Keywords: two-phase flow, the onset of significant void (OSV), void fraction measurement

1. Experimental descriptions

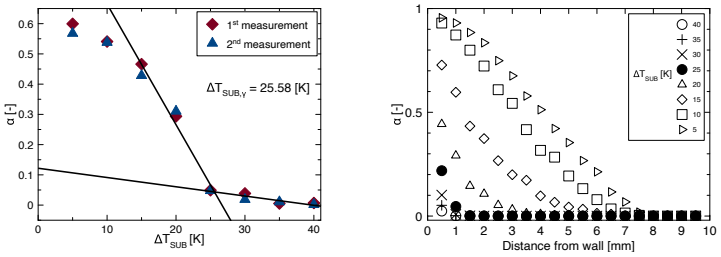
Two methods for the void fraction measurement were employed. First, the gamma densitometer was used to measure the global void fraction. The density of the single-phase liquid and single-phase gas was detected initially, then, the density of the two-phase fluid was measured, and α is calculated by the density relationship between single-phase liquid, gas, and two-phase. After that, an optical device makes use of a laser beam inside of a transparent casing (so-called void probe), detects the presence of the gas bubble in the flow, and the void probe position can be moved accordingly to measure the local void fraction at various distance from the wall.

Table 1. Experimental conditions.

Case	q_W [MWm^{-2}]	G [kgm^{-2}s^{-1}]
1	1.84	300
2	1.73	600
3	1.73	800
4	1.84	1000

The experiment conditions are included in Table 1, where pressure was set at atmospheric pressure and the heat flux was set to a low value for ease of control. Mass flux was increased from 300 to 1000 [$\mathrm{kgm^{2-}s^{-1}}$]), whereas the inlet subcooling ΔT_{SUB} was decreased gradually from 40 [K] to 5 [K] in each case, the decreasing step is 5 [K] for each of the experiment. The distance from the heated wall was started at 0.5 [mm] then it was increased to 9.5 [mm], and the increasing step was 1 [mm] each time.

3. Results and discussion



a. Whole channel α b. α at distances from the wall

Figure 1. Example result for G = 300 [$\mathrm{kgm^{2-}s^{-1}}$], q_W = 1.84 [MWm^{-2}]

Fig. 1(a) shows the whole channel void fraction when the subcooling is decreased from 40 [K] to 5 [K]. Two fitting functions are used to define the point of OSV, the intersection between the two fitting lines indicates the point of OSV subcooling; in this example result, OSV is triggered at 25.58 [K]. Fig. 1(b) shows the void fraction at various distances, at the 0.5 mm and the 25 [K] subcooling, which has been defined as the point of OSV in Fig. 1(a), the void fraction is about 22%, which shows a relatively good agreement with the assumption of the critical void fraction in the theoretical model [1].

References

[1] T. Okawa, On the mechanism of onset of significant void in subcooled flow boiling, Int. J. Heat Mass Trans., 181, 121835, 2021.

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（6）検証データ取得のための燃料バンドル内気液二相流測定手法の検討

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(6) Measurement of Gas-Liquid Two-Phase flow inside a Fuel Bundle to Obtain Code Validation Data

岡本　薫[1]，*牧野　泰[1]，小野　綾子[2]，吉田　啓之[2]

[1]NDC，　[2]JAEA

JAEA で開発中の核熱カップリングコードにおいて、詳細熱流動解析コード（JUPITER または TPFIT）の適用が予定されており、燃料バンドル内の気液二相流特性に係る妥当性確認データが必要とされている。本研究では、非接触で局所測定が可能なレーザドップラー流速計（LDV）を用い、蛍光粒子を利用した液相速度測定、及び LDV 出力判別に基づく気相ボイド率測定から、燃料バンドル内の気液二相流測定手法を検討した。

キーワード：核熱カップリング、気液二相流、サブチャンネル流動、LDV 測定

1. 緒言

詳細熱流動解析コードの詳細な妥当性確認を目的として、燃料バンドル構成流路であるサブチャンネル内の気液二相流挙動（気相ボイド率、液相速度）に関するデータや実験的知見が必要とされている[1]。本試験では、矩形流路を上昇する水－空気系の分散性気泡流（気泡径は約 1～2mm）を対象に LDV を適用し、サブチャンネルスケール以下の局所の液相速度及び気相ボイド率の測定方法を検討した。

2. 燃料バンドル内の気液二相流測定手法の検討

2-1. 蛍光粒子を用いた LDV 液相速度測定

気泡界面で生じる散乱光や構造物等からの反射光の影響を排除するため、蛍光粒子を液相に混合し、蛍光粒子の励起波長のみをフィルターを介して受光する方法を採った。蛍光粒子（ジビニルベンゼン被覆）を用いた液相速度データを従来のトレーサ粒子（ナイロン）と比較して図 1 に示す。データレートは低下するが、同等の液相速度を得られることが確認できる。

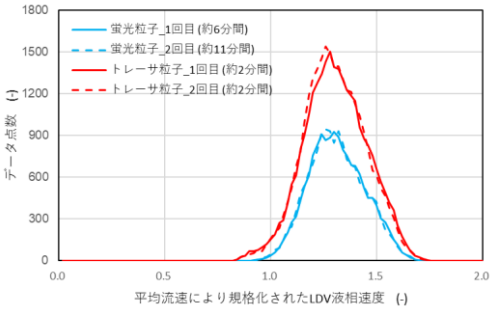


図 1　LDV 液相速度の測定結果比較

2-2. 気相通過時の LDV 出力判別に基づく気相ボイド率測定

気泡が LDV 測定体積を通過する際の LDV 出力電圧、及び高速カメラにより撮影した気泡画像を併せて図 2 に示す。気泡画像(b)及び(c)において気泡界面からの強い散乱光が生じており、該当時間における LDV 出力は顕著に上昇している。この LDV 出力の時系列データから気相（高出力）と液相（低出力）を判別し、気相ボイド率として算出することが可能である。

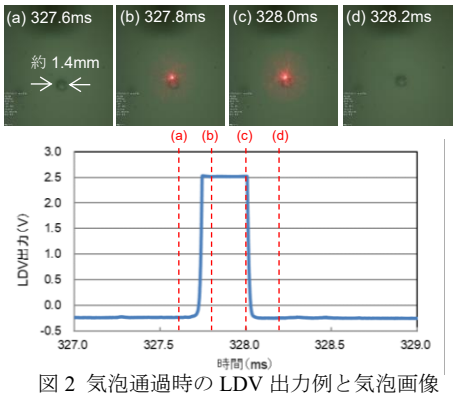


図 2 気泡通過時の LDV 出力例と気泡画像

3. 結果

サブチャンネルスケール以下の気液二相流測定手法の構築を目的に、蛍光粒子を用いた LDV 液相速度測定及び気泡通過時の LDV 出力判別に基づく気相ボイド率測定を検討し、これらの有効性について確認した。

参考文献

[1] A. Ono, et al., Numerical Simulation of Two-Phase Flow in 4x4 Simulated Bundle, Mech. Eng. Journal, Vol.7, No.3, p.1-12, 2020.

Kaoru Okamoto[1], *Yasushi Makino[1], Ayako Ono[2] and Hiroyuki Yoshida[2]

[1]MHI Nuclear Development Corporation and [2]Japan Atomic Energy Agency

長円形ノズルから流出する液噴流の分裂挙動に関する研究

Experimental study on the breakup of liquid jet discharged from oval nozzle

*孫 国富[1], 詹 翼[1], 大川 富雄[1], 青柳 光裕[2], 内堀 昭寛[2], 岡野 靖[2]

[1]電気通信大学, [2]日本原子力研究開発機構

液噴流の固体壁衝突時における液滴飛散現象の把握を最終目的として、長円形ノズルより流出する噴流の分裂挙動を実験的に検討した。本報では、落下距離に伴う噴流分裂の発展挙動に関する検討結果を報告する。

キーワード：単相噴流，長円形ノズル，分裂長さ，一次液滴径，衝突頻度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏洩・燃焼事象の解析では、冷却材が床等に衝突した際に生じる飛散液滴の総量やサイズの把握が重要となる。本研究では、円形ノズルを用いて行われた先行研究[1]を参照しつつ、長円形ノズルより流出する液噴流の分裂挙動を調べる。これまでの研究により、長円形ノズル噴流の分裂プロセスは、図 1 のようであり、定性的に円形ノズルと同じであることを示した[2]。また、この結果を踏まえて、分裂開始長さ L の最小値 L_1 に関する知見を得た[2]。本報では、分裂の完了に要する長さ L_2 と分裂後の液滴径 d_p と衝突頻度 f に関する検討結果を報告する。

図 1 ：長円形ノズル噴流の分裂プロセス

2. 実験方法・結果

2-1. 実験方法

実験は、先行研究[1]と同様の装置を用いて実施した。長円形ノズルより鉛直下向きに水を噴射し、高速度カメラを用いて撮影速度 2000fps で噴流の流動状況を観察した。液流量の増加に伴う L_1 の変化傾向により、噴流の状態は Rayleigh 域、Lamb 域、Second wind-induced 域に分類できる[2]。そこで、実験データの分析を通して、各領域で L_2、d_p、f を予測するための手法について検討した。

2-2. 実験結果

L_2 は L_1 に依存し、Rayleigh 域と Second wind-induced 域では、円形ノズルに対する相関式が長円形ノズルにも適用できることを示した。また、Lamb 域における L_2 の変化傾向は、Rayleigh 域に対する相関式で、係数を調整することにより、概ね妥当な予測が可能であることを示した。次に d_p は、Rayleigh 域と Lamb 域では、分裂開始時の噴流径と概ね比例関係にあること、Second wind-induced 域では、ノズルの断面積を用いて相関できることを示した。f は、L_1 より徐々に増加して L_2 の下流では一定値 F_{max} となり、定常状態であれば F_{max} は噴流の流量と d_p より計算できる。L_1～L_2 における f の増加傾向は、円形ノズルの場合と同様に、誤差関数を用いて相関できることを確認した（図 2）。

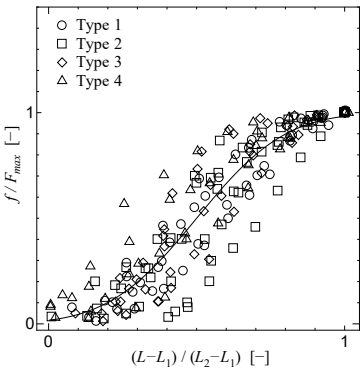


図 2 ：f の変化傾向(Lamb 域)

3. 結論

長円形ノズルより流出する液体噴流の分裂挙動は、Rayleigh 域と Second wind-induced 域では円形ノズルの場合と概ね同様であった。中流量で生じる Lamb 域では、Rayleigh 域と類似の傾向であること、分裂により生じる液滴のサイズは、分裂開始時の噴流径と強い相関関係があることを示した。

参考文献

[1] Zhan et al., Experimental Thermal Fluid Science, Vol. 98, pp. 86-94, 2018.

[2] Sun et al., Experimental study on flow regime and breakup of Liquid jet discharged from oval nozzle, AESJ 2021 Fall Meeting.

*Guofu Sun[1], Yi Zhan[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Akihiro Uchibori[2], Yasushi Okano[2]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency.

上下端シャープエッジ鉛直管におけるフラッディング状態での流動特性

Flow Characteristics in a Vertical Pipe with Sharp-Edged Top and Bottom Ends under Flooding Conditions

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]，山下 誠希[2]，栗本 遼[2]，林 公祐[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

本報では、直径 40 mm で上下端がシャープエッジの鉛直管を用いて空気と水による気液対向流実験を行い、フラッディング状態での CCFL 特性および圧力勾配とボイド率を測定し、既存の相関式と比較評価した。

キーワード：鉛直管，気液対向流制限，ボイド率，壁面摩擦係数，界面摩擦係数

1. 緒言

これまでに上端ラウンドエッジ下端シャープエッジ(R/S)および上端シャープエッジ下端ラウンドエッジ(S/R)の鉛直管で気液対向流実験を行い、フラッディング状態での流動特性を明らかにした [1,2]。本報では上下端シャープエッジ(S/S)で直径 40 mm の鉛直管を用いて気液対向流制限（CCFL）、圧力勾配 dP/dz、ボイド率 α_G を測定し、壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求め、これらを既存の相関式と比較評価した。

2. 評価方法

実験装置、測定方法、測定値の評価方法はこれまでの実験[1,2]と同じであり、直径 40 mm の鉛直管の上端と下端の形状を変更し、弁締切法を用いて α_G を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求めた。本実験で得られた CCFL 特性を既存データ[1,2]および既存相関式[3,4]と比較して図 1 に示す。下端フラッディング(CCFL-L)には Kusunoki ら[3]による相関式(1)を使用し、気液粘性比(μ_G/μ_L)に空気・水系での値を使用した。

$$J_G^{*1/2} / (\mu_G/\mu_L)^{0.07} = (1.04\pm0.05) - 3.6\{(\mu_G/\mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}\} + 11\{(\mu_G/\mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}\}^2 - 16\{(\mu_G/\mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}\}^3 \quad (1)$$

一方、上端フラッディング (CCFL-U)には Murase ら[4]による相関式(2)を使用し、Kutateladze パラメータ K_i^* を Wallis パラメータ J_i^*に変換した。

$$K_G^{*1/2} + 0.97 K_L^{*1/2} = 1.53\pm0.11 \quad (2)$$

S/S の CCFL 特性は S/R の CCFL 特性と有意な相違がなく、下端形状は CCFL 特性に影響しないことを示す。一方、上端ラウンドエッジ下端シャープエッジ(R/S)では低 $J_G^{*1/2}$ で J_L^*が相対的に大きい。本実験(S/S)における J_L^*は式(1)と式(2)で計算した J_L^*の小さい方の値になると考えられる。式(1)と式(2)は $J_G^{*1/2}=0.46$ で J_L^*が一致するのに対し、実験では $J_G^{*1/2}=0.48$～0.50 で SF (smooth film)から TR (transition)に変化した。なお、S/S での dP/dz と α_G は R/S より S/R での特性に近い。

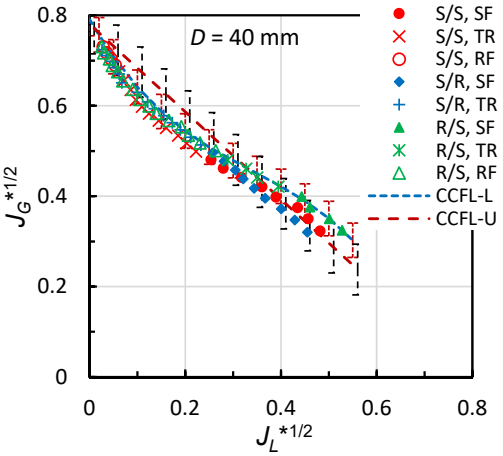


図 1　CCFL 特性への上下端形状の影響
R: rounded, S: sharp-edged,
RF: rough film, SF: smooth film,
TR: transition

3. 結論

上下端シャープエッジ(S/S)での CCFL 特性は既存相関式(1)と(2)の最小値で評価できることを示した。

参考文献

[1] R. Goda, et al., Nucl. Eng. Des., **353**, 110223 (2019). [2] T. Takaki, et al., Nucl. Eng. Des., **371**, 110951 (2021). [3] T. Kusunoki, et al., J. Nucl. Sci. Technol, **52**(6), 887-896 (2015). [4] M. Murase, et al., Sci. Technol. Nucl. Inst., **2018**, 1426718 (2018).

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Masaki Yamashita[2], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

レーザーキャビテーションによる突沸防止対策の検討

A Study on Measures to Prevent Flashing by Laser Cavitation

*土田隼久[1]，金子暁子[1]
瀬川智臣[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱下における突沸現象の防止対策を検討することを目的とし，突沸現象のメカニズムと突沸現象が及ぼす影響を調べるために可視化観測を行った．水溶液中を局所的に核沸騰させることで突沸が抑制できる可能性に基づいて，レーザーを用いた突沸防止の可能性について検討した．

キーワード：突沸，マイクロ波加熱，レーザー照射，過加熱

1. 緒言

核燃料サイクルにおいてマイクロ波加熱脱硝法が開発されている．これまでに再処理溶液の激しい突沸及び吹き零れの発生が確認されており，容器の形状やマイクロ波出力によって突沸が生じることが明らかにされている[1]．本研究では非接触で突沸を防止する方法としてレーザー照射により気泡を生成し、これを核沸騰の気泡核とする手法を提案し，実験的にレーザーによる突沸防止の有用性を検討した．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部から周波数 2.45 GHz のマイクロ波を照射する構造である．試験流体には蒸留水を用いた． 突沸防止用のレーザーは出力 1W，波長 1064nm の赤外線レーザーを使用し，ガラス管の底面より 70mm の位置に水平方向から照射した．

3. 結果と考察

図 1 にレーザー照射無しでの突沸現象の可視化画像を示す．突沸が起きる起点となる単一気泡が生成された時間を 0ms とし，150ms 毎の画像を示す．気泡のない状態となり過加熱状態となって大きく成長した単一気泡の破裂を起点として激しく沸騰する様子が観測された．そこで，過加熱状態になる前に局所的に核沸騰を起こすことで突沸を防止できると考え，マイクロ波加熱中の容器にレーザー照射を行った． レーザー照射を行った際の溶液の挙動を図 2 に示す．レーザーの照射位置を赤線で示しており，核沸騰が始まった時間を 0ms とし，150ms 毎の画像を示す．図の通り，レーザー照射位置付近から核沸騰が生じることを確認した．しかし，レーザーを照射しながら観測を続けると断続的な核沸騰の末に過加熱状態となり突沸現象が生じた．次に、Yb パルスレーザーを用いて実験を行う．赤外線レーザーと比較してピークパワーが 3.6kW と十分に大きいため，高密度なエネルギーを与えることでキャビテーションがより多く生じ、突沸が防止できる可能性は十分にあると考えられる．

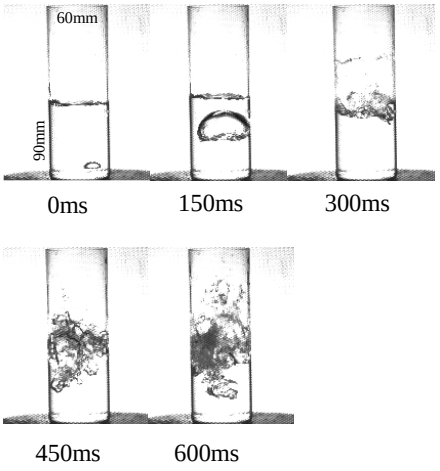


図 1 突沸現象の可視化

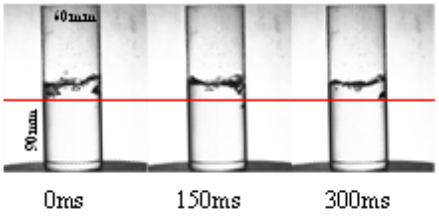


図 2 レーザー照射を伴った際の核沸騰の挙動

参考文献

[1] S. Fujita et.al.，“Mechanism of flashing phenomena by microwave heating and influence of high dielectric constant solution”, NTHAS11 paper Number N11P0149

* Toshihisa Tsuchida[1]， Akiko Kaneko[1]
Tomoomi Segawa[2]， Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba， [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2L16-19] Gas-liquid Two Phase Flow 2

Chair:Chikako Iwaki(Toshiba ESS)

Thu. Sep 8, 2022 4:25 PM - 5:30 PM Room L (E1 Bildg.4F No.44)

[2L16] Aerosol decontamination effect in small scale bubble swarm during Pool Scrubbing

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:25 PM - 4:40 PM

[2L17] Two-dimensional numerical simulation for experiment of wall condensation along a flat plate with GOTHIC code

*Tomonori Suzuki[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:40 PM - 4:55 PM

[2L18] 3D CFD for steam-air mixture flow in a circular tube using 1D wall condensation model

*Yoichi Utanohara[1,2], Michio Murase[1] (1. INSS, 2. Komatsu University)

4:55 PM - 5:10 PM

[2L19] CHF and Liquid-Vapor Structure near Heating Surface in Subcooled Flow Boiling on a Vertical Surface

*Takashi Furuhashi[1], Hiroto Sakashita[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プールスクラビング時の小気泡群におけるエアロゾル除去効果

Aerosol decontamination effect in small scale bubble swarm during pool scrubbing

*門間 彩介[1], 河野 紀一[1], 藤原 広太[1], 吉田 滉平[1], 金子 暁子[1]

[1]筑波大学

本研究では、小気泡が群となって上昇する領域における気液二相流挙動およびエアロゾル除去量の計測を行い、小気泡群中の流動場や気泡同士の相互作用がエアロゾル除去挙動へ与える影響について調べた。

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、気液二相流

1. 緒言

原子炉の過酷事故（SA）対策においては、プールスクラビングにおけるエアロゾル除去量を正確に評価することが求められている。既存の SA 解析コードでは単一気泡におけるエアロゾル除去量を気泡個数分加算することで小気泡群におけるエアロゾル除去量を評価している。しかしながら、気泡同士の相互作用や小気泡群が形成する流動場がエアロゾル除去挙動へ及ぼす影響に関する知見は乏しい。そこで、本研究では小気泡が群として水中を上昇する際の気泡挙動やエアロゾル除去量を計測し単一気泡における除去挙動と比較することで、気泡同士の相互作用や流動場がエアロゾル除去へ及ぼす影響を調べた。

2. 実験手法

Fig. 1 に実験装置の概要図を示す。本研究では、水槽底面部に設置した内径 3 mm の複数ノズルから空気を供給し小気泡群を発生させる。ノズルからの相対位置 0.1-1.0 m において光プローブおよび高速度カメラを用いてボイド率や気泡径、気泡アスペクト比を計測した。また、エアロゾルを空気と混合させ、ノズルから水中に注入し、水中通過前後におけるエアロゾル質量濃度を計測することでエアロゾル除染係数（DF）を計測した。

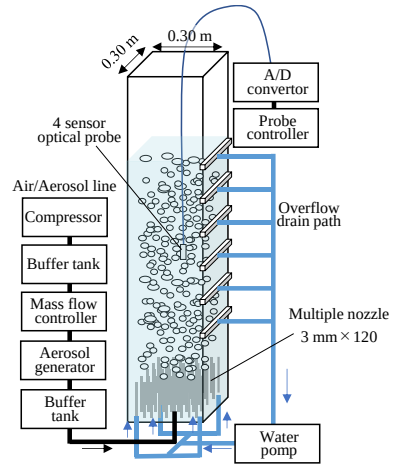


Fig. 1 小気泡群計測装置の概要図

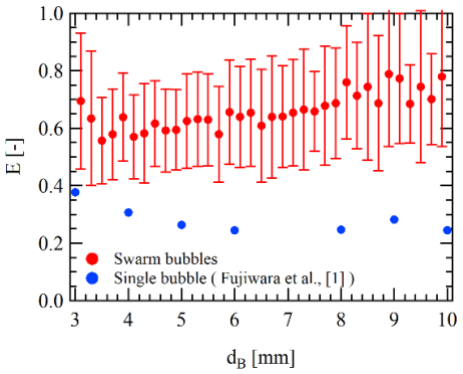


Fig. 2 小気泡群と単一気泡における気泡アスペクト比の比較

3. 結果・考察

Fig. 2 に小気泡群と単一気泡における気泡アスペクト比の比較結果を示す。ここでの気泡アスペクト比は気泡短径を気泡長径で除した値である。計測結果より、気泡径 3-10 mm の範囲において小気泡が群となって上昇する際の気泡アスペクト比は単一気泡のアスペクト比よりも全体的に高い傾向が確認された。この結果は気泡群が形成する流動場によるものであると考えられ、小気泡群における気泡挙動およびエアロゾル除去挙動の評価には小気泡群が形成する流動場の影響も考慮する必要があることが示唆された。また、小気泡群におけるボイド率、気泡速度等の変化を定量的に評価し、DF 計測結果と比較することで気泡同士の相互作用や流動場とエアロゾル除去挙動との関連性を調べた。

謝辞 本研究は令和 4 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである。

参考文献

[1] Fujiwara, Kota, et al. "Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles." *International Journal of Heat and Mass Transfer* 195 (2022): 123160.

---

*Sasuke Kadoma[1], Kiichi Kohno [1], Kota Fujiwara [1], Kohei Yoshida [1] and Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba

GOTHIC コードによる平板凝縮実験の２次元数値シミュレーション

Two-dimensional numerical simulation for experiment of wall condensation along a flat plate with GOTHIC code

*鈴木 智教[1], 村瀬 道雄[1]

[1]（株）原子力安全システム研究所

汎用熱流体解析コード GOTHIC を用いて、非凝縮性ガスである空気と蒸気の混合流の平板凝縮実験を対象に 2 次元数値計算を行った。凝縮面近傍のセルサイズを変更して、熱伝達係数等を実験と比較することで、GOTHIC コードの計算特性について検討した。

キーワード：凝縮伝熱, 非凝縮性気体, 平板, GOTHIC

1. 緒言　原子炉格納容器(CV)内の事故時熱流動に影響する主要物理現象の一つに壁面での凝縮がある。原子力産業界では、GOTHIC コードの集中定数系モデル(Lumped Parameter ; LP)など LP コードを用いたノードジャンクションモデルでの原子炉格納容器(CV)内熱流動評価が主流であり、大空間のバルクと壁面の間で定義された凝縮伝熱相関式が使用されている。最近では、より解像度の高い CFD コードを使用した解析の研究も進んでおり、CFD コードでは、粘性底層での水蒸気濃度や密度の勾配に基づく凝縮伝熱相関式が広く使用されている。GOTHIC コードでは、LP モデルの他にノードをグリッド分割して分布や流動を CFD のように計算できるサブボリュームモデルも実装されており、これは LP コードと CFD コードの中間的な解像度の解析向けに開発された、中間的なニーズを満たすモデルである。GOTHIC サブボリュームモデルでの凝縮伝熱計算を適切に行うため、GOTHIC サブボリュームモデルにおける凝縮伝熱計算方法の理解、適切な格子サイズの検討などに取り組んでいる。

2. 実験・計算条件　平板凝縮試験[1]は、高温（100℃未満）の空気と飽和蒸気の混合気体を矩形流路へ流入させて、流入気体より低温にした床の平板凝縮面で凝縮させる試験である。試験装置は幅 0.4 m、高さ 0.2 m の矩形断面流路で、側面と天井の壁面は断熱となっている。測定点は、x = 2.8 m である。対象試験条件は、乱流条件となる混合気温度 85℃、流速 5.35 m/s、凝縮面との温度差 20.9 ℃を選定した。解析モデルは凝縮面に沿った鉛直断面の二次元分割モデルとし、凝縮面に隣接する計算格子の幅を y^+ = 1～58 と変更した 4 ケース（Case 1: y^+ = 1, Case 2: y^+ = 6, Case 3: y^+ = 29, Case 4: y^+ = 58）の解析を実施した。凝縮熱伝達モデルは GOTHIC コードに実装されている、熱・物質輸送のアナロジーを用いて伝熱を計算する DLM（Diffusion Layer Model）とした。

3. 結果　図 1 に熱伝達係数の GOTHIC 解析結果を示す。セルサイズが y^+ = 1 のケースでは、他ケースと比べて解析結果の差が大きく、y^+ > 6 のケースでは結果が安定していることを確認した。

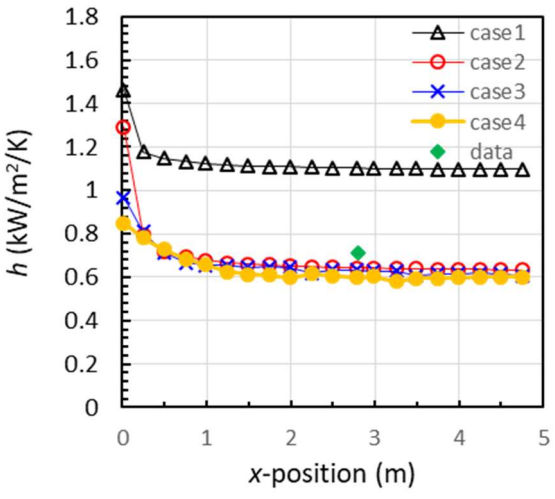


図 1　熱伝達係数の GOTHIC 解析結果

参考文献

[1] F. Legay-Desesquelles and B. Prunet-Foch, Int. J. Heat Mass Transfer. Vol. 29, No. 1, pp. 95-105, 1986.

*Tomonori Suzuki[1] and Michio Murase[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

円管内空気・蒸気混合流の 3 次元数値計算における 1 次元壁面凝縮伝熱モデルの適用

3D CFD for steam-air mixture flow in a circular tube using 1D wall condensation model

*歌野原 陽一[1]，村瀬 道雄[2]

[1]（株）原子力安全システム研究所（現：公立小松大学），[2]（株）原子力安全システム研究所

非凝縮性ガスである空気と蒸気の混合流の壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値計算を行った。壁面近傍で計算メッシュを粗くし、壁面凝縮伝熱モデルとして Liao and Vierow の提案する 1 次元解析用モデルを用いた。壁面熱流束の計算結果はある程度妥当に実験値を再現することができた。

キーワード：壁面凝縮熱伝達，数値シミュレーション，冷却材喪失事故

1. 緒言　PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子の 1 つとして、壁面凝縮伝熱が想定されるため、空気・蒸気混合気体の壁面凝縮伝熱量を測定し[2]、CFD で実験の再現に取り組んでいる。

2. 実験・計算条件　配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管内に蒸気・空気混合流（蒸気流量 5.9 g/s，空気流量 9.0 g/s、約 87℃）、伝熱管外面に冷却水（約 20℃）をそれぞれ流し、混合気体、伝熱管壁内、冷却水の温度分布を計測した[2]。CFD でこれまで得られた知見として、凝縮伝熱モデルに Dehbi ら[3]の式（Case 1）を用いると壁面熱流束の再現性がよいが（図 1）、壁面上で詳細なメッシュが必要となるため、Dehbi らの式を補正することで(Case 2)、粗いメッシュでも過小評価ではあるが、比較的妥当な値を再現することができた[4]。本発表では、1 次元解析用凝縮伝熱モデルとして Liao and Vierow の拡散層モデル[5]を取り上げ(Case 3)、粗いメッシュへの適用性を検討した。

3. 結果　図 1 のように、Liao and Vierow モデル（Case3）は補正した Dehbi らのモデル（Case2）とほぼ同様な計算結果となった。今後さらに、定量的な再現性向上に取り組む予定である。

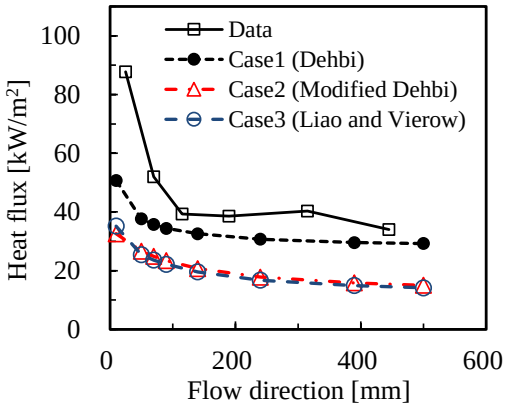


図 1 壁面熱流束の計算結果比較

参考文献

[1]歌野原ら，原学会 2017 春, 3K15, [2] Murase et al.，混相流, Vol. 33, 2019, [3] Dehbi et al., NED, Vol. 258, 2013, [4] 歌野原ら，原学会 2021 春, 3A07, [5] Liao and Vierow, J. Heat Trans. (ASME), Vol. 129, 2007.

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc. (Current affiliation: Komatsu University), [2]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

垂直面上のサブクール強制流動沸騰 CHF と伝熱面近傍の気液構造

CHF and Liquid-Vapor Structure near Heating Surface in Subcooled Flow Boiling on a Vertical Surface

*古橋 崇，坂下 弘人
北海道大学

サブクール強制流動沸騰における垂直伝熱面近傍の気液挙動を，触針法を用いて測定を行い，サブクール度に対する依存性を検証するとともに，DNB 型 CHF の発生機構を検討した．

キーワード：限界熱流束，強制流動沸騰，サブクール度，液膜厚さ，ボイド率，導電プローブ

1. 緒言

強制流動沸騰の限界熱流束(CHF)は，その発生条件によってドライアウト型と DNB 型に分類される．ドライアウト型の発生機構は定性的に判明しているが，DNB 型に関しては明らかになっていない．本研究では垂直伝熱面上のサブクール強制対流沸騰体系で導電プローブを用いて伝熱面近傍の気液挙動を測定することにより，DNB 型 CHF の機構解明につながる知見を得ることを目的とした．

2. 実験装置

実験装置は既報[1]と同一である．概略図を図 1 に示す．伝熱面は銅ブロック上端面で長さ 48mm，幅 4mm の矩形である．容器内の脱イオン水は，伝熱面下端に設置した矩形ノズルから伝熱面に沿って流出する．伝熱面の対向壁から微細導電プローブを挿入し，伝熱面近傍の気液挙動を測定した．実験は流速 u=0.5m/s，サブクール度 ΔT_{sub}=2.5～15K の条件で行った．

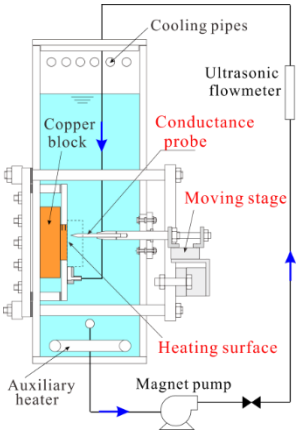


図 1. 実験装置の概略

3. 実験結果

高熱流束域では伝熱面に沿って移動する蒸気塊が形成され，蒸気塊と伝熱面間に液膜の存在が確認された．図 2 に液膜厚さの結果を示す．液膜厚さはサブクール度の増加とともに厚くなることが判明した．図 3 に，プローブと蒸気塊の接触時間から算出した蒸気塊通過時間の結果を示す．蒸気塊通過時間はサブクール度の増加とともに大きく減少することが判明した．以上の結果を用いて液膜蒸発モデルにより CHF を算出した結果を図 4 に示す．予測値は実験値とよく一致した．

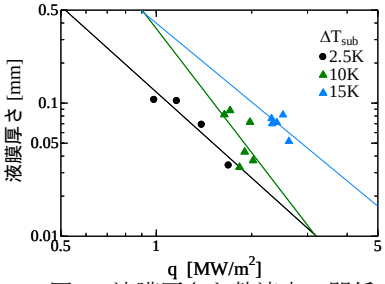


図 2. 液膜厚さと熱流束の関係

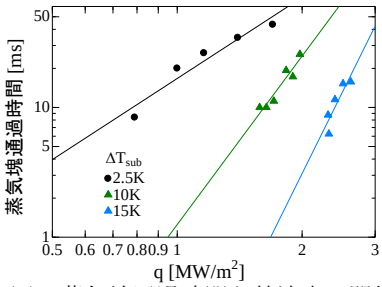


図 3.蒸気塊通過時間と熱流束の関係

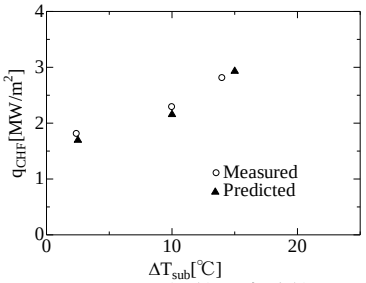


図 4. CHF の予測値と実験値の比較

4. 結言

本実験における DNB 型 CHF の発生機構は液膜蒸発モデルにより説明可能であり，サブクール度とともに CHF が増大する要因は液膜厚さの増大と蒸気塊通過時間の減少によると考えられる．

参考文献

[1] 原子力学会 2022 春の年会 2E04.

*Takashi Furuhashi, Hiroto Sakashita Hokkaido Univ.

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

[2M01-05] Neutron Measurement

Chair:Shoichiro Kawase(Kyushu Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 9:30 AM - 10:50 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M01] Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy

*Masashi Takada[1], Natsumi Yagi[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3], Jyun Itami[2,5], Hiroshi Igaki[2], Kei Aoyama[4], Tomoya Nunomiya[4] (1. Natl. Defense Academy of Japan, 2. National Cancer Center Japan, 3. CICS, 4. Fuji Electric, 5. Shinmatsudo Hospital)

9:30 AM - 9:45 AM

[2M02] Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy

*Natsumi Yagi[1], Masashi Takada[1], Ryou Fujii[2], Masaru Nakamura[2], Kenzi Shimada[2] (1. Natl. Defense Academy of Japan, 2. CICS)

9:45 AM - 10:00 AM

[2M03] Characteristics of boron-coated straw detectors

*Kaoru Sakasai[1], Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[2M04] Application of bubble detector to fuel debris detection

*Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Eka Sapta Riyana[1], Takayoshi Nohmi[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

[2M05] Neutron Response of Ionization Survey Meter

*Yoshitomo Uwamino[1], Hiroki Mukai[2] (1. JRIA, 2. RIKEN Nishina Center)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ホウ素中性子捕捉療法用リアルタイム中性子ビームモニターの開発
（1）ビームモニターの特性評価

Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy

(1) Characterization of Beam Monitor

*高田 真志[1]，八木 茄津未[1]，中村 哲志[2]，島田 健司[3]，中村 勝[3]，藤井 亮[3]，伊丹 純[2,4]，
井垣 浩[2]，青山 敬[5]，布宮智也[5]，成田政隆[5]，中村尚司[5,6]
[1]防衛大，[2]国立がんセ，[3]CICS，[4]新松戸中央総合病院，[5]富士電機，[6]東北大 CYRIC

ホウ素中性子捕捉療法の中性子ビームをリアルタイムに常時モニターできる中性子センサーを開発し、患者などの影響を受けずに中性子ビームの変動を計測できるようにした。本ビームモニターは患者位置の中性子ビーム変動とビーム電流と良い相関を示し、リアルタイムモニターとしての実用可能性を見出した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，中性子，ガンマ線，シリコンダイオード検出器，リアルタイム計測

1. 緒言

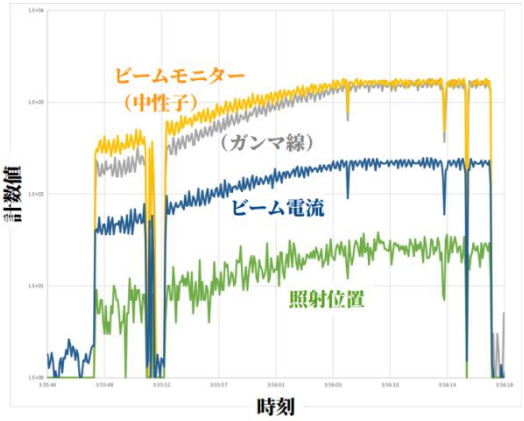
現在、国立がん研究センターではホウ素中性子捕捉療法(BNCT)を用いた悪性黒色腫などを対象とした臨床試験が行われている。この BNCT は中性子をホウ素に捕捉させて原子核反応により生成されたアルファ線ががんを死滅させるものである。この治療に必要な大強度中性子ビームを加速器中性子源を用いて発生させている。患者に投与する中性子量は治療前後に金線を中性子で放射化させてオフラインで中性子を計測したり、ビーム電流値から発生中性子フラックスを推定している。中性子治療現場は、患者に照射される中性子をリアルタイムに計測できることを要望している。この要望に応えるため、本研究ではこの BNCT 治療中性子ビームを患者の影響を受けずにリアルタイムにモニターできるようにした。

2. 手法

中性子を患者に照射中でも中性子フラックスを計測できる方法として、中性子発生ターゲット上部にリアルタイム中性子モニターを設置することを考えた。大強度中性子フラックスと大線量率ガンマ線が混在する放射線環境下でも中性子をガンマ線から識別してリアルタイムに計測できるようにするために、薄膜フッ化リチウムと薄型シリコンダイオードを組み合わせた中性子センサーを開発した。設置場所は制限された狭い空間でもある。測定回路は市販の電子モジュールを利用し、高計数率計測を可能とした。この中性子センサーの特性は参考文献[1,2]にて報告済みである。

3. 結果

本中性子センサーをがんセンター BNCT 治療室の中性子ターゲットの上部に設置し、実際に BNCT 治療強度のビーム時間変化を計測した。その結果を右下図に示す。横軸に時間変化を、縦軸に計数値をプロットした。橙色実線が中性子モニターの中性子強度、灰色実線がガンマ線強度変動を表している。患者位置に設置した中性子モニターの測定結果（中性子強度）の時間変化を緑色実線で示す。中性子モニターは照射中の中性子フラックスの時間変化をガンマ線と識別して計測できている。ガンマ線の増加は周囲構造物の放射化の寄与により中性子と異なる時間変化を示している。ターゲットに照射しているビーム電流値の時間変化とも比較した結果、ビームモニターの計測量はビーム電流値（紺色実線）とも同じように時間変化していることが分かる。中性子モニターの計測値が照射中性子フラックスやビーム電流値と良い相関を示したことから、ビームモニターの中性子計測量から照射中性子フラックスをモニターできることが分かった。



4. 結論

ビームモニターは患者へ照射される中性子フラックスの時間変動をガンマ線から識別してリアルタイムに計測できることを実証できた。シリコンダイオードは中性子損傷を受けやすいため、今後、センサーの交換頻度や素子の損傷が測定にどのような影響を与えるのかを調べていき、中性子ビームモニターとして実用化していく。

参考文献

[1] M.Takada et al., Radiation Measurements, Vol.137 (2020)
[2] M.Takada et al., Applied Radiation and Isotopes, Vol.176 (2021)

*Masashi Takada[1], Natsumi Yagi[1], Satoshi Nakamura[2], Kenji Shimada[3], Masaru Nakamura[3], Ryo Fujii[3], Jyun Itami[2,4], Hiroshi Igaki[2], Kei Aoyama[5], Tomoya Nunomiya[5], Masakata Narita[5], Takashi Nakamura[5,6]
[1]Nat'l Defense Acad., [2]Nat'l Canser Res. Ctr., [3]CICS, [4]Shinmatsudo Ctr. Gen. Hosp., [5]Fuji Elec. Co., [6]Tohoku Univ. CYRIC

ホウ素中性子捕捉療法用リアルタイム中性子ビームモニターの開発
(2) 中性子ビームモニター運用に向けた試験

Development of Real-Time Neutron Beam Monitor for Boron Neutron Capture Therapy
(2) Long-Term operation of Neutron Beam Monitor

*八木 茄津未[1]、高田 真志[1]、藤井 亮[2]、中村 勝[2]、島田 健司[2]
[1]防衛大, [2]CICS

ホウ素中性子捕捉療法で患者に照射されている中性子量をリアルタイムに計測可能な中性子モニターを開発した。このモニターの長期運用の可能性を実証するために、約 1.5 か月連続して中性子ビームの測定を実施した。この長期間の照射実験結果より、ターゲット近傍に設置した中性子モニターの計数値は患者に照射される中性子量と良い相関を示し、本リアルタイム中性子モニターの実用化の可能性を見出せた。

キーワード：中性子ホウ素捕捉療法、中性子、ガンマ線、シリコンダイオード検出器、リアルタイム計測

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法(以下 BNCT)の治療成績を向上させるためには適切量の中性子を患者へ照射しなければならない。現状、この中性子量は金線や金箔を中性子で放射化させた後、オフラインで計測評価されている。この計測手法は高精度であるが治療前後しか中性子量が分からない。現在、BNCT に使用される加速器中性子源から発生する中性子ビーム量は荷電粒子ビーム電流や中性子発生ターゲット損耗により変動するおそれがあるため、リアルタイムに中性子量をモニタリングできる中性子測定器の実用化が必須である。本研究ではリアルタイム中性子モニターの実用化に向けて、長期間連続的に BNCT 中性子ビームを計測し、リアルタイムモニターの実現可能性を評価した。

2. 実験

本中性子モニターは薄型シリコン半導体検出器と中性子コンバーターを組み合わせた構造である。このモニターを江戸川病院 BNCT 施設内の中性子発生ターゲット近傍に 1.5 ヶ月間設置し連続的に発生中性子を測定した。検出器の出力信号を前段増幅器と波形処理装置で 10 秒間毎に波高分布を連続的に計測し、ガンマ線と中性子で計数率を取得した。

3. 結果

長期中性子照射実験の間、本中性子モニターは正常に中性子ビームをガンマ線から識別して計測できた。当初、懸念された中性子によるシリコン半導体検出器の損傷による影響も少なかった。右図に全照射期間にわたり計測された本中性子モニターの計数率と患者照射位置での照射中性子量との相関を図に示した。本中性子モニターの計数値と患者照射位置の中性子量は良い相関を示している。中性子発生量は照射開始時と比較し約３割程減少した。中性子モニターはこの中性子発生量の減少を精度±2%で計測できていることが分かった。本中性子モニターは、中性子による動作不良はなく長期間 BNCT 中性子ビーム測定に使用可能であることが分かった。

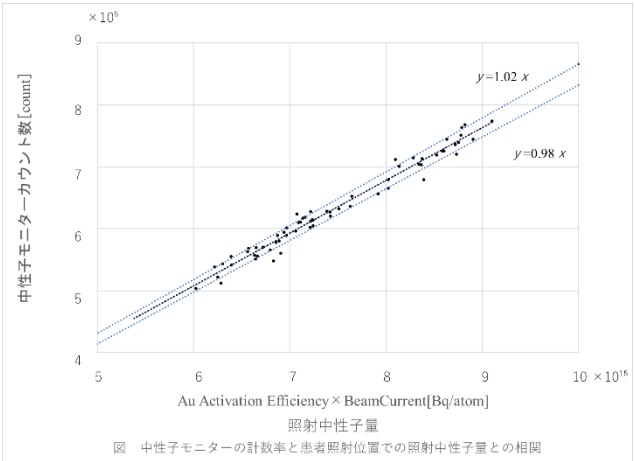


図　中性子モニターの計数率と患者照射位置での照射中性子量との相関

4. 結論

本研究で開発した中性子モニターを利用することで、ターゲット損耗による中性子減少を精度数%で計測できた。長期間連続的に中性子ビーム強度の変動をリアルタイムに計測することに成功した。今後、さらなる検証実験や計測データの解析を行い、リアルタイム BNCT 中性子ビームモニターの実用化をさせる。

---

*Natsumi Yagi[1], Masashi Takada[1], Ryou Fujii[2],Masaru Nakamura[2], and Kenzi Shimada[2]

[1] Natl. Defense Academy of Japan, [2]CICS

ホウ素塗布型ストロー検出器の特性

Characteristics of boron-coated straw detectors

*坂佐井　馨，中村　龍也，藤　健太郎

原子力機構

J-PARC 物質生命科学実験施設の共用ビームラインの新たな中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型ストロー検出器を検討している。今回、その検出器特性について Cf 線源等を用いて測定したので報告する。

キーワード：ホウ素塗布型ストロー検出器、中性子、検出特性

1. 緒言

中性子散乱実験用中性子検出器としてこれまでの位置敏感型 ^{3}He 検出器にとって代わる検出器としてホウ素塗布型検出器が注目されている。その中でも以前から ^{3}He 代替検出器として開発されてきたものにストロー型検出器がある[1]-[2]。これは米国 Proportional Technology 社によって開発されたもので、ESS では中性子小角散乱実験装置に採用されている。一方、J-PARC 物質生命科学実験施設でもその共用ビームラインの新たな中性子検出器の 1 つとしてホウ素塗布型検出器を検討している。今回、ホウ素塗布型ストロー検出器の検出特性について Cf 線源等を用いて測定したので報告する。

2. ホウ素塗布型ストロー検出器の概要

図 1 に試験したホウ素塗布型ストロー検出器を示す。検出器は直径 1 インチのアルミニウム製円筒型筐体（長さ約 1m）7 本から構成され、その中に直径 7.5mm の銅製円筒型筐体が 7 本組み込まれている。銅製筐体の内面には厚さ 1μm の炭化ホウ素が塗布され、中心にはニクロム線が張られており、この 1 本 1 本が中性子検出器として動作する。このため、この検出器では 49 本のストロー検出器の制御・データ収集を行っている。中性子入射位置は、通常の位置敏感型検出器と同様両端からの信号の比を用いて決定している。

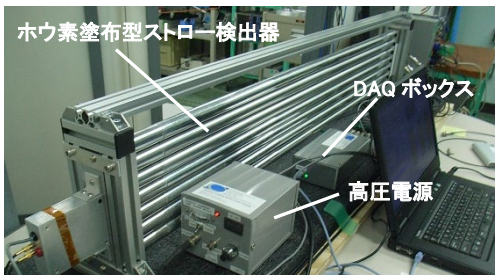


図 1　ホウ素塗布型ストロー検出器

3. ホウ素塗布型ストロー検出器の検出特性

ホウ素塗布型ストロー検出器は原子力機構の保有する Cf-252 線源を用いて試験した。その各芯線には 1050V が印可され、検出器からのアナログ信号は DAQ ボックスにて増幅・波形整形・A/D 変換された後、ネットワークケーブルを通して随時 PC に送られる。図 2 に検出器を線源近くに置いた場合の全検出器（7 本）の位置依存の 2 次元出力と長さ方向への投影図を示す。これらのデータを用いて解析した結果、検出器 1 本の感度は熱中性子にて約 15%程度であることがわかった。当日はガンマ線感度等その他の特性についても報告する予定である。

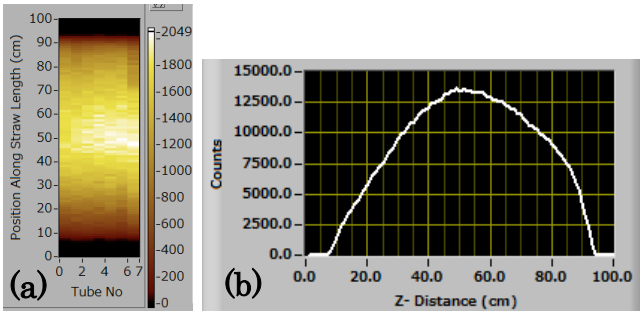


図 2　(a) 2 次元出力、(b) 長さ方向への投影

参考文献

[1] Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A 888 (2018) 235–239

[2] 2019 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference (NSS/MIC), Conference Records, N05-241.

*Kaoru Sakasai, Tatsuya Nakamura, and Kentaro Toh

Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリ検知へのバブルディテクターの応用

Application of bubble detector to fuel debris detection

*寺島顕一[1]，坂本雅洋[1]，松村太伊知[1]，冠城雅晃[1]，Eka Sapta Riyana[1]，能見貴佳[1]，奥村啓介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

自発核分裂や誘起核分裂などに起因する僅かな中性子を、狭隘空間かつ高ガンマ線環境下で検出する手法として、バブルディテクター(BD)に着目した。本発表では、BD に対する ^{60}Co を用いたガンマ線照射試験、ならびに MOX 燃料を用いた中性子検出試験を実施し、福島第一原子力発電所への適応性を検討するため、基礎データを取得したので報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，バブルディテクター，中性子検知，放射線照射試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の格納容器内のような高ガンマ線環境下での燃料デブリ探査や、回収物中の核燃料物質の有無を判断するための手法開発を進めている。1F 内部は場所により線量率が異なり、高い場所では数 100 [Sv/h]にもなると予想されている。その中で、自発核分裂や誘起核分裂などに起因する僅かな中性子を、狭隘空間かつ高ガンマ線環境下で検出する手法として、中性子の積算線量計であるバブルディテクター(BD)に着目した。BD はガンマ線に不感で、小型軽量、目視確認可能、外部電源やケーブル不要といった特長を有している[1]。さらに、極めて弱い中性子線に対しても長い時間をかけずに検出できる可能性がある。BD への中性子照射としては、これまでに ^{252}Cf を線源とした照射結果の報告を行った[2]。本発表では、BD に対する ^{60}Co を用いたガンマ線照射試験、ならびに MOX 燃料を用いた中性子検出試験を実施し、1F 適応性を検討するための基礎データを取得したので報告する。

2. 照射試験

照射試験では Bubble Technology Industries 社製の高速中性子用 BD(BD-PND)と熱中性子用 BD(BDT)を用いた。初めに高ガンマ線の照射を実施した。線源には ^{60}Co を使用し、線源からの距離が異なる 3 ヵ所に BD-PND と BDT を 2 本ずつ設置して 2.02, 5.86, 10.0 [kGy]の照射を実施した。結果、BD-PND はバブルの発生数が 0～1 個であった。一方、BDT は 2.02 [kGy]の照射で 60 個程度のバブルが発生した。他の場合でも照射線量に比例しバブル数が増加することが確認できた。よって、高ガンマ線場である 1F で使用可能であるのは BD-PND であると言える。

次に、BD-PND に対して MOX 燃料を用いた中性子照射試験を実施した。燃料が入った SUS 缶の中心から 20～60 cm まで 10 cm ごとに 5 本設置し、2 時間の照射を行った。照射結果を図 1 に示す。縦軸に発生したバブル数、横軸に中性子フルエンスをプロットした。図 1 から分かる通り、MOX 燃料由来の中性子でもフルエンスとバブル数の間にある程度の相関がみられ、2 次多項式で近似できる。今回の場合は中性子フラックスが約 70 [n/cm^2/s]程度あれば 30 分ほどで 100 個のバブルが発生する見込みが得られた。

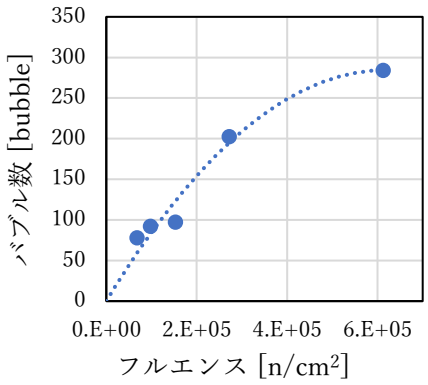


図 1. MOX 燃料による中性子照射の結果

3. 結論

BD-PND が 10.0 [kGy]までの高ガンマ線場でも使用できることが確認できた。また、MOX 燃料由来の中性子を検出できる見込みを得た。これらの試験結果から、BD-PND の 1F 現場への適応が期待される。

謝辞　本研究は、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20F20350450 の成果を含みます。

参考文献

[1] H. Ing, et al., Bubble detectors-a maturing technology, Radiation Measurements (1997) 27(1), 1-11.
[2] 寺島他，燃料デブリ探査のためのバブルディテクターの中性子照射試験，日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021) (1H08).

*Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Masaaki Kaburagi[1], Eka Sapta Riyana[1], Takayoshi Nohmi[1], Okumura Keisuke[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

電離箱サーベイメータの中性子に対する応答

Neutron Response of Ionization Survey Meter

*上蓑 義朋[1]，向井 弘樹[2]
[1]日本アイソトープ協会，[2]理研仁科センター

中性子とγ線の混在場にγ線用電離箱サーベイメータを置いたときに表示される線量率のうち，中性子の寄与を PHITS 計算によって求めた。感度はエネルギーに依存し、H*(10)中性子線量の 1%から 64%であった。

キーワード： γ線用電離箱サーベイメータ, 中性子・γ線混在場, 中性子応答, PHITS 計算

1. 緒言

中性子サーベイメータはγ線に対する感度がほとんどなく、中性子・γ線の混在場であっても中性子の線量だけを測定することができる。しかしγ線用電離箱サーベイメータは、壁が水素を含むプラスチック、気体が窒素を含む空気であるため、^{1}H(n, pn)、^{14}N(n, p)^{14}C 反応などによってγ線にも感度を有する可能性がある。実験的に感度を求めることは非常に難しいため、PHITS コード[1]を用いた計算によって評価した[2]。

2. 電離箱サーベイメータ

(株)応用技研・AE-133V の形状はメーカから得られたため（ただし公表は不可)、詳細な形状を計算コードに入力した。また一般的な傾向を知るため、きわめて単純な円筒形電離箱を仮定し、同様に計算した。

3. 光子に対する応答

EGS5 モードで PHITS を用いて AE-133V の光子に対する応答を計算した結果は、メーカから公開されている実験によるレスポンスと十分に一致した。これによって計算の妥当性が確かめられた。また ^{137}Cs のγ線に対する応答によって、電離電流からサーベイメータの指示値への換算係数が得られた。

4. 単色中性子に対する応答

H*(10)中性子線量に対する感度は、0.025 eV では 64%もある一方、50 keV から 500 keV では 1%以下の感度であった。10 MeV 以上では 10%を超え、100 MeV では 21%であった。これらの値は AE-133V と単純な円筒形電離箱について差はほぼなかった。

5. 実際の中性子場に対する応答

PHITS を用いて様々な中性子場のスペクトルを計算し、それに対する AE-133V の感度を計算した。

参考文献

[1] T. Sato, et al., “Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol., **55**, pp.684–690 (2018).

[2] 上蓑義朋, 向井弘樹, “ガンマ線用電離箱サーベイメータの中性子に対する感度”, RADIOISOTOPES, **71**, pp.41‐51 (2022).

*Yoshitomo Uwamino[1] and Hiroki Mukai[2]

[1]Japan Radioisotope Association, [2]RIKEN Nishina Center

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

[2M06-09] New Detector and Analysis Methods

Chair:Masashi Takada(Natl. Defense Academy of Japan)
Thu. Sep 8, 2022 10:50 AM - 11:55 AM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M06] Performance evaluation of light charged particle identification by the pulse shape analysis method using an nTD-Si detector

*Shoichiro Kawase[1], Hiroya Fukuda[1], Masaya Oishi[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Hiroki Nishibata[1], Shintaro Go[1,2], Megumi Niikura[3,2], Daisuke Suzuki[2], Teiichiro Matsuzaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. RIKEN, 3. UTokyo)

10:50 AM - 11:05 AM

[2M07] Upgrade of the spectral determination method by sensor fusion concept

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Hayakawa Takehito[3], Tadahiro Kin[4], Katsuyuki Suzuki[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1], Hirofumi Shinohara[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata Univ., 3. Nat. Inst. for Quant. Radiolog. Sci. Tech., 4. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM

[2M08] The preliminary study of methods for burn-up and mass measurements of spent fuel of HTTR

*Shohei Kawaguchi[1], Simanullang Liapto Irwan[1], Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM

[2M09] Development of an omni-directional radiation detector

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2], Kazunori Ishizawa[3], Miyuki Sasaki[4], Yukihisa Sanada[4] (1. Fukushima University , 2. Science and System Laboratory Inc., 3. Japan Radiation Engineering Co. Ltd., 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

nTD-Si 検出器を用いた波形解析法による軽荷電粒子弁別能評価

Performance evaluation of light charged particle identification by the pulse shape analysis method using an nTD-Si detector

*川瀬 頌一郎[1], 福田 宏哉[1], 大石 将也[1], 川田 哲平[1], 渡辺 幸信[1], 西畑 洸希[1], 郷 慎太郎[1,2], 新倉 潤[2,3], 鈴木 大介[2], 松崎 禎市郎[2]
[1]九州大学, [2]理化学研究所, [3]東京大学

九州大学加速器・ビーム応用科学センターのタンデム加速器施設において nTD-Si 検出器を用いた波形解析法による軽荷電粒子の弁別性能評価実験を行った。nTD-Si 検出器に入射する軽荷電粒子の位置および入射角度を変えた測定を行い、それらが波形解析法による粒子弁別能に与える影響を評価した。本講演では、性能評価実験の詳細および解析結果について報告する。

キーワード：粒子識別，nTD-Si 検出器，波形解析法

本研究グループはケイ素原子核における負ミュオン原子核捕獲反応から放出される荷電粒子エネルギースペクトルの測定（以下、本測定と呼ぶ）を計画している。本測定では低エネルギー荷電粒子を検出・識別するために、nTD-Si 検出器を用いた波形解析法[1]を用いる。波形解析法では、nTD-Si 検出器内に荷電粒子が停止した事象に対し、信号パルスから nTD-Si 検出器内での荷電粒子のエネルギー損失 E と出力信号の時間微分に相当する最大電流量 I_{max} を計算し、それらの相関から粒子識別を行う。文献[1]では読み出し領域が細分化された nTD-Si を用いているが、本測定ではチャンネルあたりの検出領域が大きな検出器を用いる予定である。さらに荷電粒子の検出効率を高めるため、nTD-Si を荷電粒子の発生源である反応標的に近づけて測定を行う。そのため文献[1]より荷電粒子の入射位置や入射角度の広がりが大きくなるため、検出器応答の位置・入射角度依存性による粒子弁別能の悪化が懸念された。

入射位置や入射角度が大きく広がった条件下での粒子弁別精度の検証のため、九州大学加速器・ビーム応用科学センターにおいてテスト実験を実施した。タンデム加速器で加速した 24 MeV の ^{7}Li ビームをアルミニウム箔に照射した。核反応によって生成した水素イオン(p, d, t)とヘリウムイオン(^{3}He, ^{4}He, ^{6}He)を nTD-Si 検出器を用いて検出し、その出力信号波形をデジタイザにより記録した。nTD-Si 検出器への荷電粒子の入射角度を変えた測定データから、nTD-Si 検出器への入射角度が大きくなるほど信号の立ち上がりが遅くなり I_{max} が減少することがわかった。さらに、水素イオンが入射した場合の E と I_{max} の比は、質量数によらず nTD-Si 検出器への侵入深さのみに依存することがわかった。

参考文献

[1] M. Assie et al., Eur. Phys. Journal A **51**, Article No.11(2015).

---

*Shoichiro Kawase[1], Hiroya Fukuda[1], Masaya Oishi[1], Teppei Kawata[1], Yukinobu Watanabe[1], Koki Nishibata[1], Shintaro Go[1,2], Megumi Niikura[2,3], Daisuke Suzuki[2], and Teiichiro Matsuzaki[2]
[1]Kyushu Univ., [2]RIKEN, [3]UTokyo

センサーフュージョンによるスペクトル定量法の高度化

Upgrade of the spectral determination method by sensor fusion concept

*大島真澄[1]，後藤 淳[2]，早川 岳人[3]，金 政浩[4]，鈴木 勝行[1]，沈 海峰[1]，佐野 友一[1]，篠原宏文[1]

[1]日本分析センター，[2]新潟大学，[3]量子科学技術研究開発機構(QST)，[4]九州大学

我々はこれまでに、放射線測定スペクトルが複数の核種スペクトルの線形和で表せるという第 1 原理を用いたスペクトル定量法（Spectral Determination Method、以下 SDM 法と呼ぶ）[1] を、液体シンチレーションスペクトルおよびγ線スペクトルに、独立に適用し、その有効性を実証した。今回、この 2 つを統合したスペクトルデータを統一的に解析する新たな SDM 法を開発したので、その結果を報告する。

キーワード：液体シンチレーションスペクトル、γ線スペクトル、スペクトル定量法

1. 緒言

中重領域放射性核種はβ線、γ線のみを放出するβ、γ核種と、両方放出するβγ核種、X 線を放出する EC 核種に大別される。液体シンチレーションカウンタ（LSC）により測定したβ線、X線スペクトルと、Ge 半導体検出器で測定したγ線スペクトルは、従来個別に解析してきたが、これら２種類のスペクトルデータを、新たに開発した SDM 法で一括解析することにより、定量の迅速化と高精度化が期待できる。

2. 実験と解析

実験は、㈱化研[2]への外注により、Perkin Elmer 社製 Tri-Carb 3110TR 型 LSC 装置を使用し、Cl-36, Sr-90, Cs-137 等の測定を行った。得られたスペクトルを基に、放射線シミュレーション計算を行い、Mn-54 の LSC スペクトルデータを得た。また、AMETEK 社製 GMX40P4 型 Ge 半導体検出器を用いて、以上のγ核種のγ線スペクトルデータを実測した。これらの LSC, γ線スペクトルから、Cs-137, Sr-90 が 10^4 Bq 存在する中で、100, 10, 1%強度の Cl-36 および Mn-54 を含むγ線スペクトルを合成し、それらの SDM 解析を行った。

3. 結果と結論

SDM 解析による Cl-36 および Mn-54 の定量結果を表 1 にまとめた。ここで、LSC, γ線スペクトル解析結果を各々B, G で、統合解析結果を BG で表わした。β核種 Cl-36 は B 値、γ核種 Mn-54 は G 値の精度が優れている。前者より後者の精度が良いのは、両者のエネルギー分解能の違いによるものと解釈される。しかし、BG 値はそれらよりも精度が勝り、β、γ両核種への適用性から、この定量法の有効性が示された。

表 1　SDM 法解析結果（Output/Input は合成スペクトルの設定値に対する SDM 解析値の比を、括弧内は誤差を表す。

Nuclide	Cl-36（β核種）			Mn-54（γ核種）		
Concentration	Output/Input(BG)	Output/Input(B)	Output/Input(G)	Output/Input(BG)	Output/Input(B)	Output/Input(G)
1	0.999 (1)	1.004 (7)	0.2 (24)	1.000 (1)	1.001 (8)	0.999 (1)
0.1	0.995 (6)	1.01 (12)	0. 2 (95)	0.999 (1)	1.00 (10)	1.000 (1)
0.01	1.04 (5)	1.01 (15)	27 (20)	0.999 (3)	0.82 (14)	0.996 (5)

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Nucl. Sci. Tech. 59:4 (2022) pp. 472-483

[2] HTTP://www.kakenlabo.co.jp/index.html

本件は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Takehito Hayakawa[3], Tadahiro Kin[4], Katsuyuki Suzuki[1], Haifeng Shen[1], Yuichi Sano[1] and Hirofumi Shinohara[1]

[1]Japan Chemical Analysis Center, [2]Niigata University, [3]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST) , [4]Kyushu University

HTTR 使用済み燃料の燃焼度・物質量測定手法の予備検討

The preliminary study of methods for burn-up and mass measurements of spent fuel of HTTR

*川口 祥平[1], Irwan Liapto Simanullang[1], 藤本 望[1]

[1] 九州大学

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料棒 1 本から放出されるγ線を測定することで燃焼度・物質量測定手法とするための予備検討を行った。PHITS を用いてシミュレーションを行い、^{134}Cs と ^{137}Cs のγ線ピークを観測した。また、燃焼日数と冷却期間を変化させた際のγ線強度の評価の現状を報告する。

キーワード：高温ガス炉，燃焼度測定，物質量測定，PHITS，^{134}Cs，^{137}Cs

1. 諸言

高温ガス炉はヘリウムを冷却材とした黒鉛減速炉であり、厳重な管理を必要とするプルトニウムを多く発生すると考えられているため、正確な物質量測定が求められる。しかし、燃焼挙動の評価方法は確立されていない。我々は ORIGEN[1]で高温ガス用のライブラリを作成している[2]が、妥当性の検証のためにも測定データが必要である。そこで、HTTR[3]の使用済み燃料の燃料棒 1 本を対象とした、γ線測定による燃焼度・物質量測定の可能性を検討することにした。

2. 検討方法

燃焼度測定のために ^{134}Cs と ^{137}Cs を対象として、PHITS[4]を用いてγ線測定のシミュレーションを行った。図 1 に燃料棒と検出器の位置関係を記す。検出領域の大きさは多くの放射線を取り入れるために 1 辺 10cm の立方体とした。燃料棒の線源設定には ORIGEN の高温ガス用ライブラリ[2]を用いて 30MW で 660 日燃焼後、5 年冷却した際の物質量を参考とした。ここで線源はコンプトン散乱の影響を考慮するために超ウラン元素(ウランより重い元素)とした。また、燃料棒は均質、計算体系周りは大きな真空空間であるとした。

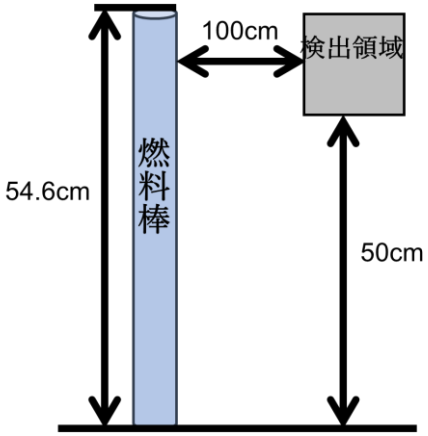


図 1　燃料棒と検出器の位置関係

3. 計算結果

図 2 にγ線ピークの観測の結果を記す。^{134}Cs と ^{137}Cs のγ線エネルギーに相当する部分にピークを観測することができた。このことから ^{134}Cs と ^{137}Cs の物質量測定ができると考えられる。また、この 2 核種の物質量の比から燃焼度評価の可能性があると考えられる。

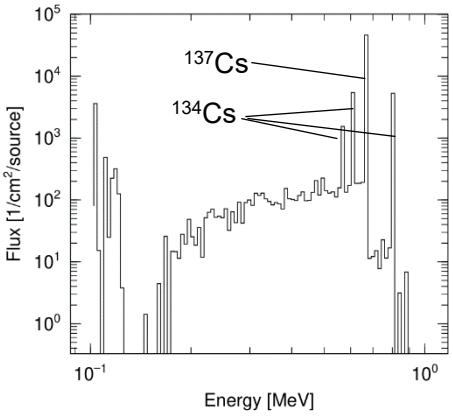


図 2　γ線ピークの観測

4. 結言

本研究では HTTR 使用済み燃料の燃料棒 1 本を対象としたγ線測定を行った。その中で、^{134}Cs と ^{137}Cs のγ線のピークを問題なく観測することができた。今後は燃焼日数と冷却期間を変更した際のγ線強度変化の評価、検出器やコリメータの考慮を行う予定である。

参考文献

[1] A. G .Croff, ORIGEN2-Code-Package-CCC371, Informal notes(1981).　[2] K. Fukuhara, et al. , 日本原子力学会 春の年会 (2022), 2D01　[3]S.Saito, et al. , JAERI 1332 (1994).　[4]T. Saito, et al. , J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690(2018).

*Shohei Kawaguchi[1], Irwan Liapto Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1]

[1]Kyushu Univ.

全方位指向性検出器の開発
フラクタル構造のβ・γ線イメージャーの考案

Development of an omni-directional radiation detector

Invention of beta- and gamma-ray imager with fractal structure

*鳥居 建男[1]，杉田 武志[2]，石澤 一憲[3]，佐々木 美雪[4]，眞田 幸尚[4]
[1]福島大学，[2]科学システム研，[3]日本放射線エンジニアリング，[4]原子力機構

フラクタル形状である Sierpinski の四面体型の放射線検出器を開発した。この形状のフラクタル次元は 2 であることから全方位に対してほぼ同感度で効率的に計数し、個々のセンサーの計数率から放射線の入射方向の把握が可能となる。その概念とβ線・γ線源を用いた検出器の特性について報告する。

キーワード：放射線イメージャー，全方位測定，フラクタル形状，β線・γ線測定

1. 緒言

放射線のイメージングは放射線源の位置の特定が必要となるさまざまなフィールドで有用である。特に、1F 原子炉建屋のようにβ線源・γ線源が混在しているところでは、4π方向に検出できる小型のセンサーの開発が作業の進捗に大きく影響する。そこで、自己相似形のフラクタル構造をした Sierpinski の四面体型の放射線検出器を考案した。これは 16 個の正四面体 GAGG シンチレータを放射線センサーのユニットとして用い、Sierpinski の四面体形状に配置し、センサー間に鉛を充填した（Fig. 1）。

2. 検出器の特性

1 辺が 12mm の正四面体の 16 個のセンサーは、3 次元的な配置から、全計数率はほぼ同感度であるにもかかわらず、センサー間に重金属（鉛）が充填されているため、個々のセンサーの計数率は放射線の入射方向によって異なる（Fig. 2）。検出器の方向特性は Phits を用いて応答解析するとともに、γ線源（^{137}Cs）とβ線源（^{90}Sr）による照射実験によりその特性を把握した。その結果、解析と線源照射試験の結果はよく一致した。また、β線とγ線に対するセンサー特性の違いから、それぞれの入射方向を弁別し測定することが可能であることが分かった。

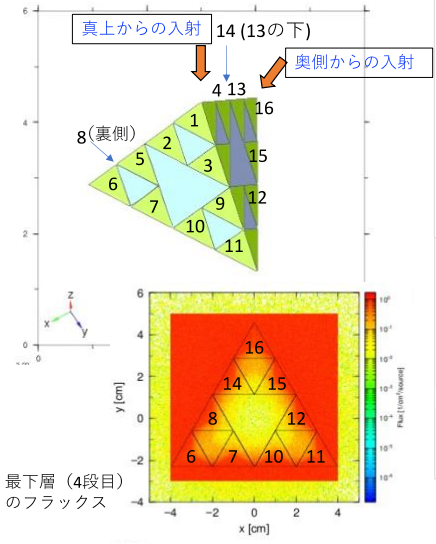


Fig.1 正四面体の 16 個のシンチレータを配置し空隙部に鉛を充填

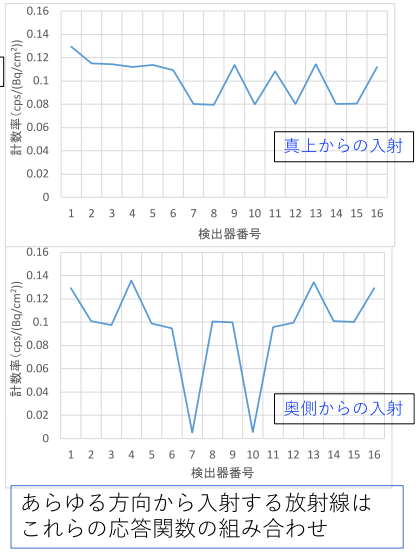


Fig. 2 GAGG シンチレータにγ線（^{137}Cs）を照射した場合の応答特性

3. 結論

本検出器の構造は自己相似形であることから、全方位型であり検出器のサイズやその組み合わせにより、高線量率場から環境測定まで感度可変のβ線・γ線測定器となる可能性を示唆するものであった。

＊本研究は、福島県「地域復興実用化等促進事業」（2021 年度）補助金「廃炉・除染を促進する小型かつ軽量な全方位放射線イメージングシステムの開発」の支援を得て実施している。

---

*Tatsuo Torii[1], Takeshi Sugita[2] , Kazunori Ishizawa[3], Miyuki Sasaki[4] and Yukihisa Sanada[4]

[1]Fukushima Univ., [2]Science System Lab., [3]Japan Radiat. Eng. Corp., [4]JAEA

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

[2M10-13] Photon Detection 1

Chair:Mitsuhiro Nogami(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:50 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M10] Development of 4pi Compton imaging system with mobile robot

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe [1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita [2], Yusuke Tamura[3], Hideteki Ebi[4], Jun Kawarabayashi[5], Kosuke Tanabe[6], Hanwool Woo[7], Tadashi Orita[8] (1. The University of Tokyo , 2. Nagoya University , 3. Tohoku University , 4. National Institute of Technology, Toyama College, 5. Tokyo City University , 6. National Research Institute of Police Science, 7. Kogakuin University , 8. Kavli IPMU)

2:45 PM - 3:00 PM

[2M11] Glass Gas Electron Multiplier Detector using Dynamic Time-over-Threshold-Based Readout

*Moh Hamdan[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[2M12] Evaluating Coaxial HPGe Detector Efficiency in Beam Geometry Using LCS gamma-ray Source

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1], Yoshitaka Taira[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. National Institutes of Natural Sciences)

3:15 PM - 3:30 PM

[2M13] Improvement to Apply Shape-Variable Gamma Camera to High Dose Rate Regions

*Kengo Miyada[1], Eiji Takada[2], Yuki Sato[3] (1. National Institute of Technology, Toyama College, 2. National Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Development of 4pi Compton Imaging System With Mobile Robot

* Agus Nur Rachman[1], Donghwan Kim[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hajime Asama[1], Takuya Kishimoto[1], Hiroki Kogami[1], Atsushi Mukai[2], Hideki Tomita[2], Yusuke Tamura[3], Kei Kamada[3], Hidetake Ebi[4], Fumihiko Ishida[4], Eiji Takada[4], Jun Kawarabayashi[5], Kosuke Tanabe[6], Kenichi Tsuchiya[6], Hanwool Woo[7], Tadashi Orita[8]

[1]The University of Tokyo., [2]Nagoya University., [3]Tohoku University., [4]National Institute of Technology, Toyama College., [5]Tokyo City University., [6] National Research Institute of Police Science, [7]Kogakuin University., [8]Kavli IPMU.

Abstract

Compton imaging is essential for ensuring nuclear safety, security and surveillance. This technique borrows the kinematic Compton scattering principle for reconstruction gamma radiation source into an image. We are currently developing a Compton imaging device to localize the position of an unknown radiation source. The combination of a gamma ray detector and the mobile robot will be helpful for measuring radioactive substances over a wide area or in a location where it's dangerous to access by a human.

Keywords: Compton imaging, Detector, Mobile Robot

Development of Compton Imaging detector

Gamma-ray imaging took an important role in nuclear safety and security. It's used to detect and localize the radiation source. Compton camera is one of the advanced detectors used to perform gamma-ray imaging by applying the Compton principle. For monitoring the radiation, a 360 surveillance is needed. In this research, we develop a Compton camera that can be utilized with a mobile robot. This Compton camera is moved by remote control; therefore, it can measure the radioactive substance over a wide area or in a location where it's dangerous to access by a human.

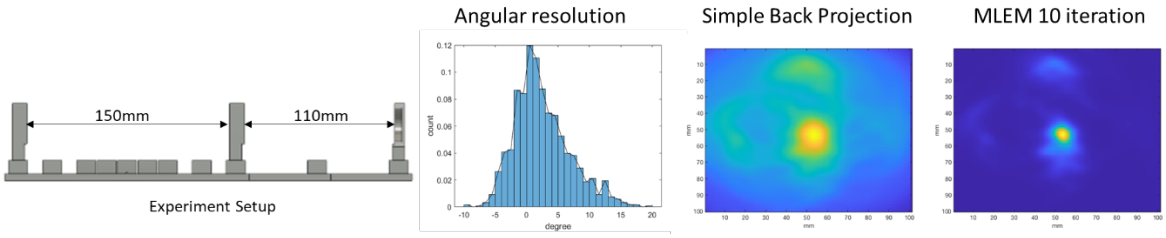


Figure 1. Compton imaging experiment setup, angular resolution, image reconstruction result.

Compton imaging experiment was conducted to test the performance of the detector system. Two detectors with the same properties are located at a 150mm distance, and the ^{137}Cs (662 keV) source is located in the front of the first detector at a distance of 110mm. The energy deposit in the scatterer was set from 10 to 100 keV. The coincident event used for the image reconstruction is the energy that has a total energy deposit in the scatterer and absorber detector equal to 662 keV±10%. The reconstructed image processing using the simple back projection method and with list mode Maximum Likelihood Expectation Maximization (MLEM) algorithm. Using the MLEM algorithm, the position of the point source is more precise, and the artifact reduces significantly. The angular resolution of the detector show 10º (FWHM). The angular resolution is determined by the alignment of the detector and the energy resolution.

Glass Gas Electron Multiplier Detector using Dynamic Time-over-Threshold-Based Readout

*Moh Hamdan[1], Yuki Mitsuya[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo

Abstract

The Gas Electron Multiplier (GEM)-based detector is compatible with developing large-area detector applications with high gain and spatial resolution. In this work, the Photosensitive Etchable Glass (PEG3C) GEM was coupled with the multichannel charge-sensitive preamplifier and dynamic time over the threshold (dToT)-based readout system. The performance of Glass GEM (G-GEM) and its readout system was evaluated as the first result.

Keywords: Gas Electron Multiplier, Dynamic Time Over Threshold

1. Introduction

The Gas Electron Multiplier (GEM) is a widely used Micro Pattern Gas Detector (MPGD) for large area detection applications with high spatial resolution requirements. To improve spatial resolution performance, GEMs are often coupled with multi-channel readout systems. In large-scale detection applications, the detector can be connected to thousands of readout channels which increases the size and complexity of the readout system. Therefore, the performance of the detector which is supported by the energy resolving capability of a compact readout system is necessary for the entire detector system. In this study, the Photosensitive Etchable Glass (PEG3C) GEM was used as the main component of the detector connected to dynamic time over the threshold Time ToT-based 2D readout. The linearity of dToT readout was evaluated. The energy resolution, gain, and polarization of G-GEM was shown as the first result.

2. Materials and Methods

The PEG3C GEM substrate has sensitive areas of 100 × 100 mm^2. The thickness, hole size, and hole pitch are 680 µm, 170 µm, and 280 µm respectively as shown in Fig. 1a. The G-GEM was placed inside the chamber between the aluminized Kapton cathode and readout anode with gaps of 5 mm and 3 mm, respectively. The chamber window was made of Kapton foil. GEM was supplied with Ar/CH_4 (90/10) gas in gas flow mode with a flow rate of 100 mL/min and a pressure of 0.1 MPa. The GEM is read by a 2D readout board connected to a charge-sensitive preamplifier, shaping amplifier, dynamic time over the threshold, and DAQ system for each output channel.

3. Result and Discussion

As the first result, the GEM performance was evaluated using ITO readout anode, charge-sensitive preamplifier, shaping amplifier, and multichannel analyzer. The Effective gain of PEG3C G-GEM was calibrated with ^{55}Fe source. $\Delta V_{G\text{-}GEM}$ was extrapolated using the measured resistance of G-GEM (3.5 x10^{10}). The maximum effective gain reached 8800 without severe sparks as shown in Fig. 1b. The drift field and induction field were around 30V/mm and 260V/mm, respectively. The energy resolution was 17 % at full-width half maximum (FWHM) of the gaussian fitted result as shown in Fig. 1c. The gain was biased at 8800 with the same value of drift field and induction field.

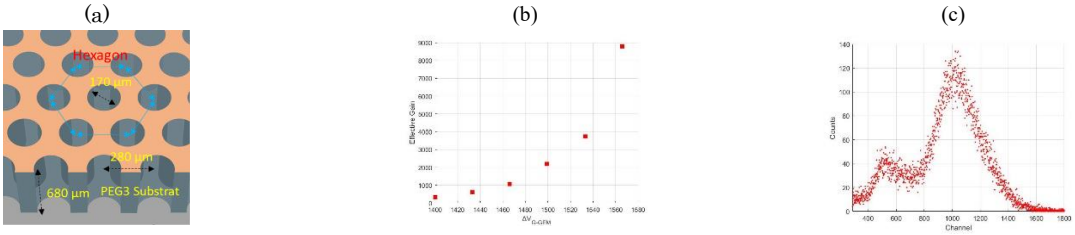


Fig. 1. (a) PEG3C Glass GEM structure and dimension; (b) Gain calibration using 5.9 keV of 55Fe source; and (c) Spectrum of 5.9 keV X-ray from 55Fe source.

4. Conclusion

The Glass Gas Electron Multiplier detector is successfully developed. The G-GEM and dToT performance is evaluated as the first result. The evaluation using dToT-based readout is expected to have a good performance.

References

[1] K. Shimazoe et al., *"Dynamic Time Over Threshold Method"*, IEEE trans. On Nuc. Sci, Vol59. No.6. pp3213-3217, 2012.

Evaluating Coaxial HPGe Detector Efficiency in Beam Geometry Using LCS γ-ray Source

*Mohamed Omer[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[1], and Yoshitaka Taira[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]NINS

Abstract

High-resolution γ-ray spectroscopy involving beam geometry may be measured with higher efficiency if γ-ray beam hits out of the axis of the coaxial HPGe detector. Hitting off-axis makes γ-rays avoid travelling through the contact hole, which is an inactive axial portion of the detector. We performed Monte Carlo simulations to study the effects of contact hole dimensions and off-axis distance on the coaxial HPGe detector efficiency. The simulation considered γ-ray energy up to 10 MeV. In general, the simulation results reveal that the off-axis efficiency is higher than on-axis efficiency for a wide range of γ-ray energies and beams sizes. Our simulations results are validated by experimental measurements of γ-ray beams generated from laser Compton scattering at UVSOR III facility.

Keywords: Coaxial HPGe detector, Efficiency, Monte Carlo simulation, Laser Compton scattering

1. Introduction

The emergence of high-brightness and energy-tunable γ-ray beams and their applications requires accurate methods of γ-ray beam measurements. It has been found that measuring γ-ray beams using a coaxial high purity germanium (HPGe) in an off-axis configuration may be of statistical and accurate merits [1]. Monte Carlo simulations are necessary for accurate estimation of the coaxial HPGe detector efficiency [1-2]. Here, we use Monte Carlo simulations to evaluate the off-axis efficiency of a coaxial HPGe measuring γ-rays produced by laser Compton scattering (LCS).

2. Materials and Methods

To study the off-axis efficiency of the coaxial HPGe detector, we measured LCS γ-ray beams directly by a 140% coaxial HPGe detector in the on-axis and off-axis configurations. LCS γ-ray with a maximum energy of 7.54 MeV were generated by collision of 746-MeV electrons with laser photons with a wavelength of 800 nm at an angle of 82 degrees. Efficiency calculations have been performed by the general Monte Carlo tool-kit of Geant4 [3].

3. Results and Discussion

Fig. 1 shows typical energy spectra of LCS γ-ray beams measured with the coaxial HPGe detector in the on-axis and off-axis at a distance of 2 cm from the center of the detector. The off-axis counting rate at approximately 7 MeV is 1.66 ± 0.2 times the counting rate of the on-axis measurement at the same energy. In addition, the efficiency calculations estimated from Monte Carlo simulation are also shown in Fig. 1. The ratio of the off-axis efficiency to the on-axis efficiency at 7 MeV as calculated by Monte Carlo simulation is 1.8. This value agrees, within the experimental uncertainty, with the measured value. However, the statistical uncertainties of the measured energy spectra are in the order of 10% and needs to be improved.

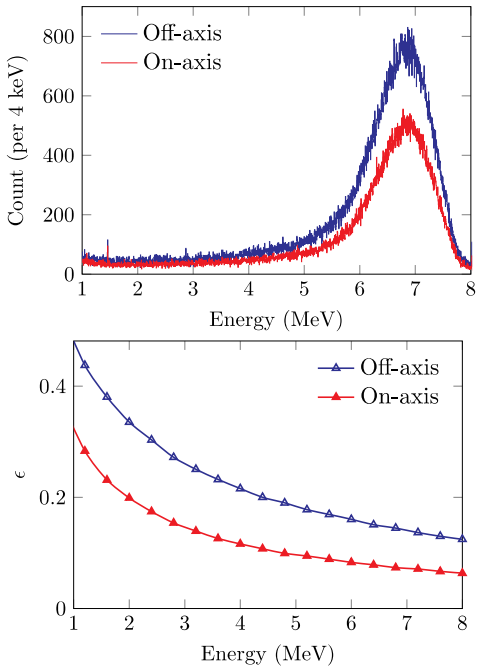


Fig. 1: LCS profiles measured on-axis and off-axis at 2 cm from the detector's center (top). Corresponding Monte Carlo calculations of the detector efficiency (bottom).

4. Summary

In summary, we demonstrate that off-axis configuration of a coaxial HPGe detector may be used in measuring the LCS γ-ray beams. Furthermore, the simulation results reveal that the off-axis efficiencies are sensitive to the contact hole dimensions and depth from the detector surface.

References

[1] M. Omer, T. Shizuma, R. Hajima, and M. Kiozumi, *Raidat. Phys. Chem.*, 198, (2022), 110241.
[2] Padilla *et al.*, *Appl. Radiat. Isot.*, 68, (2010), 2403-2408.
[3] Agostinelli et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A*, 506 (2003), 250-303.

高線量率領域への適用性拡大を目指した形状可変γカメラの改良

Improvement to Apply Shape-Variable Gamma Camera to High Dose Rate Regions

*宮田 健吾[1]，高田 英治[2]，佐藤 優樹[3]

[1]富山高等専門学校，[2]国立高等専門学校機構，[3]原子力機構

福島第一原発サイト内の狭隘な空間への適用を目指し、形状可変なγカメラを開発している。高線量率領域への適用性向上のためデータ収集ソフトウェアを改良した結果、4 mm 角のシンチレータを用いる場合で、370μSv/h 程度まで適用可能との見通しを得た。

キーワード：コンプトンカメラ, 廃炉, 放射線計測

1. 緒言

廃炉作業を進めるため、高い放射線レベルの中で原子炉建屋内に分布した放射性物質をγカメラにより可視化することが求められている。そこで本研究では、従来から研究を行ってきた自己形状を変えることで狭隘な空間の通り抜けを可能とするγカメラを高線量率領域に適用することを目指し、シンチレータの小型化（4 mm 角の Ce: GAGG）に加えて COM ポートを介さないデータ I/O 等を実装した。

2. 開発システム構成

開発したシステムは、散乱体および吸収体としてそれぞれ 32 個ずつの合計 64 個のシンチレータ（Ce: GAGG）と光検出器（Si-PMT）を使用し、傘を閉じるように形状変化することで小型化が可能である(Fig.1)。また、シミュレーションコード egs5 を用いた計算より、複数の形状でデータを取得した上で、ソフトウェア上で散乱体と吸収体の役割を入れ替えることで、全方向にほぼ均一な感度分布を実現可能なことを示した。[1]

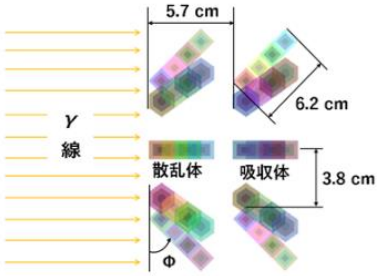


Fig.1 システムのイメージ図（Φ=45 deg）

3. 高線量率場での実験

シンチレータを 10 mm 角から 4 mm 角に変更し、従来のデータ収集ソフトウェアのままで、γ線照射場（^{137}Cs：662 keV）において、高線量率環境への適用性評価を行った。10 μSv/h の線量率ではγ線飛来方向を特定できたが(Fig.2)、 10 μSv/h を超える線量率ではデータ読み取りが追い付かず、システムが正常に動作しなかった。

目標とする数百 mSv/h の環境に適用するため、ソフトウェア（LabVIEW20.0.1）上で、①キューを使用しない、②選択した検出器についてのみパルス波高分布を表示する、③COM ポートを介さないデータ I/O の実装などの改良を行った結果、概算評価ではあるが、370 μSv/h 程度の線量率まで適用可能と推測している(Tab.1)。しかし、計数率の増加に伴い、HV の電圧降下に伴う光検出器のゲイン低下が問題となっており、今後、対応を検討する。

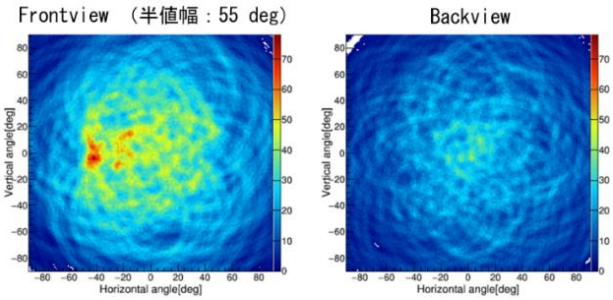


Fig.2 再構成画像（線源位置水平：-45 deg、鉛直：0 deg、左：正面方向、右：背面方向）

Tab.1 ソフトウェアが動作可能な線量率

	10 mm 角 Ce:GAGG	4 mm 角 Ce:GAGG
改良前の線量率の限界値	0.95 μSv/h（実験値）	10 μSv/h（実験値）
改良後の線量率の限界値	35.2 μSv/h（実験値）	370.4 μSv/h 以上（計算結果から推測）

参考文献

[1] 宮田健吾、日本原子力学会 2021 年秋の大会学生ポスターセッション 1-6

*Kengo Miyada[1], Eiji Takada[2], Yuki Sato[3]

[1] Nat. Inst. of Tech., Toyama College., [2]Nat. Inst. of Tech., [3]JAEA.

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

[2M14-17] Photon Detection 2

Chair:Tatsuyuki Maekawa(TM RAMS Consulting Maekawa P.E. Office)
Thu. Sep 8, 2022 3:50 PM - 4:55 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M14] Study of RI imaging technique utilizing perturbation angular correlation during magnetic field application

*Taisei Ueki[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hideki Tomita[3,4], Kei Kamada[5], Hiroyuki Takahashi[1] (1. UTokyo , 2. Kyoto Univ., 3. Nagoya Univ., 4. JST , 5. Tohoku Univ.)
3:50 PM - 4:05 PM

[2M15] NIGS Response to Non-Nuclear Material

*Yasushi Nauchi[1], Takayoshi Noumi[2], Risa Suzuki[2], Yoshihiro Kosuge[3], Tomooki Shiba[2], Akira Takada[3], Masaaki Kaburagi[2], Keisuke Okumura[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. NESI)
4:05 PM - 4:20 PM

[2M16] Portable passive gamma-ray analysis of nuclear materials using scintillation detectors

*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Takayoshi Nohmi[1], Risa Suzuki[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. NESI, 3. CRIEPI)
4:20 PM - 4:35 PM

[2M17] Feasibilty study of rhombicuboctahedron directional gamma-ray detectors

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4], Keizo Ishii[1] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. NIT Toyama College, 4. Fukushima Univ.)
4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

磁場印加摂動角相関による RI イメージング技術の研究

Study of RI imaging technique utilizing perturbation angular correlation during magnetic field application

*上木　太晟[1]，上ノ町　水紀[2]，島添　健次[1]，富田 英生[3,4]，鎌田 圭[5]，高橋 浩之[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]京都大学宇宙総合学研究ユニット，

[3]名古屋大学大学院工学系研究，[4]JST さきがけ，[5]東北大学未来科学技術共同研究センター

摂動角度相関の計測を活用した磁場と RI を融合させたイメージング技術の開発を行なっている。原子核に磁場を印加することで生じるラーモア歳差運動をカスケードガンマ線の角度相関の振動により検出を行う。ガンマ線の観測情報から歳差運動の周波数を算出することができ、磁場分布情報から線源位置の特定を行う、これにより新たな核医学イメージング手法への適用を検討している。

キーワード：核医学、角度相関、二光子放出核種

1. 緒言

我々のグループが開発を進めている DPECT (Double Photon Emission CT)では従来の核医学イメージング手法同様に、放射性同位体の分布情報を取得することに加え、放射性同位原子核周辺の局所的外場（磁場、電場）の情報を推定することができる。本研究ではカスケード核種の放出時空間相関を活用したイメージング手法の開発を目的としている。任意磁場を印加した際のγ線時空間変化を定量化し、磁場の分布と照合することで新たなイメージング手法の検討を行った。

2. 実験手法

実験体系を図１に示す。^{111}In 水溶液を点線源として利用した。点線源を挟み込むように磁場発生装置の磁極が配置してある。点線源を取り囲むように 8×8 Ce:GAGG シンチレーター、SiPM (Silicon Photomultiplier)、dToT (dynamic Time over threshold)ボードからなる検出器を８個配置した。検出器から得た情報から角度を取得、ラーモア歳差運動の２倍の周波数に対応する角度相関比を用いて周波数を算出し磁場の分布情報と照合することで線源位置の推定を行った。

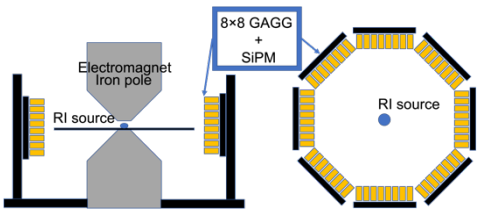


図１,実験体系

3. 実験結果

点線源、棒型線源の実験を行い位置の推定を行った。算出された歳差運動の周波数をフーリエ変換により抽出し、その存在割合と磁場の分布情報を照合し位置推定を行なった。図２には棒型ファントムの測定から算出された角度相関比、図 3 には位置推定の結果を示す。詳細については発表の際に説明する。

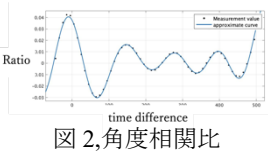


図 2,角度相関比

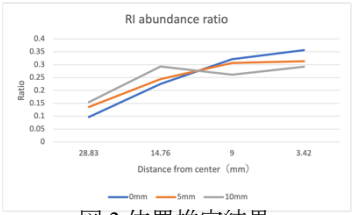


図 3,位置推定結果

3. 結論

ラーモア周波数の計測による位置推定手法を定量化した。今後イメージング精度の定量化を行う。

参考文献

[1] 浅井吉蔵, γ - γ 摂動角相関による物性研究, RADIOISOTOPES,42 巻 6 号,1993 年,347-364

*Taisei Ueki[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hideki Tomita[3,4], Kei Kamada[5], Hiroyuki Takahashi[1]

[1.] UTokyo , [2.] Kyoto Univ., [3.] Nagoya Univ., [4.] JST , [5.] Tohoku Univ.

非核燃料物質に対する中性子照射γ線スペクトル測定の応答

NIGS Response to Non-Nuclear Material

*名内泰志[1]、能見貴佳[2]、鈴木梨沙[2]、小菅義広[3]、芝知宙[2]、高田映[3]、冠城雅晃[2]、奥村啓介[2]
[1]電中研，[2]JAEA、[3]NESI

福島第一原子力発電所 1~3 号格納容器から回収される燃料デブリ・廃棄物を中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)で仕分け、計量する際、非核燃料物質が定量性に影響する。この非核燃料物質に対する NIGS の応答を JAEA/Pu 燃料技術開発センターで測定・調査した。特にジルコニウムとホウ素に対する測定を報告する。

キーワード：燃料デブリ、回収物、中性子照射γ線スペクトル測定、^{91}Zr(n,γ)、^{11}B 非弾性散乱脱励起

1. 緒言　福島第一原子力発電所 1~3 号機のペデスタル内外には燃料デブリと核燃料物質を含まない廃棄物が分布している。これらを回収し安全かつ効率よく保管するため、回収物中の核燃料物質の特定・定量が求められる。筆者らは FP と識別可能な高エネルギーのγ線を放出し、数 100 グラム以上の回収物に適用できる中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)に着目し、捕獲γ線測定で ^{238}U、^{239}Pu を検出できる見通しを得た[1、2]。NIGS と重量測定を組み合わせて核燃料物質を計量するには、さらに回収物中の非核燃料物質も特定し、非核燃料物質の中性子増倍やγ線遮蔽への影響を補正することがのぞましい。これまでの実験で ^{1}H, ^{12}C, ^{16}O, ^{27}Al、^{35}Cl、^{52,53}Cr、^{54,56}Fe、^{58}Ni、^{113}Cd 等を示すγ線を測定してきた。本研究ではさらに燃料デブリに含まれると想定される物質への NIGS 実験を JAEA/Pu 燃料技術開発センターで行い、コンクリート、モーター及び信号線、可燃性毒物、燃料被覆管、制御棒に含まれる物質を示すγ線の測定を行った。以下ではジルコニウムとホウ素の検出について記す。

2. ^{91}Zr (n, γ) 反応の測定　ジルコニウムは燃料デブリの重量の主要素ながら、中性子吸収反応断面積が小さい。このため Zr 板(10cm×10cm×1cm)を ^{252}Cf 中性子源で照射した実験でも、むしろ試料によるγ線遮蔽効果が顕著となった(図 1)。しかし、Zr 板を配置した測定では 6295keV にピークがあり、6295+511keV 上にピークがないことから、6295keV が光電ピークであることを確認した。6295keV は ^{91}Zr(n,γ)反応の主要γ線である。NIGS で ^{91}Zr を確認できることにより、核燃料物質の計量でのジルコニウムの影響の評価が期待できる。

3. ^{11m}B 脱励起線の測定　ホウ素は中性子増倍への影響が大きいので、NIGS や active 中性子法による核燃料物質の計量にはホウ素の定量が望ましい。ホウ素の検出には ^{10}B(n,α$_1$)^{7m}Li の脱励起線 478keV の測定が知られるが、^{137}Cs の 662 keVγ線高バックグラウンド下では同γ線の検出は困難である。2MeV 以上のγ線を放出し得るエネルギー準位の有無を調査し、中性子反応率を計算した結果、^{11}B の非弾性散乱(第 1 励起準位)からの脱励起γ線 2124.5keV の検出が有望と判断した。そこで直径 10cm、厚さ 2cm の円盤状の B_4C サンプルを準備し、この近傍に ^{252}Cf を配置し、中性子を減速させずに入射させ、γ線を測定した。図 2 のように 2124.5keV を中心にエネルギー幅をもったγ線スペクトルが検出された。この反応では散乱された ^{11m}B が停止する前に第 1 励起準位からγ線が放出されるため、ドップラー広がりが生じたと考えられる。同γ線は ^{154}Eu(1274, 1596keV)よりもエネルギーが高く、検出は可能と期待される。この反応率は ^{10}B(n,α$_1$)に比べ水分量への依存性が小さく、ホウ素の定量に有利と考えられる。

参考文献　[1] Nauchi 他, Proc. ICNC2019, [2]名内、能見、他、2021 年秋の大会予稿集、[3]名内他、2020 年秋の大会予稿集。

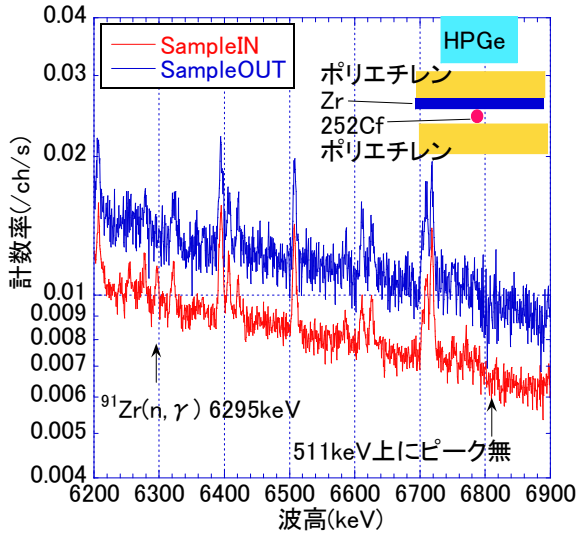


図 1　^{91}Zr(n,γ)6285keV の検出.

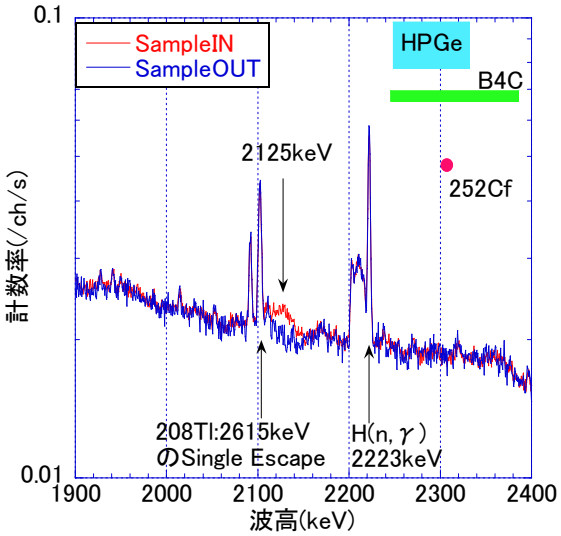


図 2 ^{11}B(n,n') ^{11m}B 非弾性散乱脱励起線の検出.

*Yasushi Nauchi [1], Takayoshi Nohmi[2], Risa Suzuki[2], Yoshihiro Kosuge[3], Tomooki Shiba[2], Akira Takada[3], Masaaki Kaburagi[2], Keisuke Okumura[2], [1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]NESI inc.

シンチレーション検出器による核燃料物質の可搬パッシブガンマ非破壊測定

Portable passive gamma-ray analysis of nuclear materials using scintillation detectors

*冠城 雅晃[1], 芝 知宙[1], 能見 貴佳[1], 鈴木 梨沙[1], 小菅 義広[2], 名内 泰志[3], 奥村 啓介[1]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]電中研

福島第一原子力発電所の廃炉加速に資するために開発を進めている高線量率下の測定に特化した $CeBr_3$ シンチレーション検出器($CeBr_3$ 検出器)を利用し、JAEA プルトニウム燃料技術開発センターが有する核燃料物質試料のガンマ線スペクトル測定を実施した。さらに、HPGe 検出器による測定も実施し、結果を比較した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，可搬非破壊測定，ガンマ線スペクトル分析，核燃料物質同定

1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器から取り出される燃料デブリ等の物質について、将来的な取り出し規模の拡大時、スループットを向上させるための簡易的な非破壊測定手法の開発を進めている。その一環として、高線量率測定に特化した微小（5 mm × 5 mm × 5 mm）な $CeBr_3$ 検出器を開発した[1]。本発表では、$CeBr_3$ 検出器の核燃料物質測定への適応性評価に向けた試験について報告する。

2. 実験

MOX（Pu 504 g, U 524 g，ウラン濃縮度 1.4%）粉末を SUS 缶（直径 11 cm、厚さ 0.05 cm）に収納した試料を、1 mm 厚の Cd 板を挟んで $CeBr_3$ 検出器でガンマ線（X 線）スペクトル測定を実施した。さらに、距離を離して低エネルギー測定用 HPGe（直径 25.2 mm、高さ 15 mm）で測定した。

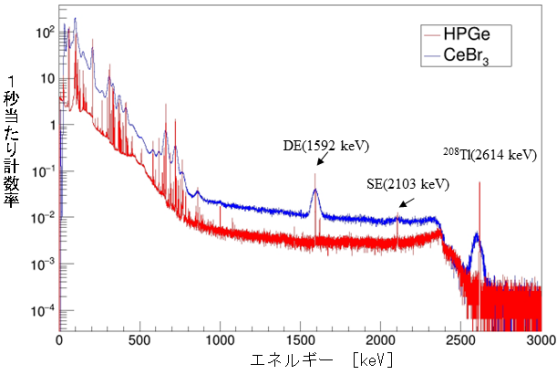


図 1. MOX 燃料の測定スペクトル

3. 結果

$CeBr_3$ 検出器では、HPGe で検出したすべてのピークを識別できなかったが、放出率の高い離散的なピークについては識別ができている（図１）。1 MeV 以上では、^{208}Tl 崩壊由来の 2614 keV ならびにそのダブルエスケープピーク（1593 keV）は確認できた。さらに、800 keV 以下では（図 2）、^{241}Am 崩壊の 722 keV、662 keV、208 keV（^{237}U 崩壊も含む）、60 keV のピーク、また ^{239}Pu 崩壊の 414 keV、^{233}Pa 崩壊由来の 313 keV が識別できた。一方で、U、Np の特性Ｘ線（100 keV 付近）は個別に識別できず、１つのピークとして検出された。

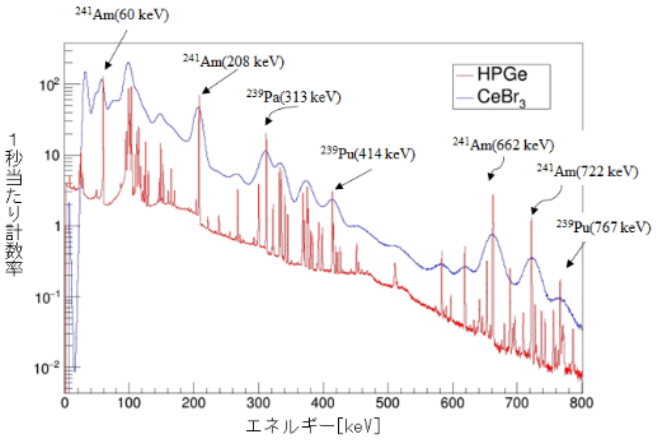


図 2. 低エネルギー成分

4. まとめ

高線量率測定に特化した $CeBr_3$ 検出器について、MOX 燃料に特異的なエネルギーピークを識別することができ、核燃料物質同定への応用が期待される。一方で、精度向上に向けて、エネルギー分解能向上ならびにスペクトル解析手法の開発が求められる。

参考文献

[1] Kaburagi M., et. al. J. Nucl. Sci. Technol. (2022) Published online, DOI:10.1080/00223131.2022.2026833

*Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Takayoshi Nohmi[1], Risa Suzuki[1], Yoshihiro Kosuge[2], Yasushi Nauchi[3], and Keisuke Okumura[1]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]CRIEPI

斜方立方八面体型指向性検出器の基礎検討

Feasibilty study of rhombicuboctahedron directional gamma-ray detectors

*野上　光博[1]，北山　佳治[2,1]、人見　啓太朗[1]，高田　英治[3]、鳥居　建男[4]，石井　慶造[1]

[1]東北大，[2]JAEA, [3]富山高専, [4]福島大

我々のグループでは、福島第一原子力発電所建屋内で使用することを念頭において、斜方立方八面体型鉛遮蔽体とシンチレータを組み合わせた指向性検出器の開発に取り組んでいる。本発表では、今まで実施した基礎的な検討内容について報告を行う。

キーワード：斜方立方八面体、指向性検出器

1. 斜方立方八面体型指向性検出器

福島第一原子力発電所の廃炉作業を円滑に進めるためには、放射線源の位置分布を計測・把握する必要がある。その際に用いられるガンマ線イメージャには小型かつ軽量であること、また高線量場で動作可能であることが求められる。我々のグループでは、そのような要件を満たすガンマ線イメージャとして斜方立方八面体型鉛遮蔽体とシンチレータを組み合わせた指向性線検出器(Fig.1)の開発に取り組んでいる。この指向性線検出器は、斜方立方八面体型鉛遮蔽体の窪み部にシンチレータが配置されており、2 つのシンチレータのカウント数の比較からガンマ線の飛来方向を推定することができる。

この指向性検出器の原理実証を行うために、最小単位の斜方立方八面体型指向性検出器を製作し、その評価を行った。製作した最小単位の斜方立方八面体型指向性検出器を Fig.2 に示す。シンチレータとして 5 mm × 5 mm × 5 mm の LYSO(Ce)シンチレータを採用した。光検出器としては浜松ホトニクス製の MPPC(S13360-6025PE)、信号処理回路としてクリアパルス製の 8 チャンネル SiPM 読み出し回路(80470 型)を使用した。斜方立方八面体型鉛遮蔽体の各窪み間の厚みは 20 mm である。^{137}Cs 線源と斜方立方八面体型指向性検出器の相対角度を 10° 刻みで変更し、各入射角度のピークカウント数の変化を評価した。線源の入射角度によりピークカウント数が変化しており、また ^{137}Cs 線源とのンチレータ間に鉛遮蔽体がある際には大きくカウント数が減少することが確認でき、今回製作した指向性検出器が設計コンセプトを実現していることを確認した。

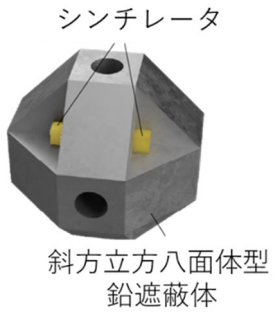


Fig.1 斜方立方八面体型指向性検出器の概略図

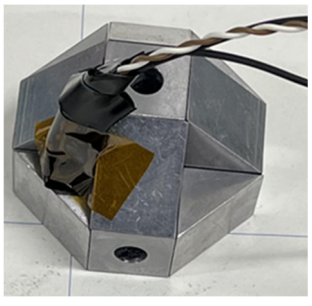


Fig.2 製作した斜方立方八面体型指向性検出器

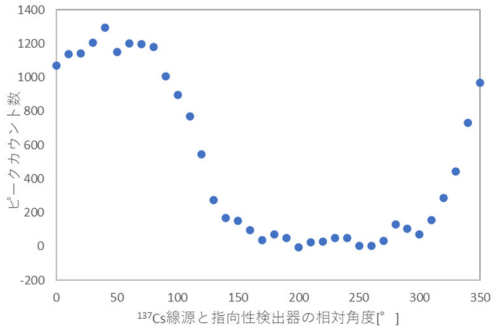


Fig.3 ^{137}Cs 線源と指向性検出器の相対角度とピークカウント数の関係

*Mitsuhiro Nogami[1], Yoshiharu Kitayama[2,1], Keitaro Hitomi[1], Eiji Takada[3], Tatsuo Torii[4], Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Univ., [2] JAEA, [3] NIT Toyama College, [4]Fukushima Univ.

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

[2M18-20] New Technologies

Chair:Kenichi Watanabe(Kyusyu Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 4:55 PM - 5:45 PM Room M (E2 Bildg.1F No.101)

[2M18] Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement evaluation method

*Masato Watanabe[1], Ryouji Mizuno[2], Toshio Kuzuya[3] (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI, 3. Techno Chubu)

4:55 PM - 5:10 PM

[2M19] Improvement of collimator system for high energy gamma ray imaging

*Tomoya Narifuji[1], Riho Fujiwara[1], Satoshi Kozuki[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[2] (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

5:10 PM - 5:25 PM

[2M20] Building a simple analog MCA function on SoC

*Tatsuyuki Maekawa[1] (1. TM RAMS Consulting)

5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

汎用的なクリアランス測定評価手法の開発
（2）測定容器へのランダム収納による放射線計測への影響評価

Development of general-purpose clearance radioactivity concentration measurement evaluation method

(2) Impact assessment on radiation measurement for Random storage in a container

*渡邉 将人[1]、水野 良治[2]、葛谷 敏男[3]

[1]中部電力（株）、[2]（株）中電シーティーアイ、[3]（株）テクノ中部

合計重量１トン前後の細断された解体撤去物を容器に収納して放射能を測定するにあたり、容器内の密度と放射能の偏在が、放射線の測定値に与える影響を計算できるプログラムの開発状況を報告する。

キーワード：クリアランス、BWR、放射能濃度、二次的な汚染、密度、線源、偏在

１．緒言

浜岡原子力発電所１、２号機の廃止措置において、管理区域内で発生した金属くずを細断した後、合計重量１トン前後を測定容器へ収納して Ge 半導体検出器でコバルト 60 のガンマ線を計測して、金属くずの放射能濃度を推定している。放射能濃度の不確かさを低減するため、同一形状の金属くずをできるだけ均等に収納しており、労力がかかっている。そこで、形状を揃えず、かつ、収納もランダムに行った場合、放射線計測による放射能濃度の推定の不確かさをシミュレーションできるプログラムを作成した。

２．プログラムの概要

放射能濃度の不確かさを推定するために、複数回のランダム収納による遮蔽密度と線源の分布を同時に設定する必要がある。そこで、ゲーム開発用の物理エンジンを利用して、金属片を容器へランダムに投げ込み、重力により金属片ごとの接触で静止することを、二次元で模擬できるようにした。

次に、物理エンジンで得られた測定容器内における金属片の画像ピクセルを密度情報として遮蔽計算コードに渡す際、金属片が回転してジャギー等の発生により、画像ピクセルで集計する金属片の重量と線源が存在する金属片の表面の面積（二次元だと外周長）が、回転前後で同じにならない。そこで、金属片ごとに重量と表面積が同一になるよう補正する機能を付加した。

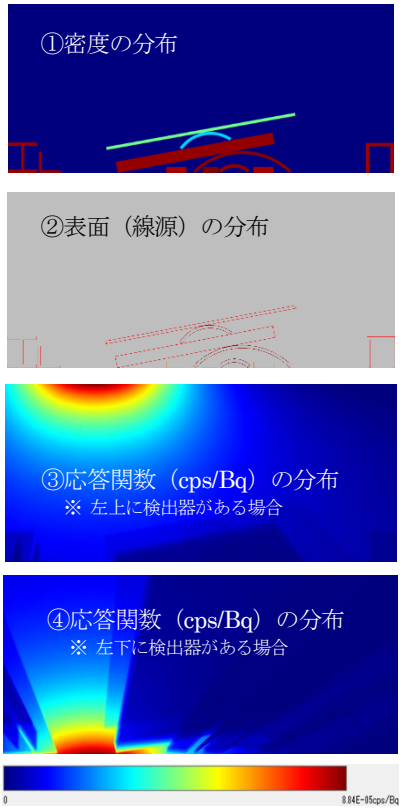


図　物理ｴﾝｼﾞﾝを利用したﾗﾝﾀﾞﾑ収納と遮蔽計算によって求めた応答関数

３．今後の展開

現行モデルにおいて、検出器の応答関数を求める遮蔽計算は、容器内の平均かさ密度を想定した一様均質で設定している。本プログラムにより、形状を厳密に考慮できるようになった。測定容器からの放射線の計測値から放射能へ換算する方法は、汚染上限モデル（特許第 6228024 号）を使用する。

今後、厳密な形状で均等に配置した場合、僅かにずらした場合、ランダムに配置した場合、形状・大きさの違うものを混在させた場合などの放射能濃度の換算値と、現行のかさ密度均一を想定して求めた放射能濃度の換算値とを比較する予定である。

* Masato WATANABE[1], Ryoji MIZUNO[2], Toshio KUZUYA[3]

[1] Chubu Electric Power Co., Inc. , [2] Chuden CTI Co., Ltd., [3] Techno Chubu Co., Ltd.

高エネルギーガンマ線イメージングのための コリメータシステムの改良

Improvement of collimator system for high energy gamma ray imaging

*成藤 智哉[1]、藤原 理帆[1]，上月 智史[1]，谷池 晃[1]，古山 雄一[1]，
西浦 正樹[2]，木崎 雅志[2]
[1]神戸大学大学院海事科学研究科，[2]核融合科学研究所

核融合プラズマで生成される高エネルギーアルファ粒子と炉壁のベリリウムの反応によって生じる 4.44 MeV ガンマ線のイメージングを行うため，ストレートコリメータ，ピンホールコリメータ，コーデットアパーチャの 3 種を比較する研究を行っている．本学静電タンデム加速器を用いて，いくつかのコリメータ体系について実験を行った．また，PHITS シミュレーションコードを用いて検証を行った．

キーワード：高エネルギーガンマ線，タンデム加速器，ガンマ線イメージング

1. 緒言

核融合炉や燃焼プラズマ実験の研究を進める上で，プラズマから損失し炉壁へ到達するアルファ粒子を測定することが重要となる．そこで，炉壁材料のベリリウムと損失アルファ粒子との核反応により生成する 4.44 MeV 高エネルギーガンマ線の発生位置と数量を炉外から測定することで損失アルファ粒子を計測する，高エネルギーアルファ粒子誘起ガンマ線計測手法が提案されている．本計測手法に用いる高エネルギーガンマ線カメラの方式として，コリメータ，ピンホール，コーデットアパーチャの 3 種が考えられる．我々はタンデム加速器を用いて発生したガンマ線を用いた実験および PHITS[1]計算を行い，ガンマ線イメージングの基礎的研究を行った．

2. 実験及びシミュレーション

本研究ではコリメータを用いた方式に関する実験を行った．本学静電タンデム加速器を用いて 2.7 MeV のプロトンを PTFE(テフロン)ターゲットに入射し，約 6 MeV のガンマ線を生成した．ガンマ線ソースから約 3 m の位置に鉛コリメータと高純度ゲルマニウム検出器(HPGe)を設置し，鉛コリメータと HPGe の測定位置を変えることで，ガンマ線イメージングを模擬した実験を行った．鉛の枚数やコリメータの長さを変化させることで，ガンマ線検出量の変化を測定した．また PHITS 計算により，それらの結果を検証した．

3. 結果・考察

Fig.1 に鉛の枚数およびコリメータの長さを変化させた体系についての実験結果を示す．結果から，鉛の枚数が多くなるほどコリメータを貫通して検出されるガンマ線の量は減少しており，8 枚もあれば十分で，4 枚の鉛では貫通して検出される量が多く，不十分であることが分かった．6 枚の鉛では 200 mm と 150 mm で検出量に違いが見られた．PHITS 計算による実験結果との比較，および考察については講演で述べる．

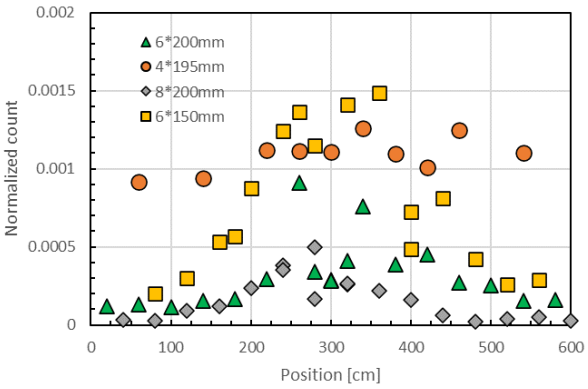


Fig. 1. Experimental results for each collimator system.

[1] Tatsuhiko Sato, et al., Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

*Tomoya Narifuji[1] , Riho Fujiwara[1] , Satoshi Kozuki[1] , Akira Taniike[1] , Yuichi Furuyama[1] , Masaki Nishiura[2] , Masashi Kisaki[2]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, [2]NIFS

SoC による簡素なアナログ MCA 機能の構築
–基本構想と設計–

Building a simple analog MCA function on SoC

– Basic concept and design –

*前川　立行

TM RAMS Consulting

放射線計測手段のコアである多重波高分析（MCA）機能をプログラマブル SoC のワンチップ上に構築することを計画した。基本構想を立案し、素子選定・基本設計と要素検証により実現性の目途を得た。

キーワード : 放射線計測、システムオンチップ、SoC、多重波高分析装置、エッジコンピューティング、IoT

1. 緒言

80 年代に入りアナログ方式の成熟期にあった MCA・スペクトロメータ技術は、台頭してきたディジタル信号処理技術の洗礼を受け、90 年代には理論的に示されてきた台形整形 [1)]を実装する様になった。2000 年代に入るとイメージングを背景とした多チャンネル化要求を受け、ToT[2)]法の展開や、線形性を改良した dToT[3)]法等が開発され､ASIC 化された素子で R&D プロト機が構築されるなど独自の先鋭化を遂げてきた。一方、ディジタル情報家電・通信機器の加速度的な普及、それに続く IoT・エッジコンピューティング・自動運転技術が進展する背景には､アナログディジタル混在の SoC（System on Chip）の飛躍的進歩があった。

今回の開発では、MCA の重要性を再認識した上で SoC に着目し、機能や性能の洗練ではなく、日常的な放射線管理測定や教育用として手軽に利用できる様な MCA の実現を目的に掲げた。このため、必要最小限の MCA 機能を市販の Programmable SoC 上に構成する事を考え、基本設計と検証を進めてきた。

2. 素子選定と基本設計

素子として MCA 構築のために必要な条件を決めて調査した結果、Infineon 社の PSoC5 を選定した。プリアンプ波形の直接サンプリングは ADC への要求やデータ処理量の観点から負担が大きい。このため図 1 に示す様に、ディスクリ以上の波高値を持つシェーピングパルスのピーク検出信号で AD 変換をトリガする方式とした。また図 2 に示す様に、AD 変換結果の転送は DMA コントローラに委ね、ファームウェアではハード割り込みを受けて DMA の有効化とヒストグラムメモリへの書き込みだけを行うことで、系としてのデッドタイムを低減した。要素部分を構築して模擬パルス等による動作検証を行なった結果、ファームウェアの負荷依存を抑え、ハード機能中心でパルス計測・AD 変換・事象記録ができる事を確認した。

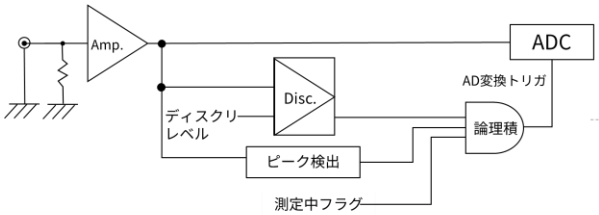


図１　パルス入力に対するAD変換方式

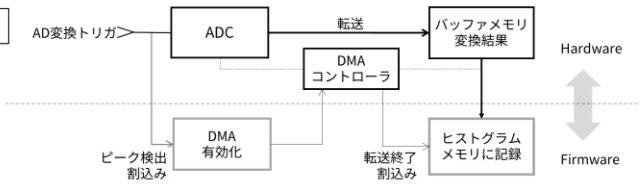


図２　AD変換とヒストグラムメモリへの記録の方式

3. まとめ

アナログ波形整形を前提に、SoC への MCA 機能の組み込み設計と検証を行い成立性の目途を得た。今後ヒストグラムメモリや PC との I/F を実装し､簡易 MCA としての成立性検証と実用性評価を進めていく。

参考文献

[1] V.T.Jordanov, G.F.Knoll, , Nucl. Instr. and Meth. A 345 (1994)337.　[2] I. Kipnis et al.,IEEE T. Nucl. Sci., 44, 3, (1997)

[3] Kenji Shimazoe, Hiroyuki Takahashi, et.al, IEEE T. Nucl. Sci., 59, 6(2012)

*Tatsuyuki Maekawa, TM RMAS Consulting.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 203-1 Accelerator (including Medical Use), Synchrotron Radiation, Laser

[2N01-06] Accelerators, Lasers and Their Application

Chair:Hideaki Ohgaki(Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2022 10:15 AM - 11:55 AM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N01] Neutron Resonanse Absorption by Laser-driven Source II

*Akifumi Yogo[1], Zechen Lan[1], Takehito Hayakawa[2], Tianyun Wei, Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1], Shinsuke Fujioka [1], Mitsuo Nakai[1], Kunioki Mima[1], Ryosuke Koama[1] （1. Institute of Laser Engineering, Osaka University, 2. QST）

10:15 AM - 10:30 AM

[2N02] GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Simulation Study

*Hideaki Ohgaki[1], Khaled Ali[1], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masaki Fujimoto[3], Yoshitaka Taira[3] （1. Kyoto University, 2. National Institutes for Quantum Science and Technology, 3. Institute for Molecular Science, National Institutes of Natural Sciences）

10:30 AM - 10:45 AM

[2N03] Design study on medium energy FFA-ERIT storage ring

*Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Kyosuke Adachi[1], Isshin Ishibashi[1], Takahide Domoto[1], Yoshiharu Mori[2] （1. Kyushu University, 2. Kyoto University）

10:45 AM - 11:00 AM

[2N04] Study of isotope-labeled Raman spectroscopy system for visualization of in vivo molecular dynamics

*Gyo Itsubo[1], HIdeki Tomita[1,2], Kenji Shimazoe[3] （1. Nagoya Univ., 2. JST PRESTO, 3. UTokyo）

11:00 AM - 11:15 AM

[2N05] Secondary electrons dynamic simulation to model residual gas bunch length monitor for high intensity hadron beams at the Linear IFMIF Prototype Accelerator

*Andrea De Franco[1], Marco Poggi[2], Loris Antoniazzi[2], Keitaro Kondo[1], Saerom Kwon[1], Masayoshi Sugimoto[1] （1. QST, 2. INFN）

11:15 AM - 11:30 AM

[2N06] Measurement of energy spread of electron beam after laser modulation

*Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1] （1. SANKEN (The Institute of Scientific and Industrial Research), Osaka University）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

レーザー駆動線源による中性子共鳴吸収 II -シングルショット分析を目指して-

Neutron Resonance Absorption by Laser-driven Source II -toward "Single Shot" Analysis-

*余語覚文[1]、Lan Zechen[1]、早川岳人[2]、Tianyun Wei[1]、有川安信[1]、安部勇輝[1]、
藤岡慎介[1]、中井光男[1]、三間圀興[1]、兒玉了祐[1]
[1]阪大レーザー研、[2]QST

キーワード： レーザー駆動中性子源、レーザーイオン加速、中性子共鳴吸収

1. 緒言

レーザー駆動中性子源[1-5]は、高強度レーザーパルスを薄膜の 1 次ターゲットに集光して、プラズマの作る瞬間的な電場で MeV エネルギーイオン（陽子・重陽子）を発生し、それを 2 次ターゲット（ベリリウム等）に照射して、短パルスの高速中性子を発生する。特徴として（1）コンパクトな線源サイズ、(2）短時間パルス性能、(3）他の短パルス量子ビームと同時発生や時間同期が可能、の 3 点が挙げられる。これらの特性を実験的に検証し、レーザー駆動中性子源を新しい線源として確立することを目指している。

2. 実験・考察

これまでの研究で、レーザー中性子 1 パルスで中性子共鳴吸収を示唆するピークを計測することに成功した。本研究では、共鳴吸収ピークのサンプル温度依存性を評価した。阪大レーザー研の LFEX レーザーにおいて、2 次ターゲットに約 3cm の小型の減速材を取り付けて、パルス熱外中性子を発生した。検出器(⁶Li 含有シンチレータ+光電子増倍管)を線源から約 1.7 m に設置して、飛行時間法で中性子のエネルギーを分析した。ビームラインに銀（Ag）， タンタル（Ta）, の板(各厚さ 0.1mm)を設置し、透過中性子のスペクトル上に、共鳴吸収エネルギー: 4.28 eV (^{181}Ta), 5.19 eV (^{109}Ag)に対応したディップを計測した。サンプルの温度が上昇すると、原子核の熱振動により、中性子との相対速度の変化がいわゆるドップラー効果を引き起こし、共鳴吸収のピーク構造が変化する[6]と予想される。そこで、タンタルを電熱器で昇温し、室温から 350℃の領域で共鳴吸収ピークを計測した。この時、銀は室温のままとして参照データ計測に使用した。現在、計測データを解析中であるが、室温と昇温時のデータを比較すると、有意にピーク構造が変化している様子が見られた。この結果はレーザー 1 ショットで発生した中性子 1 パルスで計測されたものであり、中性子による高速温度分析への道を拓くものである。講演では、温度依存性の解析結果を報告すると共に、将来的なシングルショット分析への応用について議論する。

参考文献

[1] T. Mori et al., J Phys. G: Nucl. Part. Phys. 49, 065103 (2022).
[2] T. Wei et al., AIP Advances 12, 045220 (2022).
[3] A. Yogo et al., Appl. Phys. Express 14, 106001 (2021)
[4] T. Mori et al., Phys. Rev. C 104, 015808 (2021)
[5] S. R. Mirfaysi et al., Scientific Reports 10, 1 (2020)
[6] T. Kamiyama et al., J. Neutron Res. 13, 97 (2005)

---

*Akifumi Yogo[1], Zechen Lan[1], Takehito Hayakawa[2], Tianyun Wei[1], Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1], Shinsuke Fujioka[1], Mitsuo Nakai[1], Kunioki Mima[1], Ryosuke Kodama[1]
[1]ILE, Osaka Univ, [2]QST

GENERATION OF FLAT-LASER COMPTON SCATTERING GAMMA-RAY BEAM IN UVSOR: Simulation Study

*大垣　英明[1], Khaled Ali[1], 紀井　俊輝[1], 全　炳俊[1], 早川　岳人[2], 静間　俊行[2], 藤本　將輝[3], 平義孝[3]

[1]京都大学, [2]量子科学技術研究開発機構, [3]分子科学研究所

UVSOR の BL1U ビームラインにおいて、ビームサイズを小さくコリメートしながらフラットなエネルギースペクトルと空間分布のレーザーコンプトン散乱ガンマ線ビーム（F-LCS ビーム）を開発している。 F-LCS ビーム発生原理と EGS5 を用いたシミュレーションについて報告する。

Keywords：Laser Compton Scattering Gamma-ray Beam, UVSOR, EGS5

1. 緒言

我々は核共鳴蛍光散乱(NRF)と UVSOR の BL-1U からのレーザーコンプトン（LCS）ガンマ線を用いて、同位体分布の CT イメージを取得する手法（NRF-CT）を開発し、^{208}Pb の 3 次元 NRF-CT イメージの取得に世界で初めて成功した[1]。この手法の課題として、複数の同位体の同時検出と定量評価がある。空間的なエネルギー分布は、NRF のような eV 以下の共鳴幅の核反応では、その分布する範囲も限定されたものとなるため、反応断面積の絶対値測定は信頼性が無いとされている。そこで、電子ビームを円偏光アンジュレータ磁場により旋回させることで、小径のコリメータでもエネルギー幅を拡大させるとともに、エネルギー分布の空間依存性を無くす（f-LCS ガンマ線と称す）方法を考案した。

2. f-LCS ガンマ線発生原理

通常の LCS ガンマ線は図１に示すように、直進する電子ビームに対してレーザー光を衝突させ、コリメータ等により準単色ガンマ線を発生させる。この場合の LCS ガンマ線のエネルギーの空間分布を UVSOR を仮定し、EGS5 を用いて計算すると図２となる。一方、同ビームラインに設置されている円偏光アンジュレータを励磁して、電子ビームを旋回させること（図３）で、LCS ガンマ線のエネルギーの空間分布は図４のようになる。

3. 結論

本提案手法により f-LCS ガンマ線が発生可能であることが分かった。本会では、f-LCS のエネルギー分布等に関して報告する。

参考文献

[1] K. Ali et al., Appl. Sci. 2021, 11, 3415.

*Hideaki Ohgaki[1], Khaled Ali[1], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Masaki Fujimoto[3] and Yoshitaka Taira[3]

[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]UVSOR.

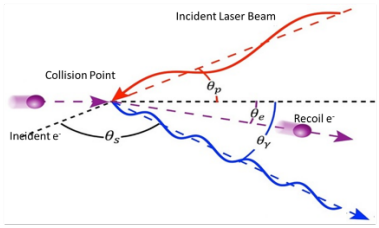


図１　通常の LCS スキーム

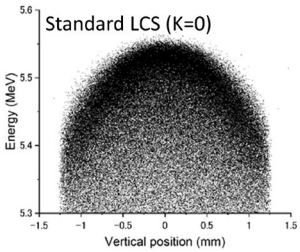


図２　LCS ガンマ線エネルギーの空間分布

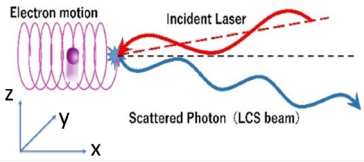


図３　f-LCS 発生スキーム

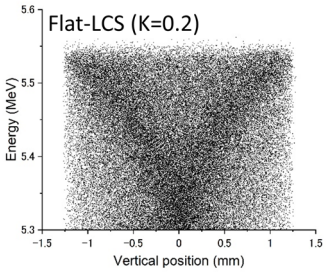


図４　f-LCS ガンマ線エネルギーの空間分布

中高エネルギー領域 FFA-ERIT 方式蓄積リングの基本設計に関する研究

Design study on medium energy FFA-ERIT storage ring

*髙松 恒輝[1], 池田 伸夫[1], 有馬 秀彦[1], 米村 祐次郎[1], 足立 恭介[1]
堂本 剛秀[1], 石橋 一心[1], 森 義治[2]
[1]九州大学, [2]京都大学

本研究では、中高エネルギー領域 FFA-ERIT 方式中性子源の基礎研究に関して、線形近似法を用いた光学設計、また中性子生成効率などについて評価を進めている。

キーワード：FFA-ERIT 蓄積リング、加速器中性子源

1. 緒言

医療、中性子科学、原子核物理などの分野において、加速器中性子源の需要が高まっている。加速器中性子源には、大強度ビームを厚い標的に一度だけ衝突させ中性子の生成させるものがあるが、入射粒子エネルギーが低い場合には、標的中での飛程が中性子生成反応の平均自由行程を大きく上回らないため、入射ビームのごく一部しか中性子生成反応に寄与しないという課題が存在している。この課題を解決するため、高いビーム蓄積性能を持つ FFA 加速器を使用し、標的衝突時に失ったビームのエネルギーを高周波加速によって回復して標的にビームを繰り返し衝突させるエミッタンス回復内部標的方式（ERIT）方式[(1)]が提唱された。ERIT 方式は、理想的には無限厚さの標的に常に高エネルギーのビームを衝突させる事と等しいため、従来の方法と比べ中性子生成効率が高い。低エネルギー領域においては 11 MeV FFA-ERIT 蓄積リングによって原理検証がなされた。蓄積ビームのエネルギーを中高エネルギー領域に上げることにより、中性子生成量が増加し、生成される中性子のエネルギーの幅が広がる。そのため利用時における中性子照射時間が短くなる、応用範囲が広がるなどの利点が期待され、基礎研究が進められている。

2. 研究内容

ERIT 方式では、標的の衝突によって増加したビームのエミッタンスを高周波加速空洞による再加速によって抑え、 蓄積リングのアクセプタンス外になるまでリング内を周回させる。その間、蓄積リング内のビームは標的と衝突し中性子を生成する。本研究では中高エネルギー領域 ERIT 方式の中性子生成量に注目し、他の手法に対する優位性を定量的に明らかにするために、核データや理論式、粒子・重イオン輸送計算コードを用いて中性子生成効率、中性子生成量を計算し、厚い標的を用いる従来の手法や低エネルギー領域 ERIT 方式との比較を行った。また、中高 ERIT 方式の蓄積リングに関する知見を得るために、転送行列を用いた軌道解析を行い、ビームの安定性の評価を行った。本発表では中高エネルギー領域 ERIT 方式を、従来の方法や低エネルギーERIT 方式と中性子生成量の観点から比較した結果、および、蓄積リングの到達可能ビームエネルギー、閉軌道の安定性について報告する。

参考文献

[1] Y. Mori: Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A.,562(2006), 591-595.

* Koki Takamatsu[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Kyosuke Adachi[1],
Takahide Domoto[1], Isshin Ishibashi[1], Yoshiharu Mori[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto Univ.

生体内分子動態可視化のための同位体標識ラマン分光システムの検討

Study of isotope-labeled Raman spectroscopy system for visualization of in vivo molecular dynamics

*井坪 暁[1]，富田 英生[1,2]，島添 健次[3]

[1]名大，[2]JST さきがけ，[3]東大

同位体で標識された物質の生体内分布イメージングを念頭に、半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーを用いたラマン分光システムの開発を行った。

キーワード：核医学，同位体標識，Ti:Sapphire レーザー，ラマン分光

1. はじめに

核医学診断・治療のために様々な放射性核種の適用が検討されているが、それらを抗体に結合させてがんに特異的に集積させる場合、低分子であるために蛍光標識などで細胞内分布を可視化することに課題がある。ラマン分光イメージングは非接触かつ非破壊で微小領域における対象物質の構造・特性に関する情報が得られるため、生化学や材料科学などの分野で応用が期待されており、さらに安定同位体化合物の特異な結合バンドに基づくスペクトルを検出することで生体内での動態可視化への応用展開が考えられる。そこで本研究では、励起光源に半導体レーザーを使った半導体直接励起－連続発振 Ti:Sapphire レーザーによるラマン散乱分光に基づくイメージングシステムの開発を行い、その特性を評価した。

2. 半導体直接励起－連続発振 Ti:Sapphire レーザーを用いたラマン分光イメージングシステム

開発した分光イメージングシステムの概要を Fig.1 に示す。半導体直接励起－連続発振 Ti:Sapphire レーザーは、リング共振器内部の Ti:Sapphire 結晶を青色・緑色半導体レーザーで励起し、複屈折フィルタとエタロンにより波長を選択し、発振する。本システムのラマン分光イメージの空間分解能は約 7 μm であった。また、重水素で標識されたメタノールのラマン散乱分光スペクトルを Fig.2 に示す。本システムにて、生体中に多く存在する水には影響されずに C-D に起因するラマンピークを取得できることが示された。今後、同位体トレーサー法との組み合わせによる細胞代謝イメージングなどへの応用展開を進める予定である。

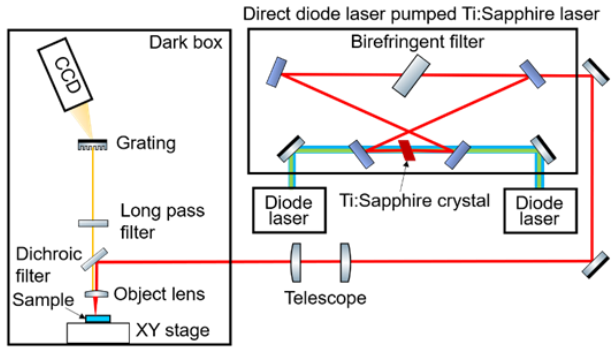


Fig.1　ラマン散乱分光イメージングシステム

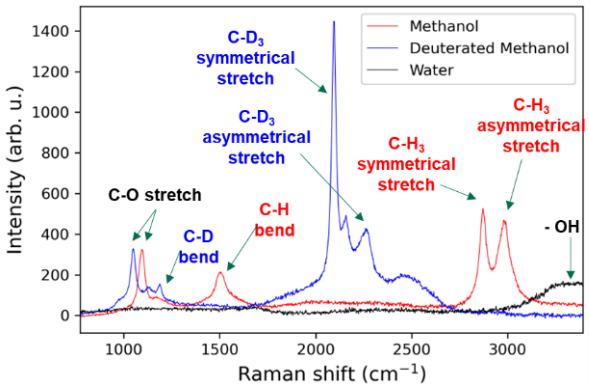


Fig.2　重水素標識メタノールの
ラマン散乱分光スペクトル

謝辞 本研究開発の一部は、JST さきがけ「量子生体」(JPMJPR19G7)、科研費 挑戦的研究(開拓) (19H05584)、JST SCORE 大学推進型（拠点都市環境整備型 JPMJST2076）の助成を受けたものである。

参考文献 [1] V. Sonnenschein *et al*., Nucl. Instrum. Meth. B 463, 512-514 (2020).

*Gyo Itsubo[1], Hideki Tomita[1,2], Kenji Shimazoe[3]

[1]Nagoya Univ., [2]JST PRESTO, [3]Univ. of Tokyo

Secondary electrons dynamic simulation to model residual gas bunch length monitor for high intensity hadron beams at the Linear IFMIF Prototype Accelerator

*A. De Franco[1], M. Poggi[2], L. Antoniazzi[2], K. Kondo[1], S. Kwon[1], M. Sugimoto[1]

[1] National Institute for Quantum Science and Technology, [2] Italian National Institute for Nuclear Physics

The Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) is designed to accelerate 125mA deuteron beam to 9MeV in continuous wave. A monitor has been developed to measure the beam bunch length from the arrival time distribution, vs. RF phase, of secondary electrons emitted from ionization of residual gas. This work presents the framework developed to simulate the dynamic of electrons from generation to detection.

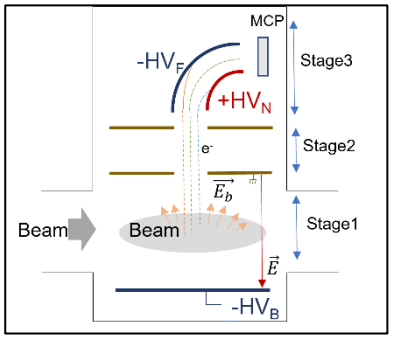
Keywords: Beam accelerator, Beam Instrumentation, Simulation, Bunch Length, Deuteron Beam

1. Introduction

The LIPAc is now under commissioning [1] and characterization of the longitudinal space is essential for technology validation. A monitor has been developed to measure the beam bunch length from the arrival time distribution, vs. RF phase, of secondary electrons emitted from ionization of residual gas [2]. The unique beam intensity will generate considerable space charge forces on the electrons, and the expected signal rate should be carefully estimated.

2. Detector performance simulations

The figure shows a schematic view of the detector. In the first stage electrons are created from beam ionization of residual gas. The VirtualIPM[3] code has been modified to generate a realistic initial electron velocities distribution following the HKS model[4]. The code transports the electrons upwards in the presence of the electric fields E imposed by the high voltage HV_B and E_b generated by the beam itself. The latter is calculated by solving the 2D Laplace equation by over relaxation. A second python code selects the electrons that reached end of stage 1 with positions and momenta kinematically compatible with passing trough the two pinholes between stages. The code then solves the equation of motion by Runge Kutta method for the electrons in the third stage where their trajectories are bent by the electric field imposed by the high voltages HV_F and HV_N. Only a small fraction of all the emitted electrons can reach the Multi Channel Plate detector, situated behind a third pinhole. The simulations are used to estimate the signal count rate and the time of arrival spread Vs. RF period. The parameters explored are beam size, beam current, beam misalignments, pinholes size, pinhole misalignment, HV_B, HV_F and HV_N. Additionally, we verified the confining effect on electron's trajectories of an external uniform magnetic field.



3. Conclusion

The electron's dynamics inside a residual gas bunch length monitor have been simulated under the severe space charge effects present at LIPAc. Expected signal count rate and time accuracy have been estimated in a large parameter space to optimize working point and predict sensitivity to settings, misalignments and beam properties.

References

[1] L. Dzitko et al., Fusion Engineering and Design, Vol. 168, July 2021, doi: 10.1016/j.fusengdes.2021.112621,

[2] J. Marroncle et al., Proceedings of IBIC2012, Tsukuba, Japanjacow

[3] D. Vilsmeier, P. Forck, M. Sapinski, Proceedings of IBIC 2017, Grand Rapids, MI, USA

[4] M.E. Rudd et al., Secondary Electron Spectra from Charged Particle Interactions, ICRU-55 ,1996.

レーザー変調における電子ビームエネルギー分散の測定

Measurement of energy spread of electron beam after laser modulation

*菅 晃一[1]，神戸 正雄[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム圧縮方式として、レーザー変調による電子ビーム圧縮を検討している。本発表では、レーザー変調された電子ビームのエネルギー分散測定について報告する。

キーワード：電子ビーム，レーザー変調，アンジュレータ

フェムト秒・ピコ秒パルス幅を有する電子ビームは、自由電子レーザー、パルスラジオリシス等の加速器物理、物理化学の研究に応用されている。そのため、短パルス電子ビーム発生は、高品質な光源開発や時間分解計測における時間分解能向上のために不可欠となっている。これまでに阪大産研では、フェムト秒電子ビームとフェムト秒レーザーを用いて、フェムト秒時間分解能を有するパルスラジオリシス（過渡吸収分光法）を開発・利用してきた。今後、パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには、さらに短い電子ビームが必要となる。これまでに電子ビーム発生では、フォトカソード高周波電子銃にピコ秒またはフェムト秒紫外光を入射し、光電子を電子ビームとして利用してきた。さらに、発生した電子ビームを加速管によりエネルギー変調し、アクロマティックアークの磁気パルス圧縮器により 35 MeV のフェムト秒電子ビームを発生してきた。

新たな電子ビーム圧縮技術の開発において、さらに短パルスの電子ビームパルス列もしくは単パルスを得るためのレーザー変調は有用な手段であることが期待される。レーザー変調とは、アンジュレータ周期磁場中にレーザーと電子ビームを入射することにより、電子ビームの（パルス中のスライス）エネルギー分散を増大させる手法である。一般的には、単一パルスのレーザー光がレーザー変調に用いられ、X 線自由電子レーザーの施設では自由電子レーザーの X 線強度の増強および安定化のために用いられている[1]。また、レーザー光が存在しない時刻はレーザー変調が行われないため、時間的に強度変調したレーザー光を用いた場合は変調によるエネルギー分散の増大が進行方向のスライスごとに異なる電子ビーム発生も可能となる。そのため、レーザー変調に使用するレーザーの時間プロファイルの操作も、レーザー変調に関連した研究の種類を広げてきた。

そこで、本報告では、レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の実験の現状について説明する。将来的な目標として、フォトカソード RF 電子銃加速器からのフェムト秒電子ビーム（エネルギー<35 MeV、電荷量<10 pC、パルス幅<10 fs）に対して、レーザー変調を適用し、アト秒電子ビームパルス列もしくは単パルスを得ることを目指している。レーザーと電子ビームをアンジュレータに同軸で通過させ、レーザー変調により誘起されるエネルギー分散の実験結果について、報告する。

参考文献

[1] Z. Huang et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 13, 020703 (2010).

---

*K. Kan[1], M. Gohdo[1], J. Yang[1], Y. Yoshida[1]

[1]SANKEN (ISIR), Osaka Univ.

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

[2N07-10] Nuclear Data Evaluation, Processing, and Validation

Chair:Shinsuke Nakayama(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 2:45 PM - 3:55 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N07] Prediction of optimal potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1], Nobuyuki Iwamoto[2,1], Sota Yoshida[3] （1. Hokkaido Univ., 2. JAEA, 3. Utsunomiya Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[2N08] Evaluation of fission products yields with machine learning

*Jingde Chen[1], yuuta mukouhara[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[2N09] NJOY2016 modification for JENDL-5 processing

*Chikara Konno[1] （1. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[2N10] Benchmark tests of the latest nuclear data libraries for A-FNS shielding design

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

機械学習を用いた核子ー原子核散乱に対する最適なポテンシャルの予測

Prediction of optimal potential for nucleon-nucleus scattering using machine learning

*渡辺 証斗[1]，湊 太志[2]，木村 真明[1]，岩本 信之[1,2]，吉田 聡太[3]
[1]北海道大学，[2]JAEA，[3]宇都宮大学

ガウス過程による回帰分析を行い、中性子-原子核散乱断面積の実験データを再現するようにチャネル結合光学模型パラメータの最適値を推定した。その結果について報告するとともに、有用性についても議論する。

キーワード: ガウス過程回帰，光学模型パラメータ，チャネル結合光学模型，弾性散乱角度分布，パラメータ不確かさ

1. 緒言

核反応データの評価に機械学習を導入することで、人的・時間的コストの削減だけでなく、最適化するパラメータの大規模化など、多くの利点が期待できる。これまでに我々は、ガウス過程による回帰分析を用いた核反応模型パラメータの最適化を実施し、その手法が十分に機能することを示した [1]。発表では、本手法を用いて、任意の入射エネルギーにおける核反応模型パラメータの最適値をガウス過程回帰により推定したので、その結果を報告する。

2. 手法と結果

中性子-原子核反応の全断面積，弾性・非弾性散乱角度分布の計算には、チャネル結合光学模型(CCOM) [2] を用いた。光学模型の計算と GPyOpt [3]を用いたガウス過程回帰を組み合わせて、入射エネルギー毎に光学ポテンシャルの一部パラメータの最適値を求めた。さらに、各入射エネルギーにおけるパラメータの最適値を訓練データとして使い、ガウス過程回帰を用いて、任意の入射エネルギーにおけるパラメータの最適値を推定した。

3. 結論

推定した最適値は国枝らによるポテンシャルパラメータとおおよそ整合していた。今回は小規模なデータセットに対して評価を行ったが、今後はこの枠組みを大規模化し、光学ポテンシャルの核子依存性の推定を試みる。

参考文献

[1] S. Watanabe, F. Minato, K. Masaaki and N. Iwamoto, Journal of Nuclear Science and Technology. 1-8 (2022)

[2] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and S. Shibata, Nucl. Data. Sheets. 131, 259 (2016), and references therein.

[3] https://github.com/SheffieldML/GPyOpt

---

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1], Nobuyuki Iwamoto[1,2] and Sota Yoshida[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA, [3]Utsunomiya Univ.

機械学習による核分裂生成物収率の評価

Evaluation of fission products yields with machine learning

*陳 敬徳[1], 向原 悠太[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学

機械学習の一手法であるベイジアンニューラルネットワーク(BNN)モデルを利用し、JENDL-5 の ^{236}U と ^{239}Pu の核分裂生成物収率データを学習データとして使用し、精度が一番高いモデルを選んで、実験データを再現し、評価済みデータの存在しない 1MeV から 5MeV までの入射エネルギーにおける核分裂生成物収率を予測する。

キーワード：核分裂生成物収率、機械学習、ベイジアンニューラルネットワーク

1. 緒言

一般的には ^{236}U と ^{239}Pu の熱中性子誘起核分裂では、1000 を超える核分裂生成物が生成され、その収率は 10^{-15}~10^{-2} まで広く分布している。しかし、現在の核分裂生成物収率の実験データでは、入射エネルギー点として 0.0253eV(熱中性子)、500keV と 14MeV の核データしか与えられておらず、これから発展する高速炉の設計、廃棄物の処理、原子炉の毒作用の把握、核鑑識等の新規分野のためには不十分である。また、現在の理論模型では、精度高く核分裂生成物収率の実験データを再現することがなかなかできない状態である。そこで、機械学習モデルを利用し、JENDL-5 にある核分裂生成物収率データを教師付き学習データとして用いて再現性の高い機械を育成し、さらに現在データの存在しない入射エネルギー 1MeV から 5MeV までの核分裂生成収率を予測することが今回の研究目的である。

2. 手法

まず、今回で選んだモデルはベイジアンニューラルネットワーク(BNN)モデル[1]である。BNN モデルは事前分布(JENDL-5 にある既知の核分裂生成物収率のデータ)を学習し、予測値を出力するモデルである。また、その予測値に対してどの程度の信頼性を持っているのかを具体的な数値で表現できるモデルである。最初に、入力として選んだのは分裂核の質量数、陽子数、励起エネルギー、核分裂生成物の質量数と陽子数で、重みを調整することで一番再現性がいいモデルをトレーニングする。更に、トレーニングされたモデルを利用し、他の入射エネルギーがない核分裂生成物収率データを予測する。

3. 結論

図 1 では現在の ^{235}U の熱中性子誘起核分裂を BNN で学習させた結果である。現状では誤差の予測値が負の領域になっていたり A=134 のピークを含む FPY の微細構造までは再現できていないので、これからこの方面で改善したい。

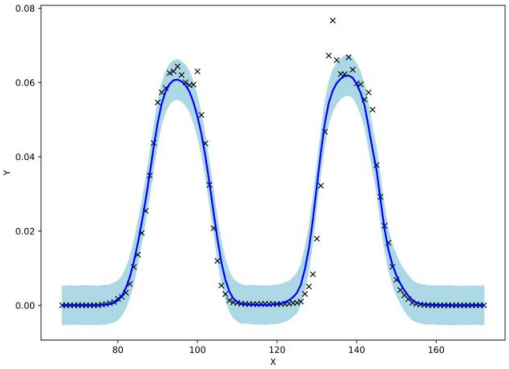


図 1 ^{235}U の熱中性子誘起核分裂の核分裂生成物収率分布で、核分裂片の質量数（横軸）とその収率（縦軸）の関係で、×が JENDL-5 の実験データで、青い曲線は BNN によるフィット線である。

参考文献
[1] David J.C Mackay et al., Phys. Res. A 1, 354(1995).

*Jingde Chen[1], Yuta Mukobara[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech.

JENDL-5 処理のための NJOY2016 修正

NJOY2016 modification for JENDL-5 processing

*今野　力

JAEA

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開された。この JENDL-5 の中性子、荷電粒子、光原子サブライブラリの ACE ファイルを作成できるように NJOY2016.65 を修正したので報告する。

キーワード： JENDL-5、NJOY、中性子サブライブラリ、荷電粒子サブライブラリ、光原子サブライブラリ

1. 緒言

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年末に公開されたが、モンテカルロ放射線輸送計算コード PHITS、MCNP で使うには JENDL-5 の ACE ファイルを作成する必要がある。FRENDY コードでは JENDL-5 の中性子サブライブラリの核発熱係数、損傷断面積が入っていない ACE ファイルを作成することはできるが、荷電粒子、光原子サブライブラリには対応していない。今回、JENDL-5 の荷電粒子、光原子サブライブラリだけでなく、核発熱係数、損傷断面積の入った中性子サブライブラリの ACE ファイルも核データ処理コード NJOY2016.65 で作成できるようにしたので報告する。

2. 荷電粒子サブライブラリ処理

JENDL-5 の荷電粒子サブライブラリで使われている File 6 の law=7 データは NJOY2016.65 で作成した ACE ファイルでは law=61 データに変換されるが、このデータを PHITS、MCNP は適切に扱うことができず、law=67 データの ACE ファイルを作成する必要がある[1]。NJOY2016.65 を調べたところ、ソースコードで 1 に固定されている no7 変数を 0 にすれば law=67 データの ACE ファイルを作成できるようになっていた（ただし、不完全でバグあり）。今回、no7 変数を NJOY の入力に新たに組み込み、また、JENDL-5 を処理できるように NJOY2016.65 を修正した。なお、JENDL-5 の陽子サブライブラリの Be-9 の File 6 で int=22 の内挿が使われているが、PHITS、MCNP コードが対応していないため int=2 として処理することにした。

3. 光原子サブライブラリ処理

JENDL-5 の光原子サブライブラリは ENDF/B-VIII.0 と同じなので、NJOY2016.65 で問題なく処理できると考えていたが、窒素ファイルの処理でエラーになった。これは、JENDL-5 では ENDF/B-VIII.0 のデータフォーマットを若干変更したことにより同じエネルギー点が複数生じたことが原因で、データを修正すればエラーはなくなるが、NJOY2016.65 を修正することで対処した。また、NJOY のマニュアルには書かれていないが、NJOY コードの公式の変更により JENDL-5 の原子緩和サブライブラリも使って処理した。

4. 中性子サブライブラリ処理

NJOY2016.65 で JENDL-5 の中性子サブライブラリを処理したところ、NJOY2016.65 の新たなバグが見つかり、それを修正した。また、JENDL-5 では反応の数が非常に多いため、それに起因するエラーの修正も行った。さらに、エネルギーバランスが崩れているファイルが多数あるため、運動学的手法で計算した核発熱係数を ACE ファイルに格納できるようにし、最近、中国の研究者が指摘された heatr モジュールのバグ[2]も修正した。なお、FRENDY で作成された JENDL-5 の中性子サブライブラリの公式の ACE ファイル作成でもこの修正した NJOY2016.65 の heatr モジュールが使用された。

5. まとめ

JENDL-5 の中性子、荷電粒子、光原子サブライブラリを処理できるように NJOY2016.65 を修正した。修正した NJOY2016.65 で JENDL-5 の全核種の ACE ファイルを作成し、簡単なモデルでテスト計算を行い、問題がないことを確認した。JENDL-5 の公式の ACE ファイルはこの修正された NJOY2016.65 あるいはその一部を使って作成された。NJOY2016.65 の修正箇所の詳細については、JENDL-5 の公式の ACE ファイルとともに公開したので、それを見ていただきたい。今後、JENDL-5 の光核サブライブラリを処理するための NJOY2016.65 の修正を行う予定である。

参考文献

[1] T. Sasa et al., JAEA-Data/Code 2008-022 (2008). [2] W. Yin et al., Annals of Nuclear Energy, 164 (2021) 108624.

*Chikara Konno

JAEA

A-FNS 遮蔽設計のための最新核データライブラリベンチマークテスト

Benchmark tests of the latest nuclear data libraries for A-FNS shielding design

*権 セロム[1]，今野 力[2]， 太田 雅之[1]，佐藤 聡[1]

[1]QST，[2]JAEA

20 MeV 以上の最新の核データライブラリの A-FNS 遮蔽設計への適用性を評価するため、QST/TIARA で実施された鉄及びコンクリート遮蔽実験を用いて最新の核データライブラリのベンチマークテストを行い、JENDL-5 を用いた計算値が実験値を最も良く再現することがわかった。

キーワード：ベンチマークテスト，遮蔽実験，鉄，コンクリート，QST/TIARA，A-FNS

1. 緒言

これまでの核融合中性子原 A-FNS の遮蔽設計では、IAEA が核融合炉用に編さん、公開している FENDL を用いた核解析を実施している。2022 年 2 月に FENDL の新しいバージョン 3.2b が公開、また 2021 年末には日本の JENDL も改訂された。QST/TIARA での鉄及コンクリート遮蔽実験を用いて、改訂された FENDL-3.2b、JENDL-5 及び改訂が進められている ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 のベンチマークテストを実施した。

2. 検討手法及び結果

QST/TIARA での 40 及び 65MeV 中性子入射の鉄、コンクリート遮蔽実験で測定された中性子スペクトルを JENDL-5、FENDL-3.2b、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 を用いて MCNP で計算した（20 MeV 以上のデータがないため、ENDF/B-VIII.0 を用いたコンクリート実験解析では JENDL-5 の ^{1}H を、JEFF-3.3 を用いたコンクリート実験解析では JENDL-5 の ^{1}H、^{28}Si を使用）。

2-1. 鉄遮蔽実験

図 1 に 65MeV 中性子入射の鉄遮蔽実験での計算値と実験値の比を示す。JEFF-3.3 を用いた計算値は実験値を大幅に過大評価し、ENDF/B-VIII.0 を用いた計算値は過小評価することがわかった。JENDL-5 を用いた計算値は実験値をよく再現した。FENDL-3.2b を用いた計算値は 60-70MeV の中性子束の実験値を良く再現しているが、10-60 MeV の中性子束の実験値を過小評価した。ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3、FENDL-3.2b による計算値と実験値の不一致の要因を検討し、^{56}Fe データに起因していることが分かった。

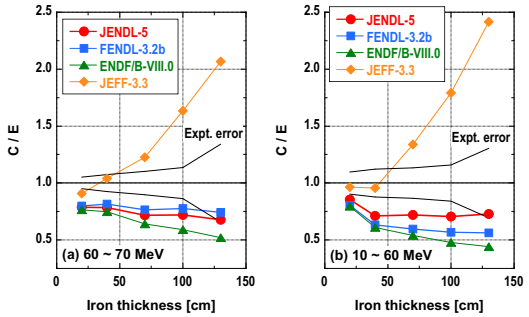


図 1. 65 MeV 中性子入射鉄遮蔽実験での 60-70 MeV、10-60 MeV の中性子束の実験値に対する計算値の比（C/E）

2-2. コンクリート遮蔽実験

図 2 に 65MeV 中性子入射のコンクリート遮蔽実験での計算値と実験値の比を示す。ENDF/B-VIII.0 及び JEFF-3.3 を用いた計算値は 60-70 MeV の中性子束の実験値を過大評価した。JENDL-5 を用いた計算値は実験値と最も良く一致し、FENDL-3.2b を用いた計算値は 10-60 MeV の中性子束の実験値をやや過小評価した。ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 用いた計算値と実験値の不一致の要因を検討し、主な原因は ^{16}O データにあることを特定した。

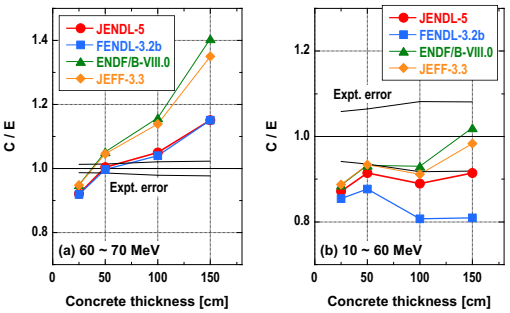


図 2. 65 MeV 中性子入射コンクリート遮蔽実験での 60-70 MeV、10-60 MeV の中性子束の C/E

3. まとめ

QST/TIARA の鉄、コンクリート遮蔽実験を用いて最新の鉄及コンクリート組成の核種の最新の核データライブラリのデータの検証を行った。その結果、JENDL-5 を用いた計算値は実験値を良く再現、FENDL-3.2b を用いた計算値は 10-60 MeV の中性子束をやや過小評価、ENDF/B-VIII.0 及び JEFF-3.3 を用いた計算値は実験値と大幅に異なることがわかり、ENDF/B-VIII.0 及び JEFF-3.3 の ^{16}O と ^{56}Fe データは次期改訂で見直しが必要である。JENDL-5 を用いることで A-FNS 遮蔽設計を精度良く行うことができることが判ったので、今後、JENDL-5 の適用を検討する。

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1] and Satoshi Sato[1]

[1]QST, [2]JAEA

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

[2N11-16] Nuclear Reaction Theory

Chair:Osamu Iwamoto(JAEA)

Thu. Sep 8, 2022 3:55 PM - 5:30 PM Room N (E2 Bildg.1F No.102)

[2N11] Implementation of multi-chance fission process to fission simulation model FIFRELIN

*tatsuhiko ogawa[1,2], Olivier Litaize[2], Davide Mancusi[2], Abdelhazize Chebboubi[2], Olivier Serot[2] （1. JAEA, 2. CEA）

3:55 PM - 4:10 PM

[2N12] Fission mode and total kinetic energy of 258Md fission fragments studied by 4D Langevin model

*Jun Inagaki[1], Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. Institute of Nuclear Research）

4:10 PM - 4:25 PM

[2N13] Excitation energy dependence of total kinetic energy of different fission modes by 4D Langevin model

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech）

4:25 PM - 4:40 PM

[2N14] Pairing effect on the fission barrier height employing microscopic mean-field model

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech, 2. Saitama Univ.）

4:40 PM - 4:55 PM

[2N15] Semi-empirical fission yield model for the R-process nucleosynthesis

*Chikako Ishizuka[1], Kohsuke Tsubakihara[2], Taiki Kouno[1], Satoshi Chiba[1], Shinya Wanajo[3] （1. Tokyo Tech, 2. NIT Asahikawa College, 3. AEI）

4:55 PM - 5:10 PM

[2N16] Evaluation of Mean Field Model Dependence in Heavy Ion Injection Reactions Using Antisymmetrized Molecular Dynamics with Double Differential Cross Sections

*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] （1. Tokyo Tech, 2. KEK, 3. SOKENDAI, 4. Tohoku Univ.）

5:10 PM - 5:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核分裂モデル FIFRELIN のマルチチャンスフィッション機能開発

Implementation of multi-chance fission process to fission simulation model FIFRELIN

*小川達彦 [1,2], Olivier Litaize[2], Davide Mancusi[2], Abdelhazize Chebboubi[2], Olivier Serot [2]

[1] JAEA, [2]CEA

仏国 CEA で開発されている核分裂モデル FIFRELIN は、マルチチャンス核分裂を扱えない問題があった。本研究では中性子入射による複合核の形成と、その後の核分裂と中性子放出崩壊の競合を計算することで、マルチチャンス核分裂を計算する機能を付与することに成功した。

キーワード：マルチチャンスフィッション，シミュレーションコード，核分裂崩壊幅，中性子放出崩壊幅

1. 緒言

核分裂バリア以上のエネルギーを持つ中性子によって引き起こされる核分裂は、中性子放出崩壊と競合するため、マルチチャンス核分裂と呼ばれる。CEA の核分裂モデル FIFRELIN[1] はこれまで、自発核分裂と熱中性子誘導核分裂のモデリングを完成させており、その次の段階としてマルチチャンス核分裂のモデリングを本研究で実施した。

2. 方法

まず複合核の励起エネルギー、角運動量、パリティを、標的核と入射中性子の物理量から決定する。核分裂幅は Bohr-Wheeler の式で計算し、中性子放出崩壊幅は核分裂片の崩壊を計算するために入っている Hauser-Feshbach モデルを転用して計算する。両者の幅に基づき、核分裂と中性子放出を確率的にサンプリングするが、中性子放出により複合核の励起エネルギーが Möller の表 [2] から決定した核分裂バリア以下になったら、核分裂を禁止する。

3. 結果と考察

改良した FIFRELIN によって、任意の核が任意の励起エネルギーを持った状態での核分裂確率が計算できる。図 1 は ^{240}U が任意の励起エネルギーから直接核分裂を起こす確率を示している。測定値 [3] によると、10MeV 以下でより急峻に確率が上がると予測されるが、エネルギー依存性を定性的には再現できている。今後、中性子崩壊幅の計算のため Hauser-Feshbach モデルで用いる中性子透過係数や、準位密度の計算を高精度化し、マルチチャンス核分裂のより正確な再現を目指す。

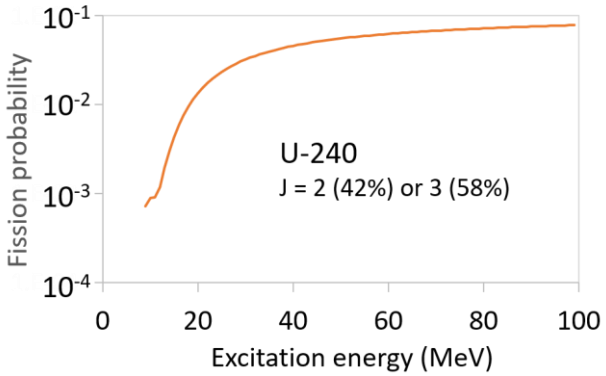


図 1　改良版の FIFRELIN で計算した核分裂確率の励起エネルギー依存性

参考文献

[1] O.Litaize, et al, *Eur. Phys. J. A,* **51**, 177 (2015)

[2] P. Möller et al, *Phys. Rev. C,* **91**, 024310 (2015)

[3] U. Goerlach et al, *Z. Physik A*, **287**, 171- 181 (1978)

---

*Tatsuhiko ogawa[1,2], Olivier Litaize[2], Davide Mancusi[2], Abdelhazize Chebboubi[2], Olivier Serot[2]

[1]JAEA., [2]CEA

4 次元ランジュバン模型による ^{258}Md の核分裂片の核分裂モードと全運動エネルギーの研究

Fission mode and total kinetic energy of ^{258}Md fission fragments studied by 4D Langevin model

*稲垣 潤[1]，島田 和弥[1]，石塚 知香子[1]，F. A. Ivanyuk[2]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]キエフ原子核研究所

4 次元ランジュバン模型に基づいて ^{258}Md の核分裂片の質量数と全運動エネルギーの分布を得た。励起エネルギーを上昇させていき全運動エネルギー分布における対称核分裂モードと非対称核分裂モードの変遷を調べた。また、高い励起エネルギーではマルチチャンスフィッションを考慮する必要があり、TALYS を用いてマルチチャンスフィッション補正を行った。

キーワード：核分裂、メンデレビウム、4 次元ランジュバン模型、全運動エネルギー、核データ

1. 緒言

4 次元ランジュバン模型[1]による ^{258}Md のファーストチャンスフィッションでの計算により、励起エネルギーを 15MeV から 18MeV に上げると質量対称核分裂から、質量非対称核分裂する割合が大きくなることがわかった。より正確なデータを得るため、このエネルギー領域で起こるマルチチャンスフィッション[2]を考慮して計算を行った。

2. 方法

本研究では 4 次元ランジュバン模型によるランジュバン計算を行った。ここで原子核の形状を二中心模型で表し、自由エネルギーに対する殻補正の温度依存性を近似し[3]、巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算した。次に ^{258}Md が ^{257}Md, ^{256}Md になるときの中性子分離エネルギーを求め[4]、それぞれの質量数で核分裂が起こる確率を TALYS で計算し、マルチチャンスフィッション補正を行った。

3. 結果・結論

図 1, 2 はそれぞれ ^{258}Md の励起エネルギー15MeV,18MeV の時の核分裂片の質量分布である。励起エネルギーを上げると殻効果が小さくなるので核分裂片の質量分布の対称性が高くなるが、これらの図より、質量非対称核分裂する割合が大きくなった。

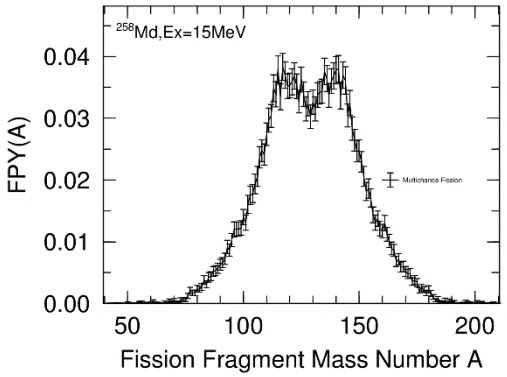


図 1　^{258}Md,15MeV の核分裂収率

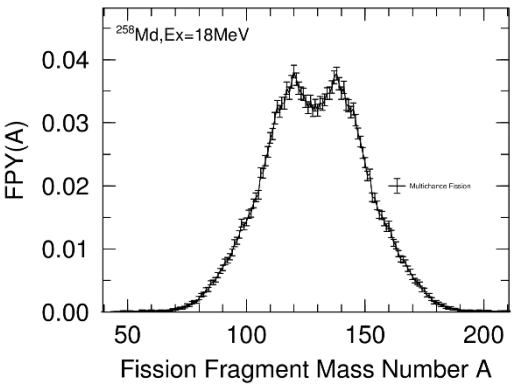


図 2　^{258}Md,18MeV の核分裂収率

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)
[2] Kentaro Hirose, et al., Phys. Rev. Lett. 119, 222501(2017)
[3] F.A.Ivanyuk, et al ,Phys. Rev. C97, 0543331(2018)
[4] https://www-nds.iaea.org/amdc/ame2020/mass_1.mas20.txt

*Jun Inagaki[1], Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Kiev Institute for Nuclear Research

4 次元ランジュバン模型によるモード別核分裂片平均全運動エネルギーの励起エネルギー依存性

Excitation energy dependence of total kinetic energy of different fission modes by 4D Langevin model

*島田 和弥[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大

中性子誘起核分裂において Superlong モードと Standard モードの分類を行い、モード毎の分裂片の平均全運動エネルギー（TKE）と平均変形度の計算を行った。殻補正有りの計算が励起エネルギーの増加とともに無しの結果に近づく様子を分析した。

キーワード：核分裂, ランジュバン模型, 運動エネルギー, フィッションモード, 殻補正

1. 緒言

入射中性子エネルギー増加に伴い、核分裂での分裂片平均全運動エネルギーは減少することが実験的に知られている[1,2]。我々の東工大 4 次元ランジュバン模型を用いた研究で、その原因は分裂時の重い fragment の変形度の増加であることが明らかにされた[3]。本研究では、異なる TKE 分布を有する非対称分裂（Standard mode）と対称分裂（Superlong mode）のモードごとに、平均 TKE と核分裂片の変形度 Q_{20} の入射中性子エネルギー依存性を求め、平均 TKE が減少する原因を調べた。

2. 方法

ランジュバン計算の自由エネルギーは、2 中心模型に基づいて Strutinsky 法と BCS ペアリングの微視的エネルギー補正を基に計算した。また、殻補正を考慮しない液滴模型計算も行った。核分裂片質量数と TKE の 2 次元分布図を基に、液滴状の閉曲線を用いて核分裂片を Standard mode と Superlong mode に分類し、核分裂片の持つ平均 TKE と平均変形度 Q_{20} を求めた。

3. 結果

^{235}U + n 系の平均 TKE の入射中性子エネルギー依存性は図 1 のようになった。入射中性子エネルギー増加に伴い、Standard mode の TKE(赤実線)は減少、Superlong mode の TKE(緑実線)は増加し、いずれも殻補正を考慮しない計算結果(破線)に近づいた。平均変形度 Q_{20} の入射中性子エネルギー依存性は図 2 のようになった。Standard mode の軽い分裂片(赤実線)、重い分裂片(紫実線)、Superlong mode の分裂片(緑実線) のいずれもエネルギー増加とともに殻補正を考慮しない計算結果(破線)に近づいた。とりわけ Standard mode 重い分裂片の変形度（紫実線）増加が顕著であり、TKE 減少に大きく影響を与えていることが分かった。

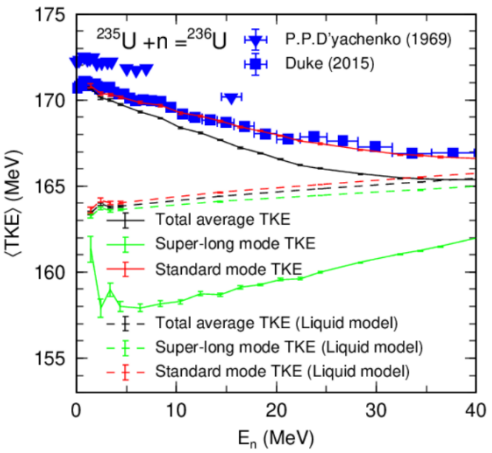


図 1 ^{236}U の核分裂片 TKE の実験データと計算結果の比較

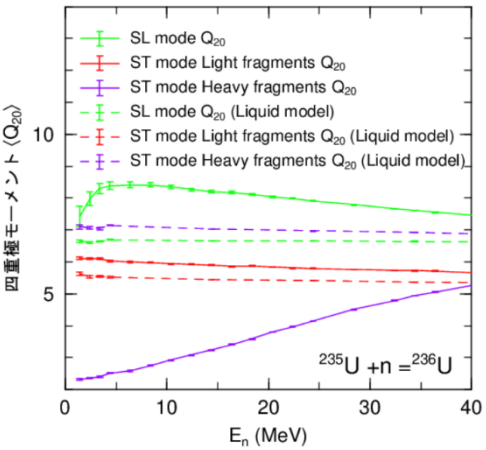


図 2 液的模型別, モード別 ^{236}U の核分裂片変形度 Q_{20} 計算結果の比較

4. 結論

Standard mode と Superlong mode それぞれの分裂片の平均 TKE と変形度を調べた。入射中性子エネルギー増加に伴う全平均 TKE のエネルギー依存性は、殻補正の消失に伴う Standard mode の重い分裂片変形度増加に大きく影響されているが、その様子は励起エネルギーの増加と共に液滴模型の結果に漸近することが分った。

参考文献

[1] P.P.D`yachenko, *et al.*, Soviet Journal of Nuclear Physics, Vol.8, p.165 (1969)

[2] Duke, Dana Lynn, “Fission Fragment Mass Distributions and Total Kinetic Energy Release of 235-Uranium and 238-Uranium in Neutron-Induced Fission at Intermediate and Fast Neutron Energies”, Los Alamos ,2015, Ph.D. thesis.

[3] K.Shimada *et al,* Phys. Rev. C, American Physical Society , 104, 054609 (2021)

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech

微視的模型を用いた核分裂障壁に対する対相関力の影響

Pairing effect on fission barrier height employing microscopic mean-field model

*藤尾 和樹[1], 江幡 修一郎[2], 稲倉 恒法[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1] 東工大, [2] 埼玉大学

核分裂核データの整備に対して核種に依らず計算できる微視的模型は有効な手段の一つであるが、核分裂障壁の大きさを過大評価する傾向がある。^{236}U を対象に、核分裂障壁に影響を与える対相関力の強さを変え、相互作用による変化を調べる。講演では対相関による影響を原子核の準位密度を用いた考察を発表する。

キーワード：核データ、核分裂、平均場模型、有効相互作用、対相関

1. 緒言

核分裂性核種に関する核分裂核データの精度向上や理論からの予測は重要な課題である。微視的平均場模型は有効相互作用を用いることで、核子の自由度から核種に依存せずに原子核の基底状態を計算できる手法である。しかし、原子核の大きな形状変化を伴う核分裂反応に焦点を当てた有効相互作用は整備されていない。これまで既存の有効相互作用を用いてポテンシャルエネルギー面を計算し、核分裂経路の有効相互作用依存性に関する議論を行ってきた。前回までの発表で、微視的平均場模型は核分裂障壁の大きさを過大評価する傾向があることを報告した。これに対して、エネルギーを特徴ごとに分類する考察により、対相関力とスピン軌道力が核分裂障壁に本質的な影響を与えることが分かった。そこで、本研究では対相関力の強さを変更し、核分裂経路及び核分裂障壁に対する影響を 3 種類の有効相互作用に対して調べた。

2.計算方法

本研究では軸対称性を課さない拘束条件付き平均場模型 Skyrme-Hartree-Fock+BCS[1]を用いる。対象核種はこれまでの評価データが豊富にある ^{236}U(^{235}U+n)とし、3 つの有効相互作用(SkM*, SLy4, SkI3)[2-4]を採用する。原子核の伸長に対応する四重極変形モーメント(Q_{20})と分裂片の質量非対称性に対応する八重極変形モーメント(Q_{30})を拘束条件に、変形に関するポテンシャルエネルギー面を計算した。この面上で原子核の伸長に関して最低エネルギーの状態を辿った経路を核分裂経路とする。対相関の強さを±20%変化させ、この核分裂経路と経路中に現れる核分裂障壁に対する影響を調べた。

3.結果

本模型では対相関の強さも自己無撞着に得られる。それぞれの配位で得られた対相関の強さを±20%変化させたときの ^{236}U の核分裂経路を図に示す。図はそれぞれの基底状態と各変形状態からのエネルギー差である。本結果から、対相関の強さが核分裂経路の定性的な形状を残したまま核分裂障壁の大きさを変えることがわかる[5]。

講演では有効相互作用毎に対相関による影響を示す。また、フェルミエネルギー近辺の準位密度を一粒子軌道の占有確率を基に計算した。この準位密度を用いて対相関と核分裂障壁の変化の関係を議論する。

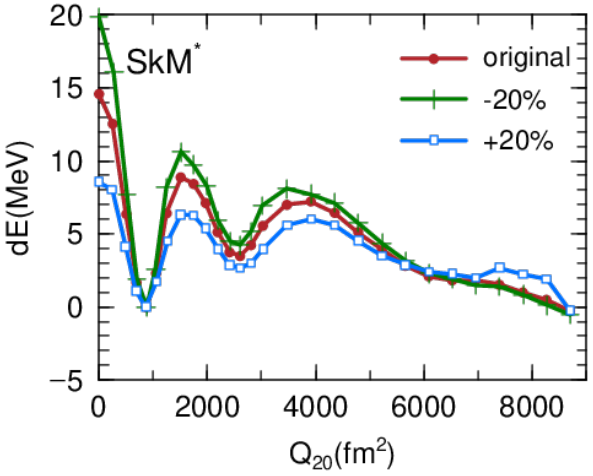


図: 対相関の強さを±20%変えたときの核分裂経路

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] P.-G. Reinhard and H. Flocard, Nucl. Phys. A **584**, 467 (1995).
[3] E. Chabanat, P. Bonche, P. Haensel, J. Meyer,and R. Schaeffer, Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998)
[4] J. Barrel, Ph. Quentin, M. Brack, C. Guet and H.-B. Hfikansson, Nucl. Phys. A **386,** (1982) 79.
[5] T. Kouno, C. Ishizuka, T. Inakura, and S. Chiba, Prog. Theor. Exp. Phys, **2022**, 023D02, (2021)

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Saitama Univ.

R 過程元素合成のための半経験則的核分裂収率モデル

Semi-empirical fission yield model for the R-process nucleosynthesis

*石塚 知香子[1]，椿原 康介[2]，河野 大樹[1]，千葉 敏[1]，和南城 伸也[3]
[1]東工大，[2]旭川高専，[3]マックス・プランク重力物理学研究所

核分裂収率は R 過程元素合成の核分裂リサイクル過程を通じて R 元素組成に影響を与える。本講演では、4 次元ランジュバン模型を用いて予測した超核分裂収率モデルの概要と実際の R 過程元素合成への影響について報告する。

キーワード：核分裂、超重核、元素合成

1. 緒言

ウランや金の起源とされる R 過程元素合成では、R 過程元素合成で作られる超重核の核分裂により R 過程の種核が生成されて再び R 過程に寄与する核分裂リサイクルが起きると期待されている。核分裂リサイクルの R 過程元素合成過程への影響の大きさは R 合成で作られる超重核の核分裂収率に強く依存するが、超重核の核分裂収率そのものが導出する核理論によって大きく異なる。一方で近年、中性子星合体で R 過程元素合成が観測され、中性子星合体の流体計算も高度化が進んでいる。それゆえに、R 過程元素の成立ちを理解する上で、特に不定性の大きな核分裂収率の精度および信頼性の向上が大きな課題となっている。

2. 半経験則的収率モデル

R 過程元素合成で必要とされる核種の核分裂収率を高度に予測するために、我々は 4 次元ランジュバン模型を用いて Z=92-122 の数 100 種の核種に対して核分裂障壁近傍の低エネルギー核分裂計算を実施した。我々の 4 次元ランジュバン模型は二つの核分裂片の非対称な形状を取り扱える上、様々なアクチノイド核種の核分裂質量収率や全運動エネルギーをパラメータ調整せずに広く説明できる。このような 4 次元ランジュバン計算は並列化しても一核種当たりの計算コストが非常に高い。そこで 4 次元ランジュバン計算で得られた核分裂収率をピーク構造に応じて 4 つ、または 5 つのガウス分布の重ね合わせでフィットし、各ガウス分布の系統性を調べ、未計算の核種へのガウスパラメータの内挿の可否を調査した。その結果、いずれの元素においても各ガウスパラメータは同位体の中性子数に対して強い一次相関を示すことが判明した。そこで我々は 4 次元ランジュバン計算の結果とそのガウスパラメータの系統性の解析結果に基づき、R 過程元素合成計算で要求される全ての核種に対して核分裂質量収率モデル Y(A)を作成した。半経験則的核分裂収率モデル Y(Z, A)[1]は、4 次元ランジュバン計算に基づく Y(A)の各核分裂片の質量数 A で、我々が数千の実験値を解析して得た半経験則的な公式に基づく荷電分布[2]を持つように構築した。

3. まとめ

本講演では上記の半経験則的収率モデルの概要およびガウスパラメータの系統性について紹介する。その上で R 過程元素合成に与える影響を元素合成モデル[3]を用いて評価し、従来の収率モデルとの差異を論じる。

参考文献

[1] C. Ishizuka, K. Tsubakihara, T. Kouno, S. Chiba, 2021 年度核データ研究会プロシーディングス

[2] K. Tsubakihara et al., J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 58, 151 (2020).

[3] S. Wanajo, Astrophys. J., Vol. 868, 65 (2018).

*Chikako Ishizuka[1], Kohsuke Tsubakihara[2], Taiki Kouno[1], Satoshi Chiba[1], and Shinya Wanajo[3]

[1]Tokyo Tech.., [2]NIT, Asahikawa College, [3]Max Plank Institute for Gravitationla Phyics.

反対称化分子動力学を用いた重イオン入射反応における平均場模型依存性の二重微分断面積による評価

Evaluation of Mean Field Model Dependence in Heavy Ion Injection Reactions Using Antisymmetrized Molecular Dynamics with Double Differential Cross Sections

*向原 悠太[1]，佐波 俊哉[2,3]，小野 章[4]，稲倉 恒法[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]KEK，[3]総研大，[4]東北大

反対称化分子動力学は平均場効果と 2 核子衝突の効果が含まれていることによってフラグメント生成がよく再現でき、重イオン入射反応に対して有効なモデルである。本研究では $^{12}C + ^{27}Al$ 反応を例にとって、異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのような違いがあるのかを、二重微分断面積によって実験値と照らし合わせながら評価する。

キーワード：反対称化分子動力学，粒子生成，平均場，2 核子衝突，核データ

1. 緒言

重イオン入射反応は、近年がん治療等に用いられており、実験も徐々に行われつつある。しかし、標準となる計算手法が確立しておらず様々な計算コードが多種多様な模型を用いている。本研究ではその中でも衝突反応のフラグメント生成がよく再現でき、重イオン入射反応に対して有効なモデルである反対称化分子動力学[1]を用いて $^{12}C+^{27}Al$ 反応を例に挙げる。異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのような違いがあるのかを、二重微分断面積および角度微分断面積によって実験値[2]と照らし合わせながら評価した。

2. 方法

本研究では AMD によって入射および標的核の基底状態を求め、乱数により様々な初期配置から衝突計算を 10000 イベント行った。衝突計算の後、統計カスケード崩壊[3]の計算を行い、二重微分断面積と積分断面積を求めた。AMD 計算では Skyrme 相互作用を有効相互作用として用い、平均場模型複数個と実験データとの比較を行った。入射核 ^{12}C のエネルギーは実験データのある 72MeV と 144MeV とした。

3. 結果

30 度での炭素放出の二重微分断面積が図 1 となり、原子番号を横軸にとった角度微分断面積は図 2 となった。図 1 より、実験値と比べ平均場によって 10 倍前後の差が生じているが PHITS の計算値よりは改善していることが分かる。図 2 に関しては原子番号 5 で特に平均場の影響が大きいことがわかる。

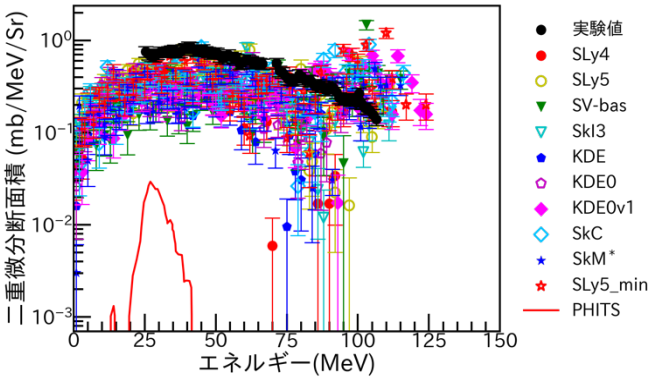


図 1 入射 ^{12}C のエネルギー144MeV での放出された炭素の 30 度での二重微分断面積の平均場依存性

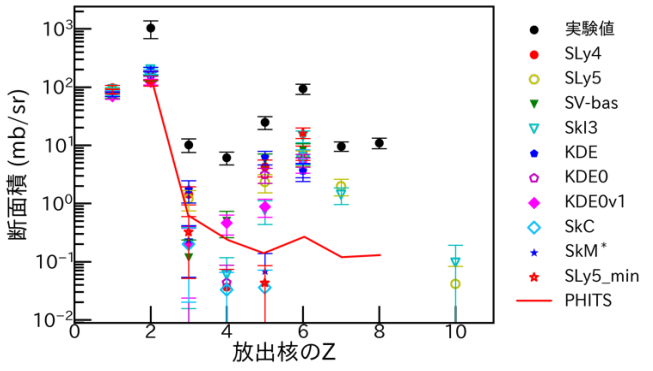


図 2 入射 ^{12}C のエネルギー72MeV での 30 度における核種生成断面積の Z 分布の平均場依存性

4. 結論

AMD 計算+統計カスケード崩壊計算における平均場模型の予測値を二重微分断面積と角度微分断面積によって比較した。平均場模型によって予測に違いが生じ、粒子生成に 10 倍程度の影響を与えることがわかった。

謝辞 本研究で利用した実験データは JSPS 科研費 24561051 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Akira Ono, *et al.*, Phys. Rev. C 47, 2652 (1993).
[2] Toshiya Sanami, *et al.*, EPJ Web of Conferences 146, 11007 (2017).
[3] F. Piilrlhofer, Nucl. Phys. A 28O, 267 (1977).

*Yuta Mukobara[1], Toshiya Sanami[2,3], Akira Ono[4], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]KEK, [3]SOKENDAI, [4]Tohoku Univ.